

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-023-06
提出年月日	2022年1月11日

重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と  
地震の組合せについて

2022年1月

中国電力株式会社

## 目 次

1. はじめに.....	1
2. 基準の規定内容.....	2
2.1 技術基準規則第 50 条(SA施設)の規定内容.....	2
2.2 JEAG 4601 の規定内容.....	2
3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針.....	8
4. 荷重の組合せの検討手順.....	10
5. 荷重の組合せの検討結果.....	13
5.1 地震の従属事象・独立事象の判断.....	13
5.2 荷重の組合せの検討結果.....	14
5.2.1 全般施設.....	14
5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備.....	18
5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備.....	28
5.2.4 SA施設の支持構造物.....	35
6. 許容応力状態の検討結果.....	36
6.1 全般施設.....	37
6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備.....	38
6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備.....	39
6.4 SA施設の支持構造物.....	39
7. まとめ.....	40

### 添付資料

添付資料-1 地震動の年超過確率

添付資料-2 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

添付資料-3 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方

添付資料-4 工認対象施設(SA施設)における荷重組合せの取扱い

## 1. はじめに

重大事故等\*<sup>1</sup>(以下「SA」という。)の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設\*<sup>2</sup>(以下「SA施設」という。)については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、更にSAが長期にわたり継続することを念頭に、SAにおける運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計とする必要がある。以下にSA施設の耐震設計に対する考え方を示す。

注記\*1:「重大事故に至るおそれがある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く)又は重大事故」を総称して重大事故等という。

\*2:常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備については、代替する設備の耐震クラスに適用される地震力を適用する。

## 2. 基準の規定内容

SA施設，設計基準対象施設（以下「DB施設」という。）の耐震性の要求は，それぞれ実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）第50条，第5条に規定されている。そこで，SA施設及びDB施設について，耐震設計に関する基準の規定内容を以下のとおり整理した。

### 2.1 技術基準規則第50条(SA施設)の規定内容

技術基準規則第50条において，基準地震動による地震力に対してSAに対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことが求められる。

同解釈によれば，その適用に当たってはDB施設の耐震性を規定する技術基準規則第5条の解釈に準じるとされている。

技術基準規則第5条各項の解釈では，それぞれ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（以下「設置許可基準規則」という。）第4条各項の要求に従うこととされている。設置許可基準規則第4条の解釈によれば通常運転時，運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と適切な地震力を組み合わせた荷重条件に対して，その施設に要求される機能を保持することが求められている。

なお，上記の荷重については，地震の従属事象の荷重及び地震と独立した事象であっても長時間継続する事象による荷重は適切な地震力と組み合わせて考慮することが求められている。

### 2.2 JEAG4601の規定内容

「耐震設計に係る工認審査ガイド（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）」の「4.2 荷重及び荷重の組合せ」において，「規制基準の要求事項に留意して，JEAG4601の規定を参考に」組み合わせることとされていることから，JEAG4601における記載内容を以下のとおり整理した。

JEAG4601・補-1984では，運転状態Ⅰ～ⅢとS<sub>1</sub>及びS<sub>2</sub>との組合せに対して評価基準値Ⅲ<sub>A</sub>S及びⅣ<sub>A</sub>Sを適用した評価が求められている。ここで，運転状態Ⅳ(L)とS<sub>1</sub>との組合せにおいて，原子炉冷却材圧力バウンダリ(ECCS系)及び原子炉格納容器についてはⅢ<sub>A</sub>Sを適用する。また，原子炉冷却材圧力バウンダリ(ECCS系以外)についてはⅣ<sub>A</sub>Sを適用し，原子炉格納容器(LOCA後最大内圧との組合せ)の評価についてはⅣ<sub>A</sub>Sを適用することが求められている。さらに，ECCS機器については，運転状態Ⅰ(当該設備においては，本来運転状態Ⅳ(L)を設計条件としており，この状態が運転状態Ⅰに相当)とS<sub>1</sub>との組合せに対して評価基準値Ⅲ<sub>A</sub>Sを適用した評価が求められている。(図2.2-1，2参照)

表1 運転状態と基準地震動の組合せ及び対応する許容応力区分  
(その1:容器,管)

第1種 容 器

地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅱ	Ⅱ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅲ	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅳ(L)	Ⅳ <sub>A</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S	
Ⅳ(S)	Ⅳ <sub>A</sub>		

第2種 容 器

地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅱ	Ⅱ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅲ	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅳ(L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	
Ⅳ(S)	Ⅳ <sub>A</sub>		

第3・4種 容器 (ECCS等以外)

地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅱ	Ⅱ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅲ	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅳ(L)			
Ⅳ(S)			

第3・4種 容器 (ECCS等)

地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅱ	Ⅱ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅲ	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅳ(L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	
Ⅳ(S)	Ⅳ <sub>A</sub>		

第1種 管 (ECCS等以外)

地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅱ	Ⅱ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅲ	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅳ(L)	Ⅳ <sub>A</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S	
Ⅳ(S)	Ⅳ <sub>A</sub>		

第1種 管 (ECCS等)

地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅱ	Ⅱ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅲ	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅳ(L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	
Ⅳ(S)	Ⅳ <sub>A</sub>		

第3・4種 管 (ECCS等以外)

地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅱ	Ⅱ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅲ	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅳ(L)			
Ⅳ(S)			

第3・4種 管 (ECCS等)

地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅱ	Ⅱ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅲ	Ⅲ <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
Ⅳ(L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	
Ⅳ(S)	Ⅳ <sub>A</sub>		

J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1 9 8 4 より 抜 粋

図 2.2-1 J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1 9 8 4 の 許 容 応 力 状 態 の 考 え 方

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討と J E A G 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種 別 (1) 荷重の組合せ	第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	炉心支持構造物	そ の 他		
		機支持構造物 器	容支持構造物 器	機支持構造物 器	容管 器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A <sub>s</sub>	D + P + M + S <sub>1</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	-	-
	D + P <sub>D</sub> + M <sub>D</sub> + S <sub>1</sub>	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S
	D + P <sub>L</sub> + M <sub>L</sub> + S <sub>1</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S <sup>(2)</sup>	Ⅲ <sub>A</sub> S <sup>(3)</sup>	-	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	-
	D + P + M + S <sub>2</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	-
	D + P <sub>D</sub> + M <sub>D</sub> + S <sub>2</sub>	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	-	-	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S
A	D + P <sub>D</sub> + M <sub>D</sub> + S <sub>1</sub>	-	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	-	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅲ <sub>A</sub> S
B	D + P <sub>d</sub> + M <sub>d</sub> + S <sub>B</sub>	-	-	B <sub>A</sub> S	B <sub>A</sub> S	B <sub>A</sub> S	-	B <sub>A</sub> S	-	B <sub>A</sub> S
C	D + P <sub>d</sub> + M <sub>d</sub> + S <sub>C</sub>	-	-	-	C <sub>A</sub> S	C <sub>A</sub> S	-	C <sub>A</sub> S	-	C <sub>A</sub> S

- 注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。  
告示で規定されない容器・管にあっては以下による。
- 1) 耐震A又はA<sub>s</sub>クラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
  - 2) 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
  - 3) 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管にあっては第4種の規定を準用する。
- (2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ<sub>A</sub>Sとする。
- (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sの荷重の組合せ(D + P<sub>L</sub> + M<sub>L</sub> + S<sub>1</sub>)のP<sub>L</sub>は、LOCA後10<sup>-1</sup>年後の原子炉格納容器内圧を用いる。  
2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS<sub>1</sub>地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。  
この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sの許容限界を用いて行う。

J E A G 4601・補-1984より抜粋

図 2.2-2 J E A G 4601・補-1984の許容応力状態と荷重の組合せの考え方

(1) 荷重の組合せ

J E A G 4 6 0 1・補-1984における、荷重の組合せに関する記載は、以下のとおり。

- ・「その発生確率が  $10^{-7}$  回/炉・年を下回ると判断される事象は、運転状態 I～IVに含めない。」とされている。
- ・地震の従属事象については、「地震時の状態と、それによって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とは、組合せなければならない。」とされている。
- ・地震の独立事象については、「地震と、地震の独立事象の組合せは、これを確率的に考慮することが妥当であろう。地震の発生確率が低く、継続時間が短いことを考えれば、これと組合せるべき状態は、その原因となる事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連で決まることになる。」とされている。

以上の記載内容に基づき、J E A G 4 6 0 1において組み合わせるべき荷重を整理したものを表 2.3-1 に示す。表 2.3-1 では、事象の発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえ、その確率が  $10^{-7}$ /炉年以下となるものは組合せが不要となっている。

表 2.3-1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価  
(J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1984 抜粋)

発生確率		1	$10^{-1}$	$10^{-2}$	$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-7}$	$10^{-8}$	$10^{-9}$	
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III	IV							
基準地震動の発生確率 (1/年)				$S_1$	$S_2$							
基準地震動 $S_1$ との組合せ	従属事象	$S_1$ 従属										
	独立	1分以内									$S_1 + II$	
	1時間以内						$S_1 + II$			$S_1 + III$		
	1日以内					$S_1 + II$		$S_1 + III$			$S_1 + IV$	
	1年以内			$S_1 + II$		$S_1 + III$		$S_1 + IV$				
基準地震動 $S_2$ との組合せ	従属事象	$S_2$ 従属										
	独立	1分以内	( $S_2 + II$ は $10^{-9}$ 以下となる)									
	1時間以内									$S_2 + II$	$S_2 + III$	
	1日以内						$S_2 + II$			$S_2 + III$		
	1年以内			$S_2 + II$		$S_2 + III$				$S_2 + IV$		

注：(1) 発生確率から見て

← 組合せが必要なもの。

←----- 発生確率が  $10^{-7}$  以下となり組合せが不要となるもの。

(2) 基準地震動  $S_2$  の発生確率は  $10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年と推定されるが、ここでは  $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年を用いた。

(3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。



(2) 運転状態と許容応力状態

J E A G 4 6 0 1 ・補-1984 における運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり，プラントの運転状態Ⅰ～Ⅳに対応する許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub>～Ⅳ<sub>A</sub>及び，地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S，Ⅳ<sub>A</sub>Sを定義している。

【運転状態】

- 運転状態Ⅰ : 告示の運転状態Ⅰの状態  
運転状態Ⅱ : 告示の運転状態Ⅱの状態  
運転状態Ⅲ : 告示の運転状態Ⅲの状態  
運転状態(長期)Ⅳ(L) : 告示の運転状態Ⅳの状態のうち，長期間のものが作用している状態  
運転状態(短期)Ⅳ(S) : 告示の運転状態Ⅳの状態のうち，短期間のもの(例: J E T, J E T反力, 冷水注入による過渡現象等)が作用している状態

【許容応力状態】

- 許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub> : 通商産業省告示第501号の運転状態Ⅰ相当の応力評価を行う許容応力状態  
許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub>\* : E C C S等のように運転状態Ⅳ(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub>に準じる。  
許容応力状態Ⅱ<sub>A</sub> : 通商産業省告示第501号の運転状態Ⅱ相当の応力評価を行う許容応力状態  
許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub> : 通商産業省告示第501号の運転状態Ⅲ相当の応力評価を行う許容応力状態  
許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub> : 通商産業省告示第501号の運転状態Ⅳ相当の応力評価を行う許容応力状態  
許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S : 許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>を基本として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態  
許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>S : 許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>を基本として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

### 3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針

#### (1) 対象施設

技術基準規則第50条において、基準地震動による地震力に対しての機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」を対象とする。

#### (2) SA施設の運転状態

SA施設は、DBAを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義する。

さらに運転状態Vについては、SAの状態がDBAを超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V(S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V(L)、V(L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V(LL)とする。

#### 【運転状態の説明】

I～IV：J E A G 4 6 0 1で設定している運転状態

V(S)：SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

V(L)：SAの状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

V(LL)：SAの状態のうちV(L)より更に長期的に荷重が作用している状態

#### (3) 組合せの基本方針

SA施設における荷重の組合せの基本方針は以下のとおり。

- ・ $S_s$ 、 $S_d$ による地震力と運転状態の組合せを考慮する。
- ・運転状態I～IVを想定するとともに、それを超えるSAの状態として、運転状態Vを想定する。
- ・地震の従属事象については、地震力との組合せを実施する。
- ・地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び $S_s$ 若しくは $S_d$ の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるか否かを判断する。組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性を持たせた値を目安とする。島根2号機では、DB施設の設計の際のスクリーニング基準である $10^{-7}$ /炉年に保守性を見込んだ $10^{-8}$ /炉年とし、事象の発生確率、継続時間及び $S_s$ 若しくは $S_d$ の年超過確率の積との比較等により判断する。
- ・SAが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮したうえで判断する。
- ・原子炉格納容器について、DB施設ではLOCA後の最終障壁として、SAに至らな

いよう強度的な余裕を更に高めるべく、LOCA後の最大内圧と $S_d$ による地震力との組合せを考慮することとしているが、SA施設においては、強度的に更なる余裕を確保するのではなく、以下の設計配慮を行うことにより、余裕を付加し信頼性を高めることとする。

SA施設としての原子炉格納容器については、DB施設の $S_s$ に対する機能維持の考え方に準じた耐震設計を行う。さらに、最終障壁としての構造体全体の安全裕度の確認として、SA時の格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2P_d$ （最高使用圧力の2倍の圧力）の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

#### (4) 許容限界の基本方針

SA施設の耐震設計として、技術基準規則では、「基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。」とされており、許容限界の設定に際しては、DB施設の機能維持設計の解釈である設置許可基準規則第4条第3項に係る別記2の規定に準じる。具体的な許容限界の設定は、J E A G 4 6 0 1のDB施設に対する記載内容を踏まえ、SA施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を、以下のとおり定めた。

- ・ SA施設の耐震設計は、DB施設に準拠することとしていることから、運転状態Ⅰ～Ⅳと地震力の組合せに対しては、DB施設と同様の許容応力状態を適用する。
- ・ DB施設の設計条件を超える運転状態Ⅴの許容応力状態として $V_A$ を定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態 $V_{AS}$ を定義する。

設置許可基準規則別記2によれば、機能維持設計の要求として、「荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。」とされており、DB施設では、許容応力状態 $IV_{AS}$ の許容限界を適用している。新たに定義する許容応力状態 $V_{AS}$ は、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、機能維持設計の許容限界として適用実績のある許容応力状態 $IV_{AS}$ と同じ許容限界を適用する。

#### 【許容応力状態の説明】

- $I_A \sim IV_A$  : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態
- $III_{AS} \sim IV_{AS}$  : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態
- $V_A$  : 運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態  
(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)
- $V_{AS}$  : 許容応力状態 $V_A$ を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態  
(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

#### 4. 荷重の組合せの検討手順

##### (1) 地震の従属事象・独立事象の判断

3. 項の組合せの基本方針に示すとおり、地震従属事象は $S_s$ と組み合わせ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ、 $S_s$ 、 $S_d$ いずれか適切な地震力と組み合わせることとしていることから、まず、荷重の組合せの検討に当たって、運転状態 $V$ が、地震の従属事象、独立事象のいずれに該当するか判断する。従属事象と判断された場合は、 $S_s$ と組み合わせ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)、(3)項の手順に従う。

なお、地震の従属事象、独立事象の判断は「5.1 地震の従属事象・独立事象の判断」に記載する。

##### (2) 施設分類

対象施設を「全般施設」、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」（以下「PCVバウンダリ」という。）及び「原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備」（以下「RPVバウンダリ」という。）に分類し、荷重の組合せ方針を整理する。また、PCVバウンダリの圧力・温度等の条件を用いて評価を行う施設については、PCVバウンダリの荷重の組合せに従い、支持構造物については、支持される施設の荷重の組合せに従うものとする。

なお、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方は、機器・配管系と同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としていることから、建物・構築物は機器・配管系と同様の考え方で組合せを考慮することとする。

##### (3) 独立事象による荷重に対する荷重の組合せの選定手順

独立事象による荷重に対して、SA施設に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。考え方としては、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮し、工学的、総合的に判断することとする。選定手順を以下に、組合せのイメージを図4-1に、選定フローを図4-2に示す。

##### 【選定手順】

- ① SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である $10^{-4}$ /炉年を適用する。
- ② 地震ハザード解析から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されている $S_2$ 、 $S_1$ の発生確率を $S_s$ 、 $S_d$ の年超過確率に読み替えて適用する。（添付資料-1参照）
- ③ 荷重の組合せの判断は、①と②及びSAの継続時間との積で行い、そのスクリーニングの判断基準を設定する。具体的には、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性を持たせた値として、DB施設の設計の際のスクリー

ーニング基準である $10^{-7}$ /炉年に保守性を見込んだ $10^{-8}$ /炉年とする。

- ④ ①②の積と③を踏まえてS d又は、S sと組み合わせるべきSAの継続時間を表4-1に設定する。事象発生時を基点として、 $10^{-2}$ 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態V(S)）、S dとの組合せが必要な $10^{-2}$ ～ $2 \times 10^{-1}$ 年を長期（L）（運転状態V(L)）、S sとの組合せが必要な $2 \times 10^{-1}$ 年以降を長期（LL）（運転状態V(LL)）とする。
- ⑤ ④を踏まえて、施設分類ごとに荷重の組合せを検討する。

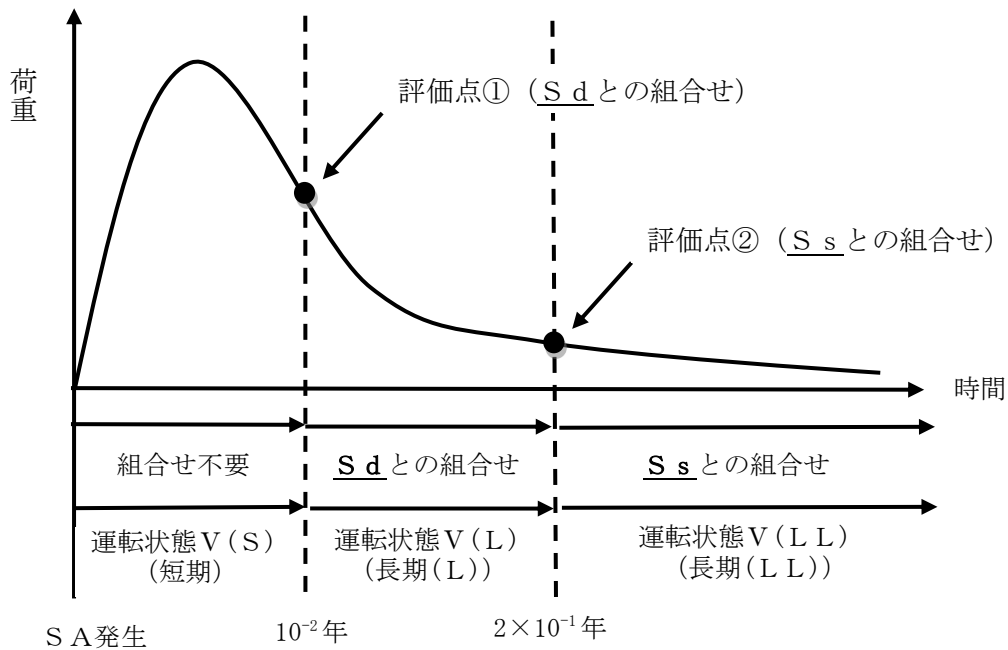


図 4-1 荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

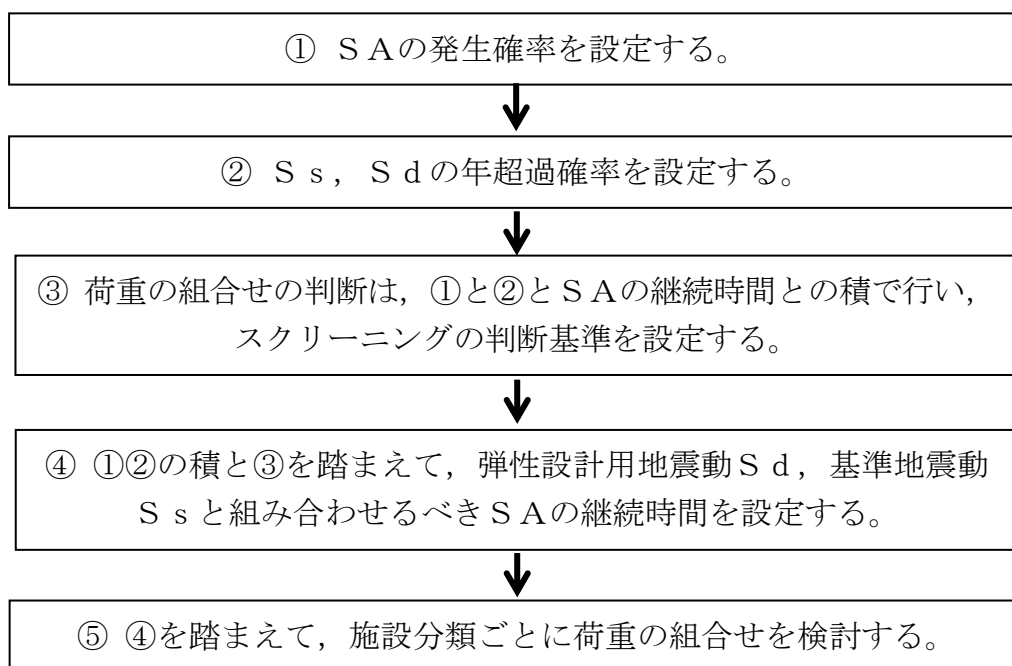


図 4-2 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

表 4-1 組合せの目安となる継続時間

荷重の組合せを考慮する判断目安	SAの発生確率	地震動の発生確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S <sub>d</sub>	基準地震動 S <sub>s</sub>	
10 <sup>-8</sup> /炉年以上	10 <sup>-4</sup> /炉年*1	弾性設計用地震動 S <sub>d</sub>	10 <sup>-2</sup> /年以下*2	10 <sup>-2</sup> 年以上
		基準地震動 S <sub>s</sub>	5×10 <sup>-4</sup> /年以下*2	2×10 <sup>-1</sup> 年以上

注記\*1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、SAの発生確率として10<sup>-4</sup>/炉年とした。

\*2：J E A G 4 6 0 1・補-1984に記載されている地震動S<sub>2</sub>、S<sub>1</sub>の発生確率をS<sub>s</sub>、S<sub>d</sub>の年超過確率に読み替えた。

## 5. 荷重の組合せの検討結果

4. 項の検討手順に基づき、まず、5.1 項ではSAが地震の従属事象か独立事象であるかを判断し、5.2 項では、全般施設、PCVバウンダリ、RPVバウンダリに分けて、SA荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお、SA施設の支持構造物については、支持する施設の荷重の組合せに従うものとする。

### 5.1 地震の従属事象・独立事象の判断

運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。ここで、DB施設に対して従前より適用してきた考え方にに基づき、地震の従属事象とは、ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象、すなわち「地震によって引き起こされる事象」と定義し、地震の独立事象とは、確定論的に考慮して「地震によって引き起こされるおそれのない事象」と定義する。

Sクラス施設はS<sub>s</sub>による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、Sクラス施設自体が、S<sub>s</sub>による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能が損なわれないよう設計することも含まれる。Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定したすべての事故シーケンスに対し、S<sub>s</sub>相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。

したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S<sub>s</sub>相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。なお、地震PRAの結果を参照し、確率論的な考察を実施した。SA施設に期待した場合の地震PRAにおいて、S<sub>s</sub>相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度（以下「CDF」という。）であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、 $1.0 \times 10^{-7}$ /炉年である。性能目標のCDF（ $10^{-4}$ /炉年）に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 $1.0 \times 10^{-7}$ /炉年は、これを大きく下回ることから、S<sub>s</sub>相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。（添付資料-2 参照）

5.2 荷重の組合せの検討結果

5.1 項で運転状態Vは地震の独立事象と判断したことから、以下では施設分類ごとに4. 項(3)の手順に従って、荷重の組合せを検討する。

5.2.1 全般施設

(1) SAの発生確率

SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用する。  
 なお、全般施設については事故シーケンスグループを特定せずすべてのSAを考慮する。  
 (表 5.2.1-1)

表 5.2.1-1 全般施設において考慮する事故シーケンスグループ等 (1/2)

事故シーケンスグループ等	考慮する SAシーケンス
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	○
高圧注水・減圧機能喪失	○
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	○
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗	○
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	○
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	○
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	○
残留熱除去系が故障した場合	○
原子炉停止機能喪失	○
LOCA時注水機能喪失	○
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	○
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	
残留熱代替除去系を使用する場合	○
残留熱代替除去系を使用しない場合	○
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○
水素燃焼	○
溶融炉心・コンクリート相互作用	○



表 5.2.1-1 全般施設において考慮する事故シーケンスグループ等 (2/2)

事故シーケンスグループ等	考慮する SAシーケンス
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	○
全交流動力電源喪失	○
原子炉冷却材の流出	○
反応度の誤投入	○

(2) 地震動の年超過確率

地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、J E A G 4 6 0 1・補-1984 で記載されている  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-1 参照)

(3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ  $10^{-8}$ /炉年と、(1)、(2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事象発生時を基点として、 $10^{-2}$  年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S))、弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$  年を長期(L)(運転状態 V (L))、基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期(LL)(運転状態 V (LL)) とする。(表 5.2.1-2, 図 5.2.1-1)

表 5.2.1-2 組合せの目安となる継続時間

事故 シー ケンス	SAの発生 確率	地震動の発生確率		荷重の組合せ を考慮する 判断目安	組合せの 目安となる 継続時間
		弾性設計用 地震動 $S_d$	基準地震動 $S_s$		
すべての SA	$10^{-4}$ /炉年*1	弾性設計用 地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年以下*2	$10^{-8}$ /炉年以上	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年以下*2		$2 \times 10^{-1}$ 年以上

注記\*1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、SAの発生確率として  $10^{-4}$ /炉年とした。

\*2: J E A G 4 6 0 1・補-1984 に記載されている地震動  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  の年超過確率に読み替えた。

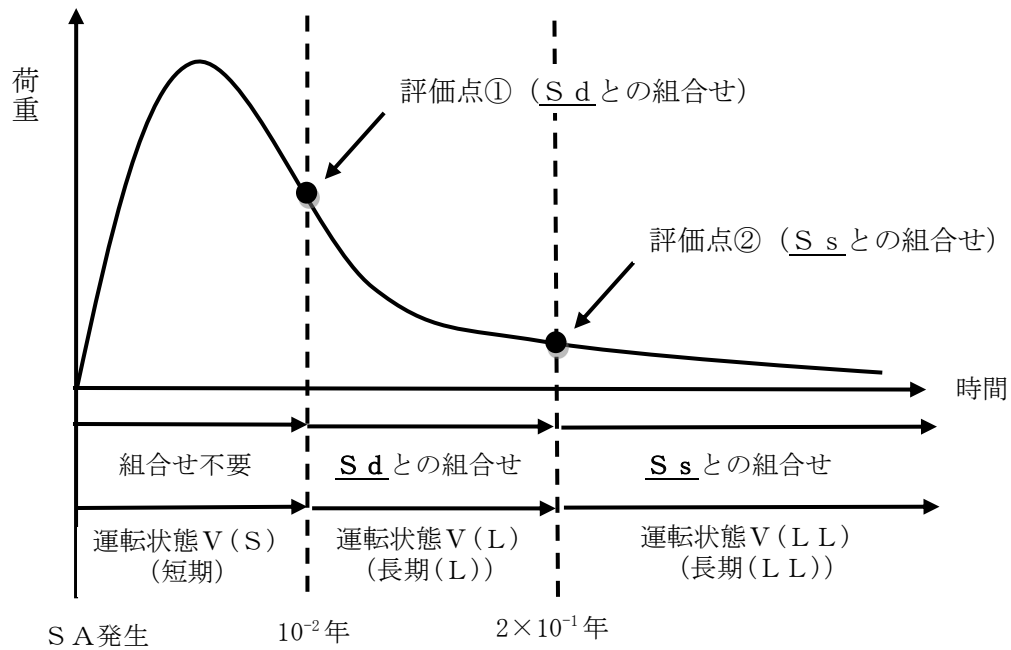


図 5.2.1-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

#### (4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SAの発生確率、地震動の年超過確率と掛け合わせた発生確率は表 5.2.1-3、組合せのイメージは図 5.2.1-1 のとおりとなる。この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

#### 【全般施設のSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】

- SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用している。
- 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率は J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 に記載の発生確率を用いている。

表 5.2.1-3 の SA の発生確率、地震動の年超過確率、組合せの目安となる SA の継続時間との積を考慮し、SA発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間のうち最大となる荷重と  $S_d$  を組み合わせる。また、SA発生後  $2 \times 10^{-1}$  年以上の期間における最大値と  $S_s$  による地震力を組み合わせることとする。

ここで、全般施設については必ずしも SA による荷重の時間履歴を詳細に評価しないことから、上記の考え方を包絡するように SA 発生後の最大荷重と  $S_s$  による地震力を組み合わせる。

表 5.2.1-3 SAの発生確率・継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故シーケンス	運転状態	① SAの発生確率	② 地震の発生確率	③ SAの継続時間	①×②×③合計
すべてのSA	V(S)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> :10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年未満	10 <sup>-8</sup> /炉年未満
			S <sub>s</sub> :5×10 <sup>-4</sup> /年以下		5×10 <sup>-10</sup> /炉年未満
	V(L)		S <sub>d</sub> :10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年以上, 2×10 <sup>-1</sup> 年未満	2×10 <sup>-7</sup> /炉年未満
			S <sub>s</sub> :5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年未満
	V(LL)		S <sub>d</sub> :10 <sup>-2</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	2×10 <sup>-7</sup> /炉年以上
			S <sub>s</sub> :5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年以上

(5) まとめ

以上より，全般施設としては，図 5.2.1-2 に示すとおり SA発生後の最大荷重と S<sub>s</sub> による地震力を組み合わせることとする。

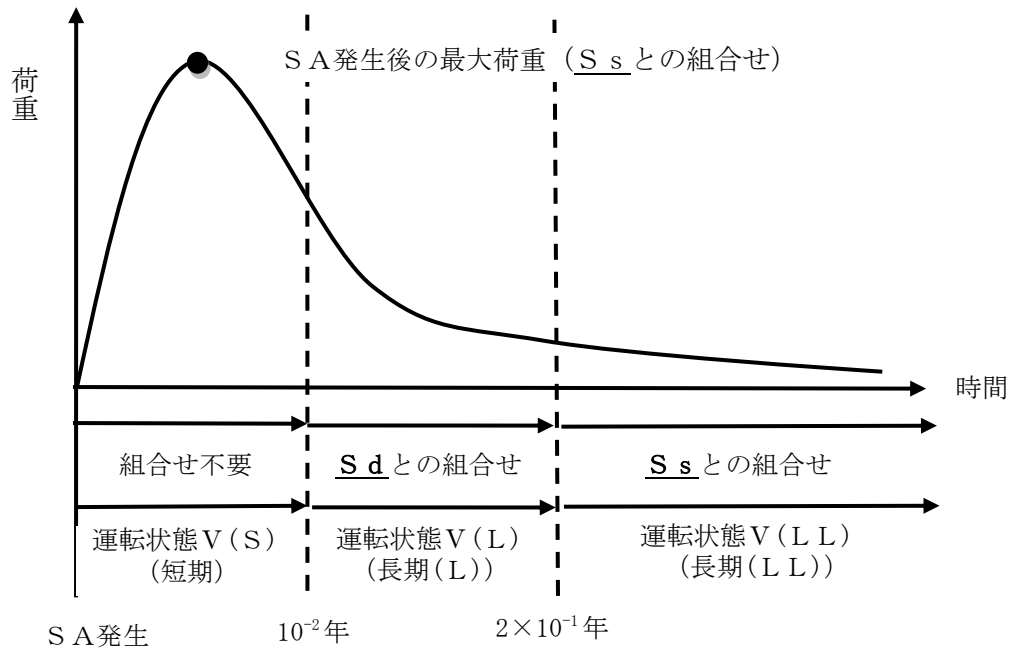


図 5.2.1-2 全般施設の荷重の組合せの検討結果 (イメージ)

## 5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

### (1) SAの発生確率

SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用する。

### (2) 地震動の年超過確率

地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984で記載されている  $S_2$ 、 $S_1$ の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$ の年超過確率に読み替えて適用する。（添付資料-1参照）

### (3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ  $10^{-8}$ /炉年と、(1)、(2)で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事象発生時を基点として、 $10^{-2}$ 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態V（S））、弾性設計用地震動  $S_d$ との組合せが必要な  $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期（L）（運転状態V（L））、基準地震動  $S_s$ との組合せが必要な  $2 \times 10^{-1}$ 年以降を長期（LL）（運転状態V（LL））とする。組合せの目安となる継続時間を表5.2.2-1、組合せのイメージを図5.2.2-1に示す。

表 5.2.2-1 組合せの目安となる継続時間

事故シナリオ	SAの発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
すべてのSA	$10^{-4}$ /炉年*1	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年以下*2	$10^{-8}$ /炉年以上	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年以下*2		$2 \times 10^{-1}$ 年以上

注記\*1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、SAの発生確率として  $10^{-4}$ /炉年とした。

\*2：JEAG4601・補-1984に記載されている地震動  $S_2$ 、 $S_1$ の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$ の年超過確率に読み替えた。

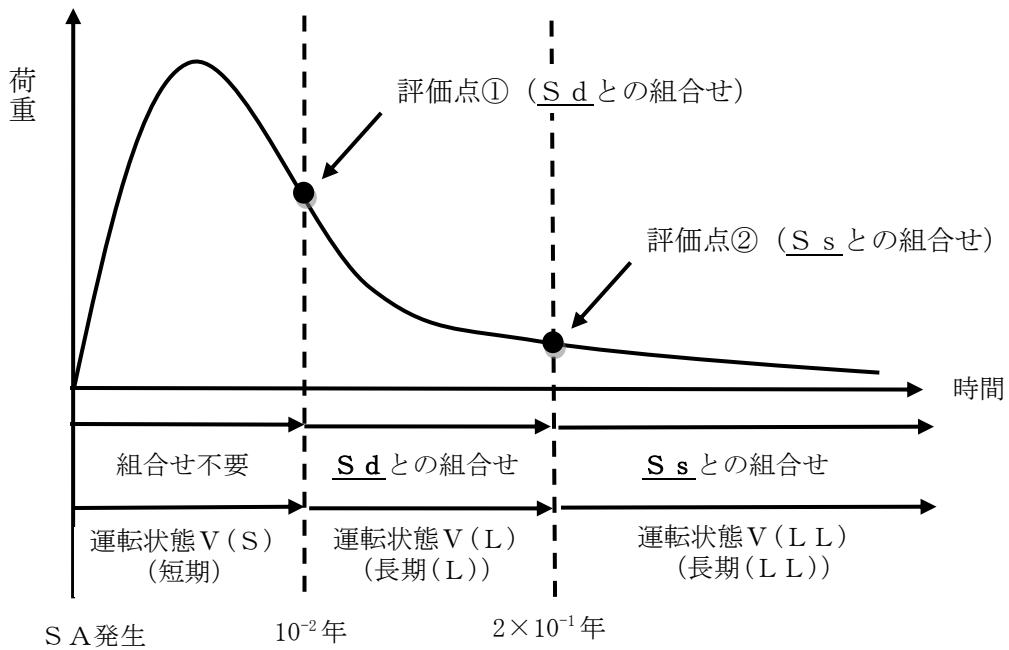


図 5.2.2-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(4) 荷重の組合せの検討

a. SAの選定

本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえた、重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループのうち、圧力・温度条件が最も厳しい事故シーケンスグループを選定する。参考として原子炉格納容器のDB条件（最高使用圧力・温度）を超える事故シーケンスグループ等を選定した結果を表5.2.2-2に示す。

表 5.2.2-2 原子炉格納容器のDB条件を超える事故シーケンスグループ等

事故シーケンスグループ等	DB条件を超えるもの
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	○
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	○
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗	○
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	○
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	○
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	○
残留熱除去系が故障した場合	○
原子炉停止機能喪失	○
LOCA時注水機能喪失	○
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	×*1
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	
残留熱代替除去系を使用する場合	○
残留熱代替除去系を使用しない場合	○
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	○
水素燃焼	×*2
溶融炉心・コンクリート相互作用	○
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	×*3
全交流動力電源喪失	×*3
原子炉冷却材の流出	×*3
反応度の誤投入	×*3

注記\*1：有効性評価では、インターフェイスシステムLOCAにより格納容器外へ原子炉冷却材が流出する事象を評価しており、原子炉格納容器圧力・温度の評価を実施していないが、破断を想定した系（LPCI）以外の非常用炉心冷却を使用できることから、原子炉格納容器圧力・温度が最高使用圧力・温度を超えることはない。

\*2：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）の事故シーケンスにて水素燃焼に対する有効性評価を行っているため対象外とする。

\*3：運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する評価は実施していない。しかしながら、静的な過圧・過温の熱源となる炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も運転中に比べて遅くなることから、運転中に包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。

これらの事故シーケンスグループ等のうち、原子炉格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、更に継続時間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事象発生後 $10^{-2}$ 年（約3.5日後）未及び事象発生後 $10^{-2}$ 年（約3.5日後）以降の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。

- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）

なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後 $10^{-2}$ 年（約3.5日後）前までに格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による除熱機能が確保され、格納容器の圧力・温度条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。 $10^{-2}$ 年（約3.5日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から原子炉格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。

したがって、最高使用圧力及び $10^{-2}$ 年（約3.5日後）以内の温度に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後が生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で

評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、高压原子炉代替注水系等により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである)。一方、原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認するうえでは、原子炉格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しくなる。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用しない場合)」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記の2つの事故シーケンスグループ等について、事故発生後の原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度、 $10^{-2}$ 年(約3.5日後)の圧力及び温度を表5.2.2-3に示す。

なお、その他の「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループについては、格納容器冷却及び除熱に係る手順として、原子炉格納容器圧力を最高使用圧力以下に抑える手順としているため抽出されない。

表 5.2.2-3 原子炉格納容器のSA時の圧力・温度(有効性評価結果)

	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用 する場合)	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用 しない場合)
最高圧力	約 427kPa	約 659kPa
最高温度	約 181℃*	約 181℃*
圧力 ( $10^{-2}$ 年後)	約 317kPa	約 109kPa
温度 ( $10^{-2}$ 年後)	約 131℃	約 144℃

注記\* : 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度(壁面温度)

表 5.2.2-3 に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。したがって、耐震評価に用いる原子炉格納容器の圧力・温度条件として、有効性評価結果の圧力・温度を用いることは妥当と判断した。



b. SAで考慮する荷重と継続時間

【短期荷重の継続時間】

上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を図5.2.2-2～図5.2.2-5に示す。

図5.2.2-2～図5.2.2-5より、SA発生後 $10^{-2}$ 年(約3.5日後)前までに、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベント系による格納容器除熱機能が確保され、格納容器の圧力・温度条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。残留熱代替除去系を使用する場合における $10^{-2}$ 年(約3.5日後)以降の格納容器圧力については、原子炉格納容器内の水素燃焼の防止のため原子炉格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。

よって、SA発生後 $10^{-2}$ 年前をV(S)(SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態)として設定することは適切である。

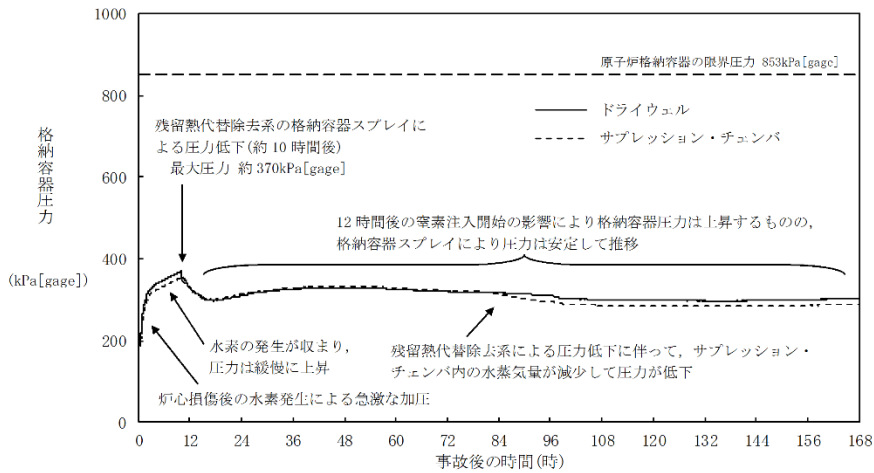


図 5.2.2-2 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)における格納容器圧力の推移

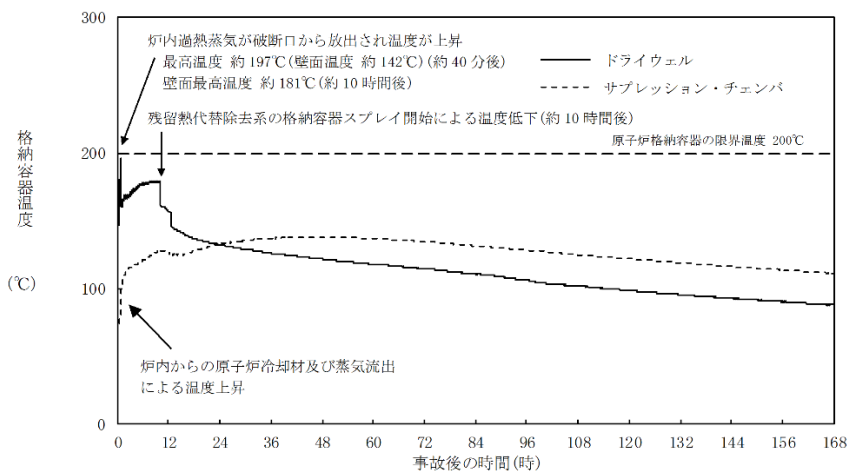


図 5.2.2-3 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)における格納容器温度(気相部)の推移

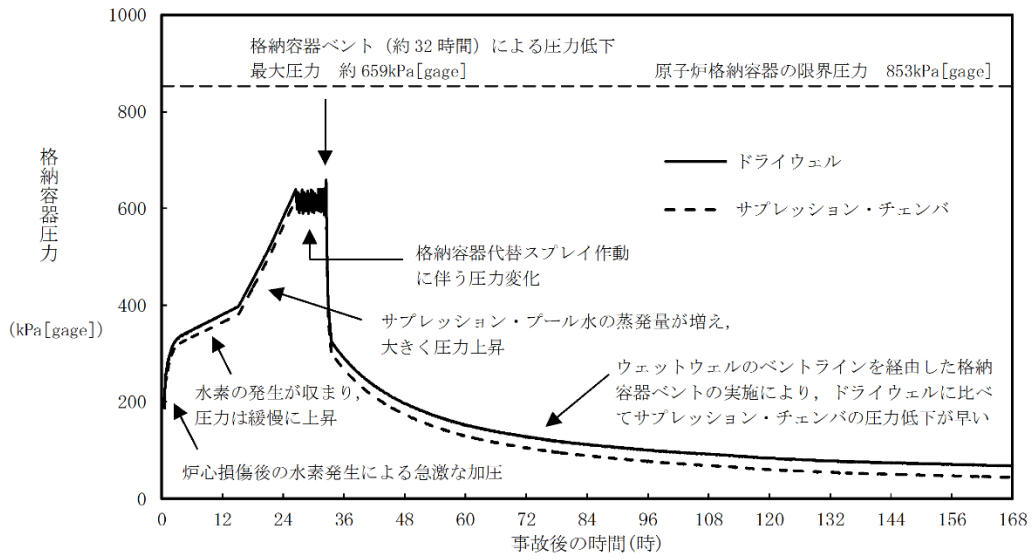


図 5.2.2-4 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) における格納容器圧力の推移

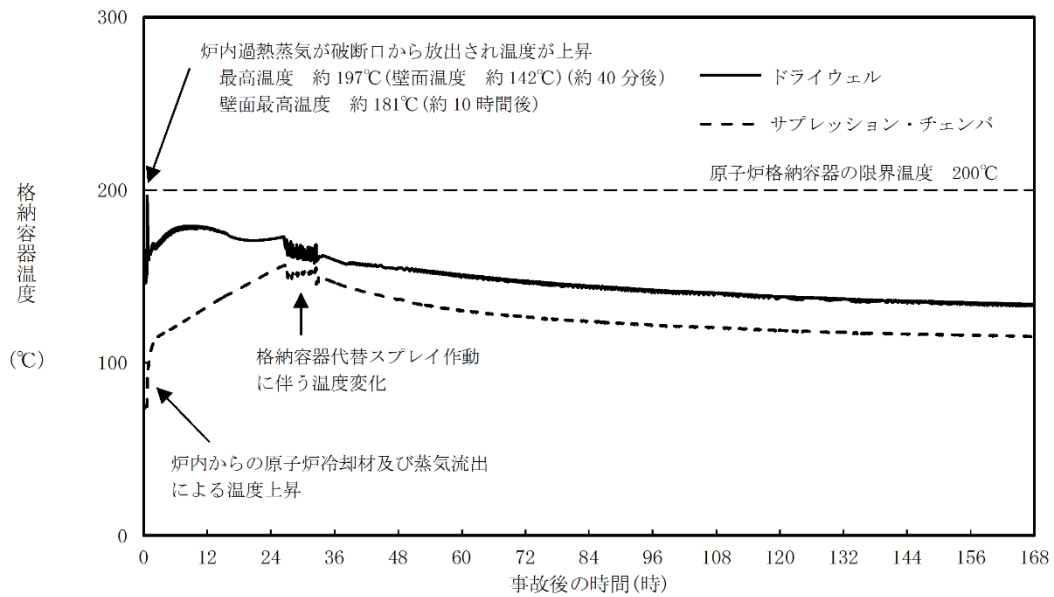


図 5.2.2-5 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

【長期（L）及び長期（LL）における荷重の継続時間】

S A発生後の原子炉格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として残留熱代替除去系を使用する場合と残留熱代替除去系を使用しない場合では大幅に挙動が異なる。S A発生後 $10^{-2}$ 年（約3.5日後）という断面においては、表5.2.2-3に示したとおり、圧力は格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）の方が高く、温度は格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）の方が高い。除熱機能の確保はS A設備である残留熱代替除去系の確保を優先に行うことから、荷重条件の設定では、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）を基本とする。

長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を図5.2.2-6～図5.2.2-7に示す。

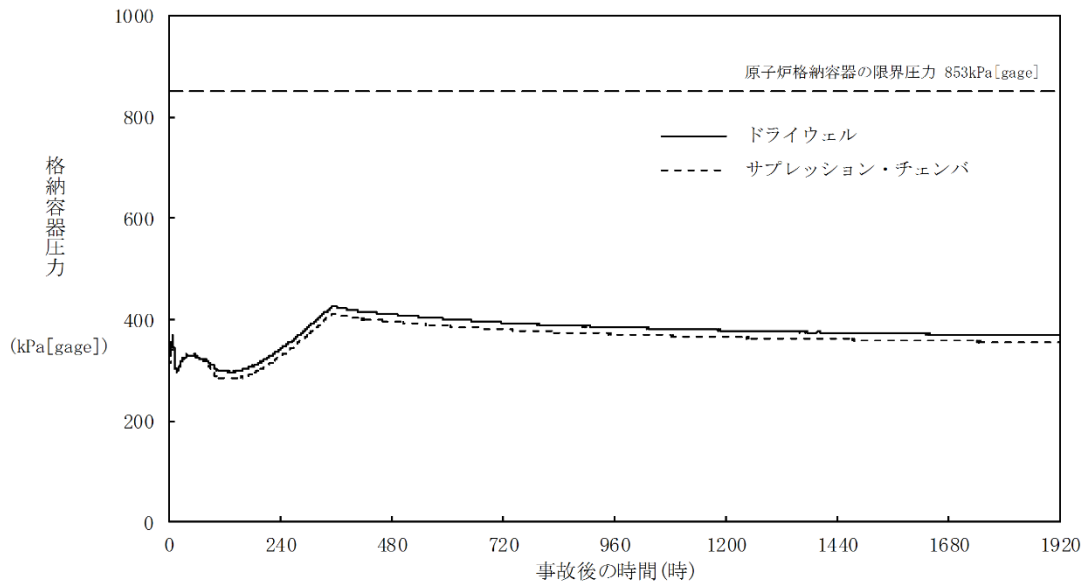


図5.2.2-6 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力の推移（長期間解析）

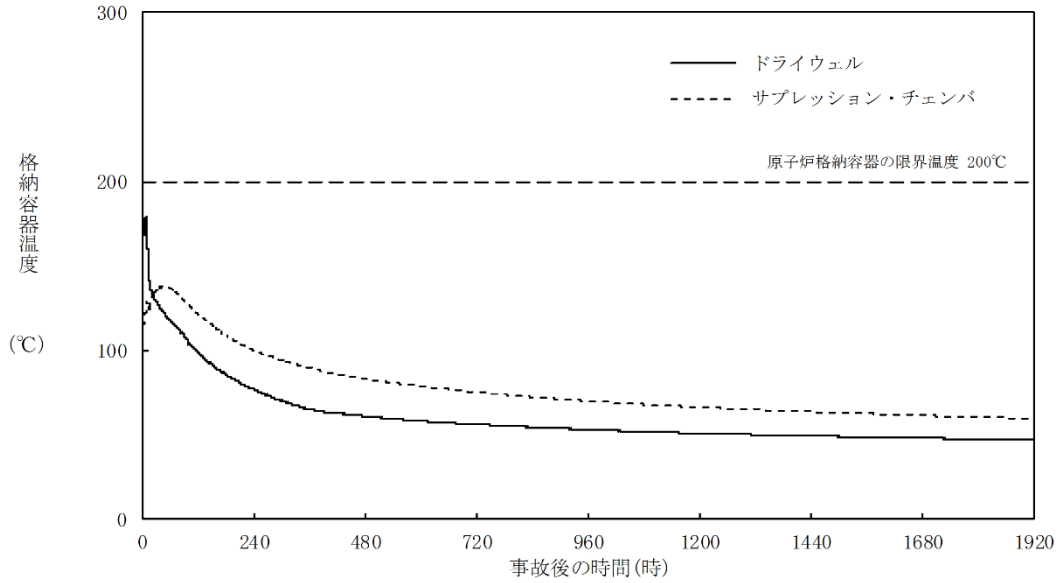


図 5.2.2-7 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）

ここで、 $2 \times 10^{-1}$ 年（約 70 日後）の格納容器圧力及び温度を表 5.2.2-4 に示す。格納容器圧力・温度は低下傾向を維持し、最高使用圧力及び最高使用温度以下に低下するものの、通常運転条件の格納容器圧力・温度は上回る事となる。

表 5.2.2-4 原子炉格納容器の S A 時の圧力・温度

	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)
格納容器圧力	約 372kPa [gage]
格納容器温度	約 62°C*

注記\*：サブプレッションチェンバの温度

(1)～(3)から、S A の発生確率、継続時間、地震の発生確率（添付資料-1 参照）を踏まえた事象発生確率は表 5.2.2-5 のとおりとなる。この検討に際し、S A 施設としての重要性に鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

【PCVバウンダリにおけるSAの発生確率，継続時間，地震動の年超過確率に関する考慮】

- ・ SAの発生確率は，個別プラントの炉心損傷頻度を用いず，炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用している。
- ・ 地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し，地震動の年超過確率は J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 に記載の発生確率を用いている。

以上より，表 5.2.2-3 及び表 5.2.2-4 を考慮し，格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において，格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど，格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから，SA発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間として組み合わせる荷重は，事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を  $S_d$  と組み合わせる。また，SA発生後  $2 \times 10^{-1}$  年以上の期間において最大となる荷重と  $S_s$  による地震力を組み合わせることとする。

表 5.2.2-5 SAの発生確率，継続時間，地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故シーケンス	運転状態	① SAの発生確率	② 地震の発生確率	③ SAの継続時間	①×②×③合計
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	V(S)	$10^{-4}$ /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	$10^{-2}$ 年未満	$10^{-8}$ /炉年未満
			$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		$5 \times 10^{-10}$ /炉年未満
	V(L)		$S_d : 10^{-2}$ /年以下	$10^{-2}$ 年以上， $2 \times 10^{-1}$ 年未満	$2 \times 10^{-7}$ /炉年未満
			$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		$10^{-8}$ /炉年未満
	V(LL)		$S_d : 10^{-2}$ /年以下	$2 \times 10^{-1}$ 年以上	$2 \times 10^{-7}$ /炉年以上
			$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		$10^{-8}$ /炉年以上

(5) まとめ

以上より，PCVバウンダリとしては，図 5.2.2-8 に示すとおり SA後長期(LL)に生じる荷重と  $S_s$  による地震力，SA発生後の最大となる荷重と  $S_d$  による地震力を組み合わせることとする。

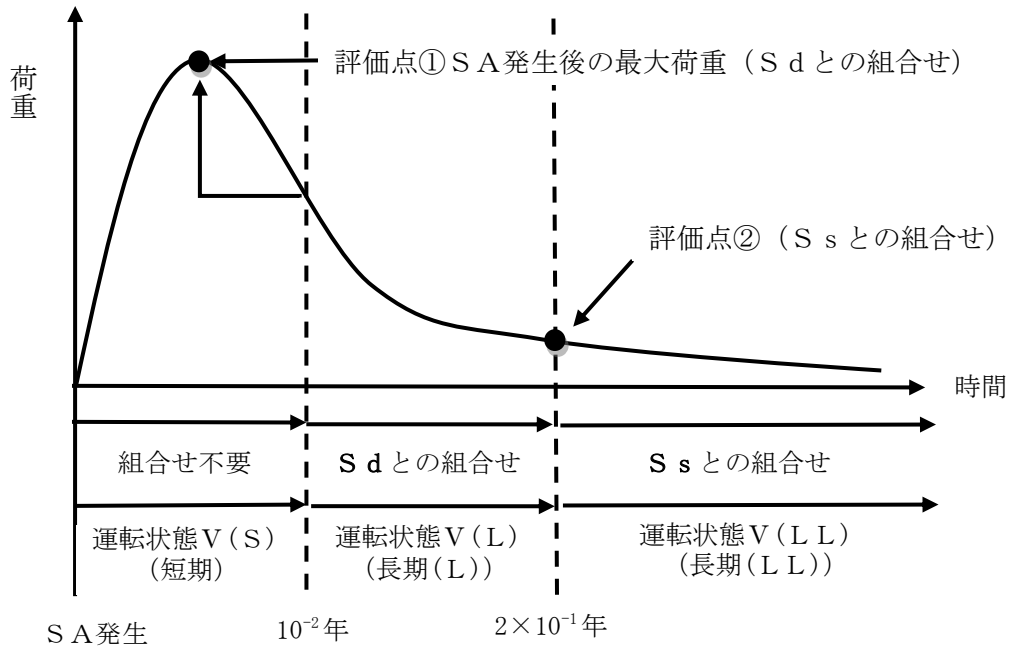


図 5.2.2-8 PCVバウンダリの荷重の組合せの検討 (イメージ)

### 5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

#### (1) SAの発生確率

SAの発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である  $10^{-4}$ /炉年を適用する。

#### (2) 地震動の年超過確率

地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、JEAG 4601・補-1984 で記載されている  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  の年超過確率に読み替えて適用する。(添付資料-1 参照)

#### (3) 荷重の組合せの継続時間の決定

保守性を見込んだ  $10^{-8}$ /炉年と、(1)、(2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事象発生時を基点として、 $10^{-2}$ 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態V(L))、基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な  $2 \times 10^{-1}$ 年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。組合せの目安となる継続時間を表 5.2.3-1、組合せのイメージを図 5.2.3-1 に示す。

表 5.2.3-1 組合せの目安となる継続時間

事故シーケンス	SAの発生確率	地震動の発生確率		荷重の組合せを考慮する判断目安	組合せの目安となる継続時間
すべてのSA	$10^{-4}/\text{炉年}^{*1}$	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}/\text{年以下}^{*2}$	$10^{-8}/\text{炉年以上}$	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}/\text{年以下}^{*2}$		$2 \times 10^{-1}$ 年以上

注記\*1：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、SAの発生確率として $10^{-4}/\text{炉年}$ とした。

\*2：JEAG 4601・補-1984に記載されている地震動 $S_2$ 、 $S_1$ の発生確率を $S_s$ 、 $S_d$ の年超過確率に読み替えた。

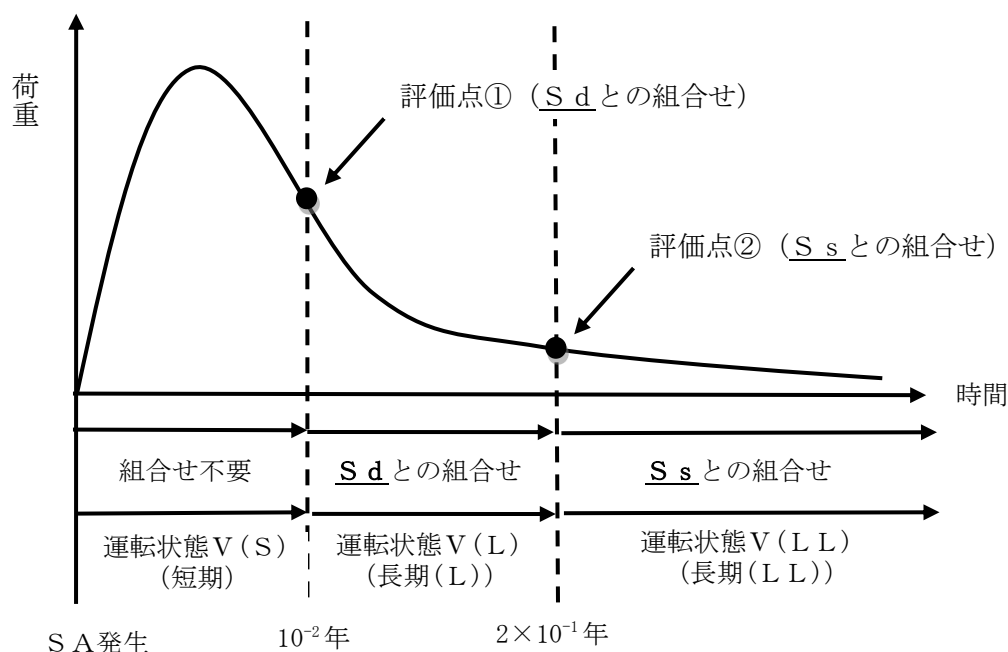


図 5.2.3-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(4) 荷重の組合せの検討

a. SAの選定

原子炉压力容器の圧力及び温度上昇の観点で厳しい事故シーケンスグループ等は以下の理由から、「原子炉停止機能喪失」である。「原子炉停止機能喪失」は、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉压力容器が高温・高圧状態となる。

表 5.2.3-2 原子炉圧力容器のDB条件を超える事故シーケンスグループ等

事故シーケンスグループ等	DB条件を超えるもの*1
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+HPCS失敗	×
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+高圧炉心冷却失敗	×
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+直流電源喪失	×
全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗	×
崩壊熱除去機能喪失	
取水機能が喪失した場合	×
残留熱除去系が故障した場合	×
原子炉停止機能喪失	○
LOCA時注水機能喪失	×
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	×
「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	
残留熱代替除去系を使用する場合	—*2
残留熱代替除去系を使用しない場合	—*2
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	—*2
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	—*2
水素燃焼	—*2
溶融炉心・コンクリート相互作用	—*2
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	
崩壊熱除去機能喪失	—*3
全交流動力電源喪失	—*3
原子炉冷却材の流出	—*3
反応度の誤投入	—*3

注記\*1：有効性評価における原子炉圧力とDB条件における原子炉圧力との比較

\*2：非常用炉心冷却系が喪失し、炉心が損傷に至るシナリオである。よって、原子炉冷却材圧力バウンダリの頑健性を評価することを目的とした事故シーケンスとしては参照しない。なお、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼は大破断LOCAを起因とし、事故後、急速に減圧するシナリオであり、また、他のシナリオは、原子炉が高圧の状態維持（その間逃がし



安全弁による原子炉圧力制御)するが、原子炉水位がBAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため、原子炉圧力という点では、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡される。

- \*3: 運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉圧力・温度に対する評価は実施していない。しかしながら、運転停止中であり、初期圧力は十分に低く、また、過圧・過温として影響の大きい条件である炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も遅くなることから、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。

これ以外の事故シーケンスグループ等では、原子炉圧力容器は健全であり、また、スクラム後、急速減圧による低圧注水系による冠水維持開始までの間、逃がし安全弁の作動により、原子炉圧力は制御されることから、DBの荷重条件を超えることはない。

また、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗」、「LOCA時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」は、LOCA又は逃がし安全弁の再閉失敗が発生していることを前提としており、DB条件を超えることはない。

「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能(ARI)を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクリュー機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作(自動減圧系の自動起動阻止含む)及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

以上のとおり、スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。

したがって、以下のSAとして考慮すべき事故シーケンスは以下の事故シナリオを選定した。

- ・原子炉停止機能喪失

この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を表5.2.3-3に示す。

表 5.2.3-3 原子炉冷却材圧力バウンダリの S A 時の圧力・温度（有効性評価結果）

	原子炉停止機能喪失
最高圧力	約 8.98MPa [gage]
最高温度	約 304℃

表 5.2.3-3 に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その場合の圧力・温度は、表 5.2.3-3 に示す評価結果より高くなる。しかしながら、後述する短期荷重の継続時間として考慮する時間設定においては、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。

b. S A で考慮する荷重と継続時間

a. 項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を図 5.2.3-2～図 5.2.3-3 に示す。原子炉圧力は主蒸気隔離弁の閉止に伴う圧力上昇以降、速やかに耐震設計上の設計圧力である 8.28MPa [gage] を下回る。また、事象開始から 50 分以内にほう酸水注水系による未臨界が確立され、事象は収束する。

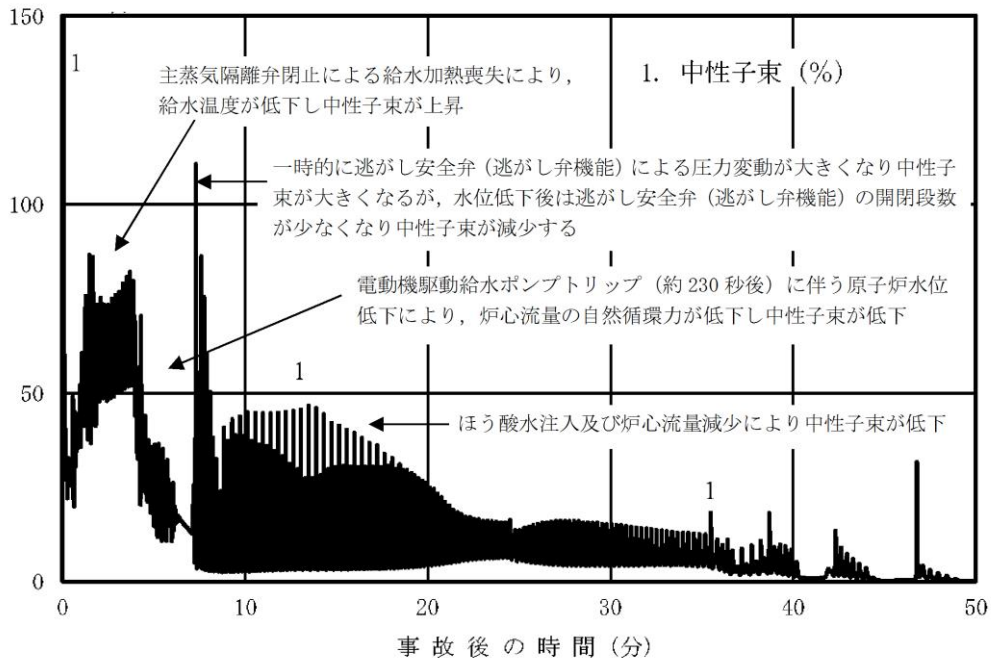


図 5.2.3-2 原子炉停止機能喪失における中性子束の時間変化  
(事象発生から 50 分後まで)

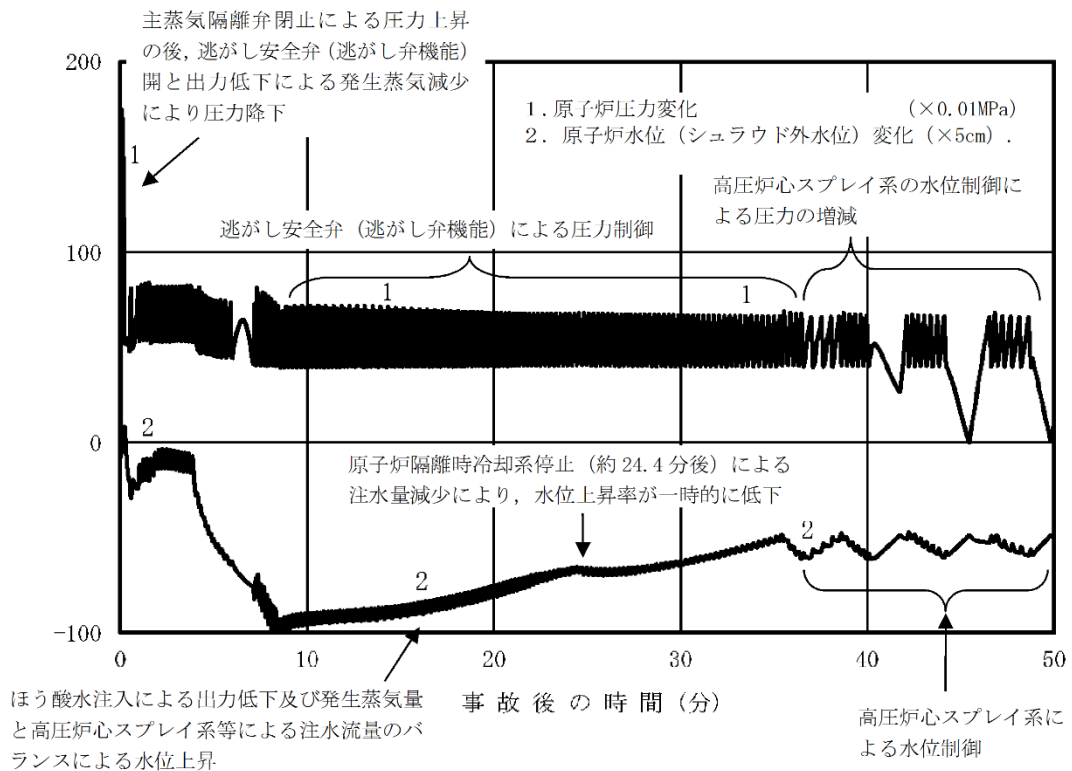


図 5.2.3-3 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力，原子炉水位  
(シュラウド外水位) の時間変化 (事象発生から 50 分後まで)

(1)～(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率は表5.2.3-4のとおりとなる。この検討に際し、SA施設としての重要性を鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

【RPVバウンダリのSAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率に関する考慮】

- ・SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度を用いず、炉心損傷頻度の性能目標値である $10^{-4}$ /炉年を適用している。
- ・地震ハザード解析結果から得られる年超過確率を参照し、地震動の年超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いている。

表5.2.3-4より、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的な判断としてS<sub>d</sub>による地震力とSA後長期(L)荷重、S<sub>s</sub>による地震力とSA後長期(LL)荷重を組み合わせる。

表5.2.3-4 SAの発生確率、継続時間、地震の発生確率を踏まえた事象発生確率

事故シーケンス	運転状態	① SAの発生確率	② 地震の発生確率	③ SAの継続時間	①×②×③合計
原子炉停止機能喪失	V(S)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年未満	10 <sup>-8</sup> /炉年未満
			S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		5×10 <sup>-10</sup> /炉年未満
	V(L)		S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年以上, 2×10 <sup>-1</sup> 年未満	2×10 <sup>-7</sup> /炉年未満
			S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年未満
	V(LL)		S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	2×10 <sup>-7</sup> /炉年以上
			S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年以上

(5) まとめ

以上より、RPVバウンダリとしては、図5.2.3-4に示すとおりSA後長期(LL)に生じる荷重とS<sub>s</sub>による地震力、SA後長期(L)に生じる荷重とS<sub>d</sub>による地震力を組み合わせることとする。

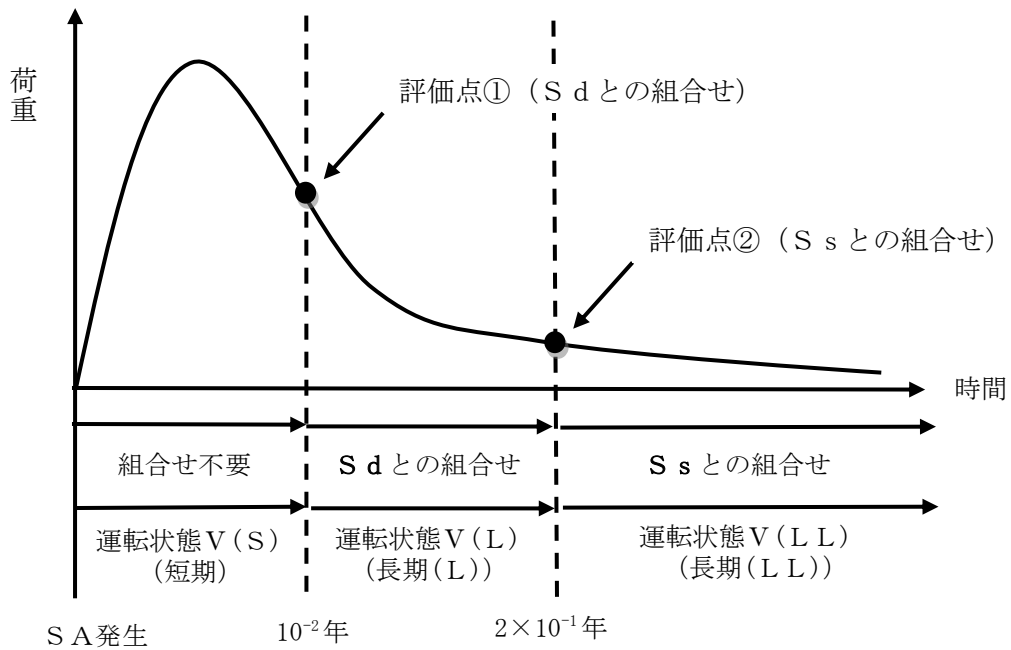


図 5.2.3-4 R P Vバウンダリの荷重の組合せの検討結果 (イメージ)

#### 5.2.4 SA施設の支持構造物

SA施設の支持構造物については、SA後長期の雰囲気温度と5.2.1~5.2.3項それぞれの地震を組み合わせる。ただし、SA施設本体からの熱伝導等を考慮するものとする。具体的な組合せ内容は、5.2.1~5.2.3項による。

## 6. 許容応力状態の検討結果

5. 項の組合せ方針に基づき, 各施設のSAと地震の組合せに対する許容応力状態の考え方を以下に示す。許容応力状態の考え方は, 全般施設, PCVバウンダリ, RPVバウンダリ及びSA施設の支持構造物に分けて検討することとした。

### 【運転状態の説明】

I～IV : JEAG 4601 で設定している運転状態と同じ

V(S) : SAの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態

V(L) : SAの状態のうち長期的（過渡状態を除く一連の期間）に荷重が作用している状態

V(LL) : SAの状態のうちV(L)より更に長期的に荷重が作用している状態

### 【許容応力状態】

I<sub>A</sub>～IV<sub>A</sub> : JEAG 4601 で設定している許容応力状態と同じ

III<sub>AS</sub>～IV<sub>AS</sub> : JEAG 4601 で設定している許容応力状態と同じ

V<sub>A</sub> : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力状態  
(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

V<sub>AS</sub> : 許容応力状態V<sub>A</sub>を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態  
(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

## 6.1 全般施設

5.2.1 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 6.1-1 に示す。

表 6.1-1 全般施設の荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		S d	S s	S d	S s	
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV <sub>A</sub> ECCS 等: I <sub>A</sub> *	III <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	III <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV <sub>A</sub>	—	—	—	—	—
V(LL)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>A</sub> S* <sup>2</sup>	V <sub>A</sub> Sの許容限界は、島根2号機ではIV <sub>A</sub> Sと同じものを適用する。
V(L)						
V(S)						

注記\*1: ECCSに係るもののみ

\*2: SA後短期的なもの、長期的なものを区別せず、それらを包絡する条件をSA条件として設定する。(原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.2 項の検討結果も考慮する)

## 6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

5.2.2 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 6.2-1 に示す。DB条件における評価では、S<sub>d</sub>とDBA後長期荷重の組合せではⅢ<sub>A</sub>Sを許容応力状態としているが、これは、ECCS等と同様、原子炉格納容器がDBAを緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。また、DB施設として原子炉格納容器については、LOCA後(DBA)の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で、LOCA後の最大内圧とS<sub>d</sub>の組合せを実施している。SA施設としての原子炉格納容器については、最終障壁としての安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える 200℃、2P<sub>d</sub>の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

表 6.2-1 PCVバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	—	Ⅳ <sub>A</sub> S	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	—	Ⅳ <sub>A</sub> S	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	—	Ⅳ <sub>A</sub> S	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	I <sub>A</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	—	Ⅲ <sub>A</sub> S	—	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S* <sup>1</sup>	—	—	—	—
V(LL)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>A</sub> S* <sup>2</sup>	V <sub>A</sub> Sの許容限界は、島根2号機では、IV <sub>A</sub> Sと同じものを適用する。
V(L)	V <sub>A</sub>			V <sub>A</sub> S* <sup>2,3</sup>	—	
V(S)	V <sub>A</sub>			—	—	—

注記\*1：構造体全体としての安全裕度を確認する意味でLOCA後の最大内圧とS<sub>d</sub>による地震力との組合せを考慮する。

\*2：原子炉格納容器雰囲気温度の影響を受ける全般施設については、6.1 項の検討結果も考慮する。

\*3：SA後の最高圧力、最高温度との組合せを考慮する。



### 6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

5.2.3 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 6.3-1 に示す。DB 条件における評価では、S d と DBA 後長期荷重の組合せでは、E C C S 等は III<sub>A</sub>S を許容応力状態としているが、これは、E C C S 等が DBA 時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

表 6.3-1 R P V バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転 状態	許容応力 状態	D B 施設		S A 施設		備考
		S d	S s	S d	S s	
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV <sub>A</sub> E C C S 等: I <sub>A</sub> *	IV <sub>A</sub> S*	—	IV <sub>A</sub> S*	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV <sub>A</sub>	—	—	—	—	—
V(L L)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>A</sub> S	V <sub>A</sub> S の許容限界は、島根 2 号機では、 IV <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
V(L)	V <sub>A</sub>			V <sub>A</sub> S	—	
V(S)	V <sub>A</sub>			—	—	—

注記\* : E C C S に係るものは III<sub>A</sub>S

### 6.4 S A 施設の支持構造物

S A 施設の支持構造物についての具体的な許容応力状態は、6.1~6.3 項による。

7. まとめ

SA施設の耐震設計に当たっては、SAは地震の独立事象として位置づけたうえで、SAの発生確率、継続時間及び地震動の年超過確率の関係や様々な対策、事故シーケンスを踏まえ、SA荷重とS<sub>s</sub>又はS<sub>d</sub>いずれか適切な地震力を組み合わせて評価することとし、その組合せ検討結果としては、表7-1のとおりとなる。

表7-1 重大事故と地震の荷重組合せの検討結果

【凡例】
○：組合せ要
－：組合せ不要

【全般施設】

	① SAの 発生確率	② 地震の 発生確率	③ SAの 継続時間	①×②×③	組合せ 要否	考慮する 組合せ
すべての SA*	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年 以下	SA発生後 全期間	10 <sup>-8</sup> /炉年以上	○	SA荷重 + S <sub>s</sub>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年以上	○	

注記\*：短期荷重，長期(L)荷重，長期(LL)荷重を区別せず，それらを包絡する条件とS<sub>s</sub>を組み合わせる。

【PCVバウンダリ】

	① SAの 発生確率	② 地震の 発生確率	③ SAの 継続時間	①×②×③	組合せ 要否	考慮する 組合せ
SA 荷重 V(S)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年 以下	10 <sup>-2</sup> 年 未満	10 <sup>-8</sup> /炉年 未満	－	SA発生 後の最大 荷重 + S <sub>d</sub> * <sup>2</sup>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		5×10 <sup>-10</sup> /炉 年未満	－	
SA 荷重 V(L)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年 以下	10 <sup>-2</sup> 年以 上, 2×10 <sup>-1</sup> 年未満	2×10 <sup>-7</sup> /炉年 未満	○	SA荷重 V(LL) + S <sub>s</sub>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年 未満	－	
SA 荷重 V(LL)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年 以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	2×10 <sup>-7</sup> /炉年 以上	－* <sup>1</sup>	SA荷重 V(LL) + S <sub>s</sub>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年 以上	○	

注記\*1：S<sub>s</sub>による評価に包含されるため「－」としている。

\*2：格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィ

ルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、SA発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間として組み合わせる荷重は、事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を S d と組み合わせる。

【RPVバウンダリ】

	① SAの 発生確率	② 地震の 発生確率	③ SAの 継続時間	①×②×③	組合せ 要否	考慮する 組合せ
SA 荷重 V(S)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S d : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年 未満	10 <sup>-8</sup> /炉年 未満	—	SA荷重 V(L) + S d  SA荷重 V(LL) + S s
		S s : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		5 × 10 <sup>-10</sup> / 炉 年未満	—	
SA 荷重 V(L)		S d : 10 <sup>-2</sup> /年 以下	10 <sup>-2</sup> 年以 上, 2×10 <sup>-1</sup> 年未満	2×10 <sup>-7</sup> /炉年 未満	○	
		S s : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年 未満	—	
SA 荷重 V(LL)		S d : 10 <sup>-2</sup> /年 以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	2×10 <sup>-7</sup> /炉年 以上	—*	
		S s : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年 以上	○	

注記\* : S s による評価に包含されるため「—」としている。

添付資料

添付資料-1 地震動の年超過確率

添付資料-2 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

添付資料-3 建物・構築物のS A施設としての設計の考え方

添付資料-4 工認対象施設（S A施設）における荷重組合せの取扱い

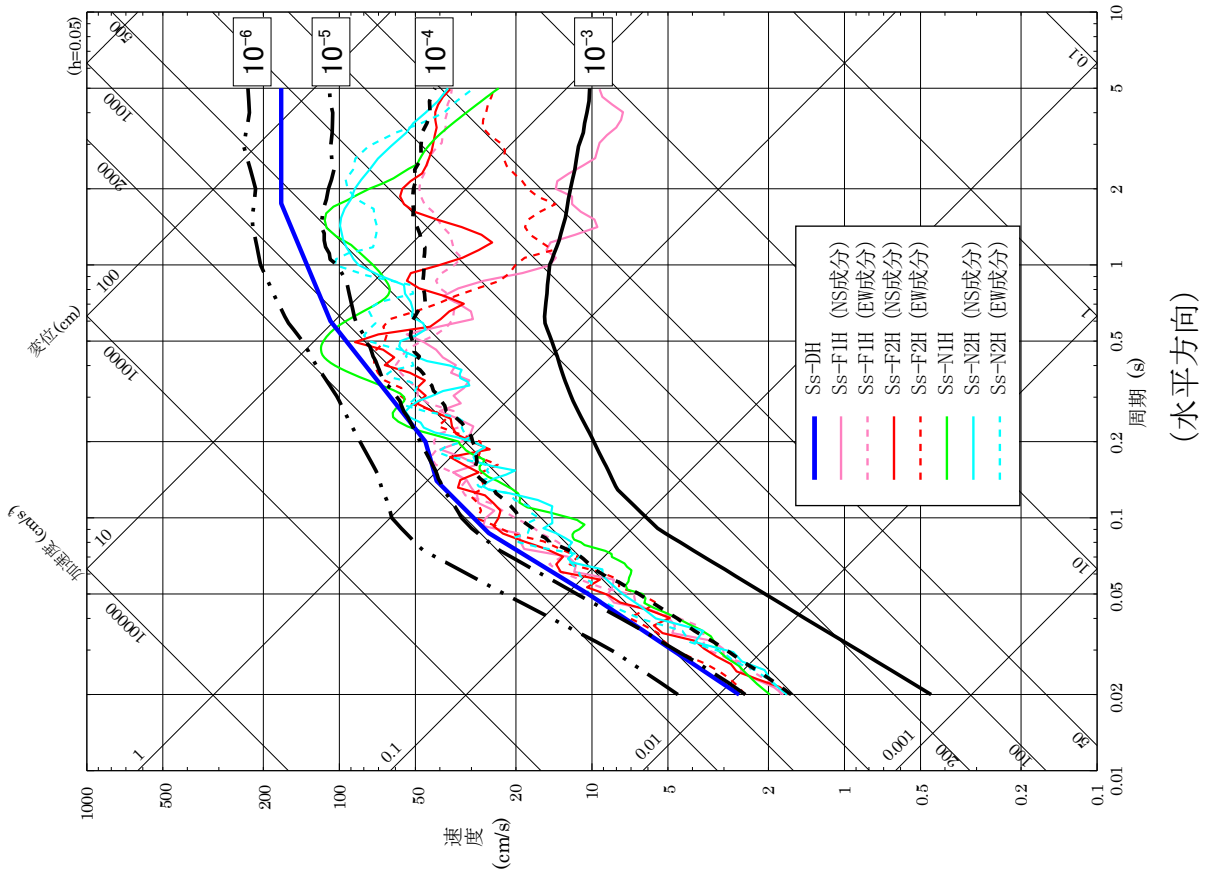
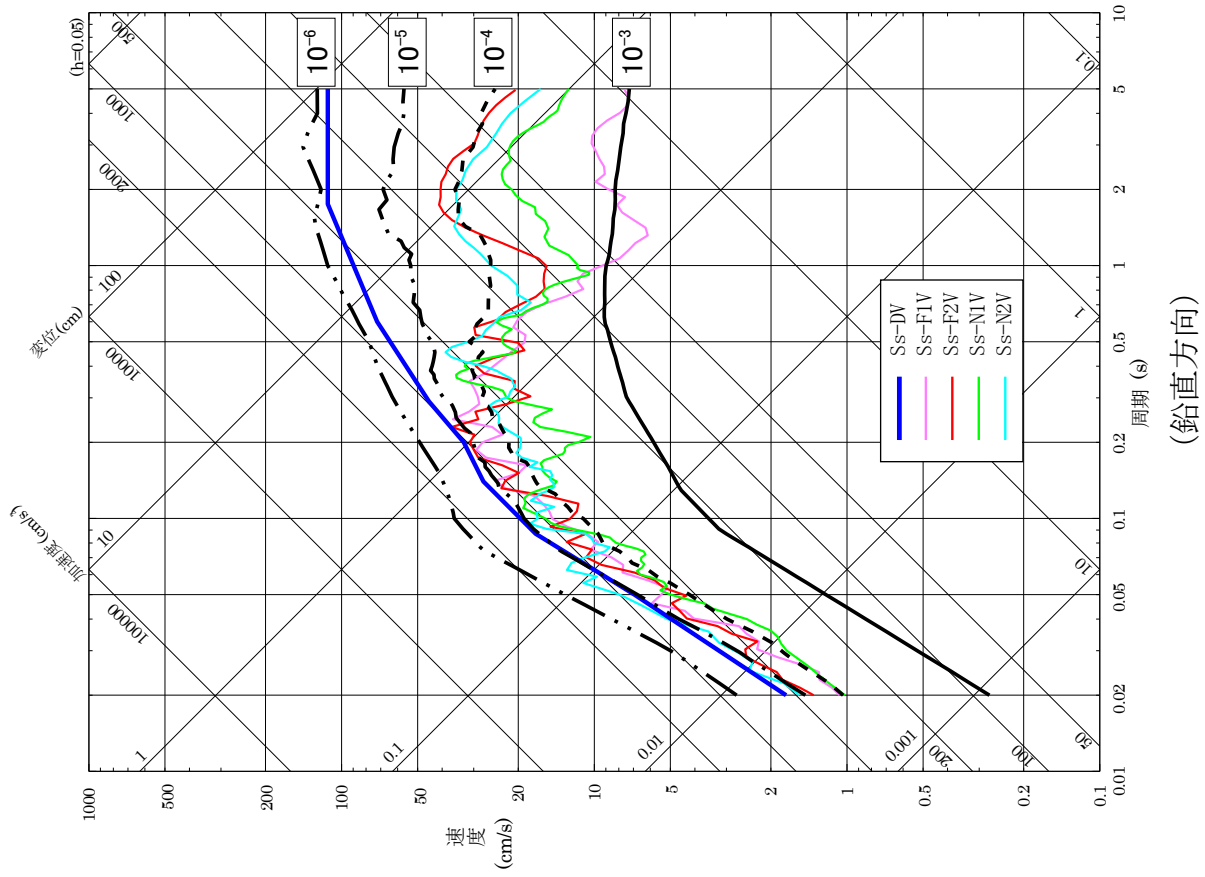
添付資料-1 地震動の年超過確率

発生確率		1	$10^{-1}$	$10^{-2}$	$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-7}$	$10^{-8}$	$10^{-9}$
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III	IV						
基準地震動の発生確率 (1/年)				$S_1$	$S_2$						
基準地震動 $S_1$ との組合せ	従属事象	$S_1$ 従属									
	独立事象	1分以内									
	1時間以内	$S_1 + II$									
	1日以内	$S_1 + II$									
	1年以内	$S_1 + II$									
基準地震動 $S_2$ との組合せ	従属事象	$S_2$ 従属									
	独立事象	1分以内									
	1時間以内	$(S_2 + II \text{ は } 10^{-9} \text{ 以下となる})$									
	1日以内	$S_2 + II$									
	1年以内	$S_2 + II$									

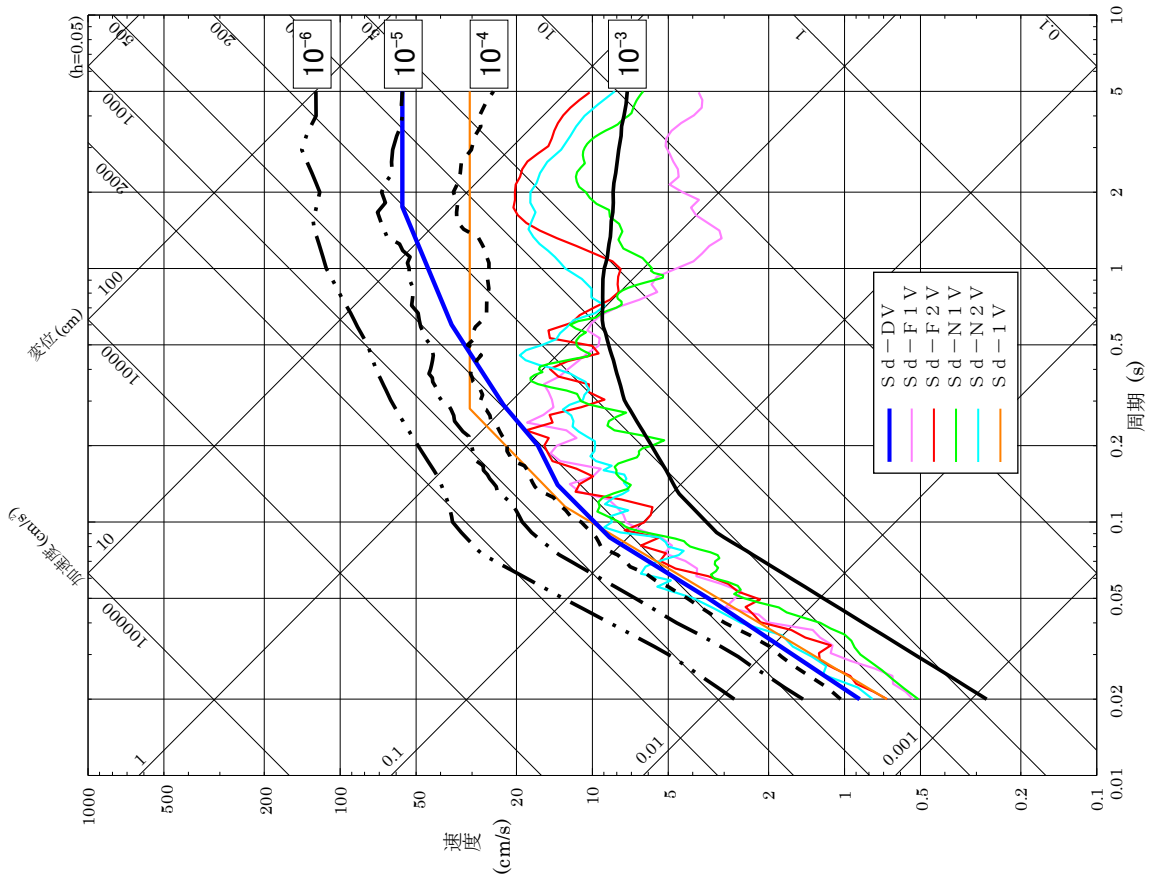
$S_2$  の発生確率  
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5} / \text{年}$   
 $S_1$  の発生確率  
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4} / \text{年}$

- 注：(1) 発生確率から見て  
 ← 組合せが必要なもの。  
 ←----- 発生確率が  $10^{-7}$  以下となり組合せが不要となるもの。
- (2) 基準地震動  $S_2$  の発生確率は  $10^{-4} \sim 10^{-5} / \text{サイト} \cdot \text{年}$  と推定されるが、ここでは  $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5} / \text{サイト} \cdot \text{年}$  を用いた。
- (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

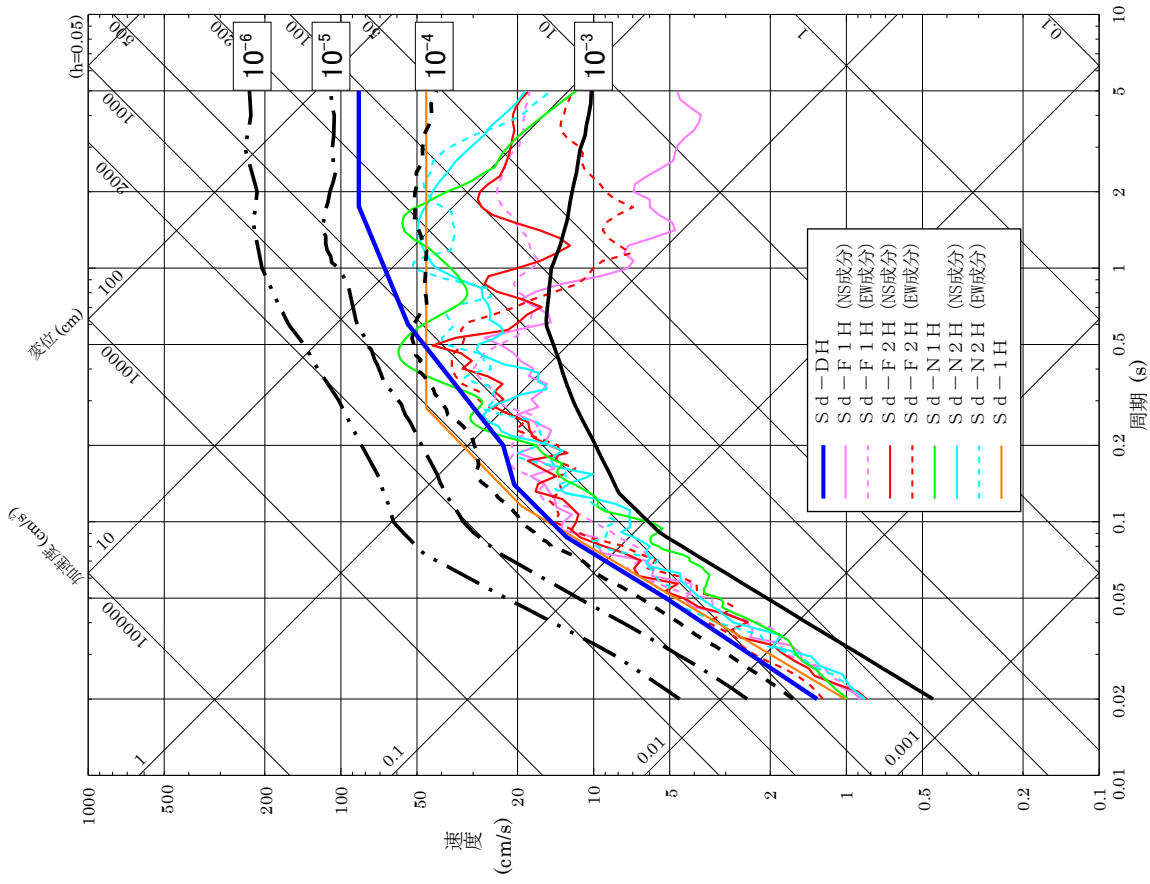
J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1984 より抜粋



基準地震動 S s の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較



(鉛直方向)



(水平方向)

弾性設計用地震動 S d の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一樣ハザードスペクトルの比較

## 添付資料-2 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。

### 1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての定義

判断に当たり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、J E A G 4 6 0 1の規定とも整合したものとなっている。

#### (1) 地震の従属事象

設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」を以下のとおり定義する。

- ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象

#### (2) 地震の独立事象

設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」を以下のとおり定義する。

- ・上記(1)のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象

なお、J E A G 4 6 0 1においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、 $10^{-7}$ 回/炉年を超える事象は地震との組合せを実施することを規定している。

### 2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断

Sクラス施設は $S_s$ による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、Sクラス施設自体が、 $S_s$ による地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(表2-1)

Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等対策の有効性評価において想定したすべての事故シーケンスに対し、 $S_s$ 相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(表2-2)

したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、 $S_s$ 相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。



表 2-1 Sクラスの設計

地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保
耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(設置許可基準規則第4条)
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。(設置許可基準規則第4条)
地震随伴事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(設置許可基準規則第9条)
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(設置許可基準規則第5条)
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(設置許可基準規則第8条)

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (1/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
1 高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	外部電源喪失*	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○		
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サブプレッションチェンバ	○		
			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	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			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	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○		
			取水槽	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○					
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (2/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
1 高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	×	
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○		
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○		
			原子炉隔離時冷却系配管	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○		
			230V 直流母線盤	○		
			230V 蓄電池	○		
			230V 充電器盤	○		
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○		
	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗	低圧炉心冷却失敗	残留熱除去ポンプ室冷却機	○	×	
			残留熱除去系逆止弁	○		
			残留熱除去系熱交換器	○		
			残留熱除去系ポンプ	○		
			残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○		
			残留熱除去系配管	○		
	サブプレッションチェンバ	○				
	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗	外部電源喪失*	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○	×	
	過渡事象 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレーポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレー系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレーポンプ	○		
			高圧炉心スプレー系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレー系配管	○		
			サブプレッションチェンバ	○		
			高圧炉心スプレー系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			高圧炉心スプレー系非常用ディーゼル発電設備	○		
高圧炉心スプレー系非常用ディーゼル発電設備空気だめ			○			
高圧炉心スプレー系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク			○			
高圧炉心スプレー系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク			○			
高圧炉心スプレー系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管			○			
高圧炉心スプレー系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁			○			
高圧炉心スプレー系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ			○			

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (3/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
1 高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレィ系非常用母線メタクラ	○	×	
			高圧炉心スプレィ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレィ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水槽	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレィ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレィ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレィ補機冷却系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレィ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレィ補機海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレィ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレィ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレィ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレィ補機海水ストレーナ	○		
			高圧炉心スプレィ補機冷却系サージタンク	○		
			高圧炉心スプレィ系直流母線盤	○		
			高圧炉心スプレィ系蓄電池	○		
		高圧炉心スプレィ系充電器盤	○			
		低圧炉心冷却失敗	残留熱除去ポンプ室冷却機	○	×	
残留熱除去系逆止弁	○					
残留熱除去系熱交換器	○					
残留熱除去系ポンプ	○					
残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○					
残留熱除去系配管	○					
サブプレッションチェンバ	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (4/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
2 高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 +高圧炉心冷却失敗 +原子炉減圧失敗	外部電源喪失*	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ
		高圧炉心冷却失敗	高圧炉心	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機		
			冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○
					高圧炉心スプレイポンプ	○
					高圧炉心スプレイ系電動弁（ゲート）	○
					高圧炉心スプレイ系配管	○
					サプレッションチェンバ	○
					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	○
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○
					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	○
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○
					高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○
					高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○
					高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○
					屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒）	○
					取水槽	○
					タービン建物	○
					高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○
					高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○
					高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○
					高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○
					高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○
					高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁（バタフライ）	○
					高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○
					高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○
					高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○					
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (5/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
2 高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	×	
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○		
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○		
			原子炉隔離時冷却系配管	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○		
			230V 直流母線盤	○		
			230V 蓄電池	○		
			230V 充電器盤	○		
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○		
		原子炉減圧失敗	逃がし安全弁	○	×	
			逃がし安全弁窒素ガス供給系空気作動弁 (グローブ)	○		
			逃がし安全弁窒素ガス供給系配管	○		
			逃がし安全弁アキュムレータ	○		

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (6/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G - A, B) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		交流電源 (D G - A, B) 失敗	燃料移送系逆止弁	○		
		非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○			
		非常用ディーゼル発電設備	○			
		非常用母線メタクラ	○			
		非常用コントロールセンタ	○			
		燃料移送系配管	○			
		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○			
		非常用ロードセンタ	○			
		非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○			
		非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○			
		非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○			
		非常用母線変圧器	○			
		屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○			
		取水槽	○			
		タービン建物	○			
		原子炉補機冷却系逆止弁	○			
		原子炉補機海水系逆止弁	○			
		原子炉補機冷却系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却系電動弁 (ゲート)	○			
		原子炉補機冷却系電動弁 (グローブ)	○			
		原子炉補機冷却系空気作動弁 (バタフライ)	○			
		原子炉補機海水系電動弁 (バタフライ)	○			
		原子炉補機冷却系配管	○			
		原子炉補機海水系配管	○			
原子炉補機海水ストレナ	○					
原子炉補機冷却系サージタンク	○					
原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (7/16)

類型化グループ	事故 シーケンス	事象	対象機器	DB上 のS s 耐震性	地震の従属 事象としての 適用の有無	備考
3 全交流動力 電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G-A, B) 失 敗 + 高圧炉心冷 却 (H P C S) 失敗	高圧炉心 冷却 (H P C S) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サブプレッションチェンバ	○		
			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	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			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	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水槽	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフラ イ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					



表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (8/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G - A, B) 失敗 + 高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		交流電源 (D G - A, B) 失敗	燃料移送系逆止弁	○	×	
			非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			非常用ディーゼル発電設備	○		
			非常用母線メタクラ	○		
			非常用コントロールセンタ	○		
			燃料移送系配管	○		
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			非常用ロードセンタ	○		
			非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○		
			非常用母線変圧器	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水槽	○		
			タービン建物	○		
			原子炉補機冷却系逆止弁	○		
			原子炉補機海水系逆止弁	○		
			原子炉補機冷却系熱交換器	○		
			原子炉補機冷却水ポンプ	○		
			原子炉補機海水ポンプ	○		
			原子炉補機冷却系電動弁 (ゲート)	○		
			原子炉補機冷却系電動弁 (グローブ)	○		
			原子炉補機冷却系空気作動弁 (バタフライ)	○		
			原子炉補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			原子炉補機冷却系配管	○		
			原子炉補機海水系配管	○		
			原子炉補機海水ストレナ	○		
		原子炉補機冷却系サージタンク	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○			
		高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	○		
高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○					
高圧炉心スプレイ系配管	○					
サブプレッションチェンバ	○					
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	○					
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○					
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	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (9/16)

類型化グループ	事故 シーケンス	事象	対象機器	DB上 のS s 耐震性	地震の従属 事象としての 適用の有無	備考
3 全交流動力 電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G-A, B) 失 敗 + 高圧炉心冷 却失敗	高圧炉心 冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル燃料デイトンク	○	×	
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備 燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水槽	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフラ イ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○		
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	○		
			原子炉隔離時冷却系逆止弁	○		
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○		
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○		
			原子炉隔離時冷却系配管	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○		
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○		
230V 直流母線盤	○					
230V 蓄電池	○					
230V 充電器盤	○					
原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (10/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	全交流動力電源喪失 外部電源喪失 + 直流電源 (区分1, 2) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	
		直流電源 (区分1, 2) 失敗	直流母線盤	○	×		
			蓄電池	○			
		高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	充電器盤	○	×		
			高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機			○
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○			
			高圧炉心スプレイポンプ	○			
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○			
			高圧炉心スプレイ系配管	○			
			サブプレッションチェンバ	○			
			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	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○			
			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	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○			
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○			
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○			
			取水槽	○			
			タービン建物	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○			
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○			
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○			
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○			
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○			
		高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○				
		高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○				
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○						
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○						
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○						
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (11/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G - A, B) 失敗 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV 再開) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		交流電源 (D G - A, B) 失敗	燃料移送系逆止弁	○	×	
			非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
			非常用ディーゼル発電設備	○		
			非常用母線メタクラ	○		
			非常用コントロールセンタ	○		
			燃料移送系配管	○		
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			非常用ロードセンタ	○		
			非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○		
			非常用母線変圧器	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水槽	○		
			タービン建物	○		
			原子炉補機冷却系逆止弁	○		
			原子炉補機海水系逆止弁	○		
			原子炉補機冷却系熱交換器	○		
			原子炉補機冷却水ポンプ	○		
			原子炉補機海水ポンプ	○		
			原子炉補機冷却系電動弁 (ゲート)	○		
			原子炉補機冷却系電動弁 (グローブ)	○		
			原子炉補機冷却系空気作動弁 (バタフライ)	○		
			原子炉補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			原子炉補機冷却系配管	○		
			原子炉補機海水系配管	○		
			原子炉補機海水ストレナ	○		
			原子炉補機冷却系サージタンク	○		
			原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○		
SRV 再開失敗	逃がし安全弁	○	×			

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (12/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源 (D G-A, B) 失敗 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サブプレッションチェンバ	○		
			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	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			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	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水槽	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (13/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考		
4	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失*	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	
			崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×		
				残留熱除去系逆止弁	○			
				残留熱除去系熱交換器	○			
				残留熱除去系ポンプ	○			
				残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○			
				残留熱除去系配管	○			
				残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○			
	サブプレッションチェンバ	○						
	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失*	高圧炉心冷却失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	
				高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○		×
					高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
					高圧炉心スプレイポンプ	○		
					高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
					高圧炉心スプレイ系配管	○		
					サブプレッションチェンバ	○		
					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	○		
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
					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	○		
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
					高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
					高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
					高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
					高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
					屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○		
取水槽					○			
タービン建物	○							
高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○							
高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○							
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○							
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○							
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○							
高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○							

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (14/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考				
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	×					
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○						
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○						
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○						
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○						
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○						
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	○						
			原子炉隔離時冷却系逆止弁	○						
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○						
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○						
			原子炉隔離時冷却系配管	○						
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○						
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○						
			230V 直流母線盤	○						
			230V 蓄電池	○						
			230V 充電器盤	○						
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○						
			崩壊熱除去失敗				残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×	
							残留熱除去系逆止弁	○		
	残留熱除去系熱交換器	○								
	残留熱除去系ポンプ	○								
	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○								
	残留熱除去系配管	○								
	残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○								
	サブプレッションチェンバ	○								
	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失*	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II				
		SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○	×					
崩壊熱除去失敗		残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×						
		残留熱除去系逆止弁	○							
		残留熱除去系熱交換器	○							
		残留熱除去系ポンプ	○							
		残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○							
		残留熱除去系配管	○							
		残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○							
サブプレッションチェンバ	○									

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (15/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失*	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	
		SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○	×		
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系配管	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	サブプレッションチェンバ	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	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	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	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	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	取水槽	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	タービン建物	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○	
				高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	
高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					



表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (16/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×	
			残留熱除去系逆止弁	○		
			残留熱除去系熱交換器	○		
			残留熱除去系ポンプ	○		
			残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○		
			残留熱除去系配管	○		
			残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○		
			サブプレッションチェンバ	○		
5 原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	外部電源喪失*	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
		原子炉停止失敗	炉心支持板	○		
			燃料集合体	○		
			制御棒案内管	○		
			水圧制御ユニット	○		
			制御棒駆動機構ハウジング	○		
			制御棒駆動系配管	○		
			炉心シュラウド	○		
			シュラウドサポート	○		
			上部格子板	○		
制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	○					
6 LOCA時注水機能喪失	-	-	-	-	-	
7 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	-	-	-	-	-	

注記\* : 過渡事象を代表する起因事象として外部電源喪失を設定。

【凡例】

DB上のS s耐震性

○ : 有 × : 無

地震の従属事象としての適用の有無

○ : 地震の従属事象であり, 地震と組合せ評価が必要なもの。

△ : 地震の従属事象であるが, 他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。

× : 地震の従属事象でないもの。

### 3. 確率論的な考察

2. 項のとおり，S A施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて，確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。

このことについて参考のため，確率論的な観点から考察すると，S s相当（820gal）までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて，緩和設備のランダム故障を除いた\*炉心損傷頻度（CDF）であって，S A施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は，一部のS A施設を考慮した場合のP R A評価を実施した結果，約 $1.0 \times 10^{-7}$ /炉年となった。

注記\*：地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては，保守的に除かないものとした。

表 3-1 DB条件を超える事故シーケンスに対するCDF

事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF (/炉年)	合計 (/炉年)
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.3E-09	1.0E-07
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗+低圧炉心冷却失敗	3.1E-11	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源（DG-A, B）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗	3.1E-08	
	外部電源喪失+交流電源（DG-A, B）失敗+高圧炉心冷却失敗	2.3E-09	
	外部電源喪失+直流電源（区分1, 2）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗	2.8E-11	
	外部電源喪失+交流電源（DG-A, B）失敗+圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗	1.5E-10	
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去機能失敗	6.2E-08	
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	8.5E-10	
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗+崩壊熱除去失敗	1.6E-10	
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗+高圧炉心冷却（HPCS）失敗+崩壊熱除去失敗	2.6E-11	
原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	1.3E-10	
	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	1.2E-11	

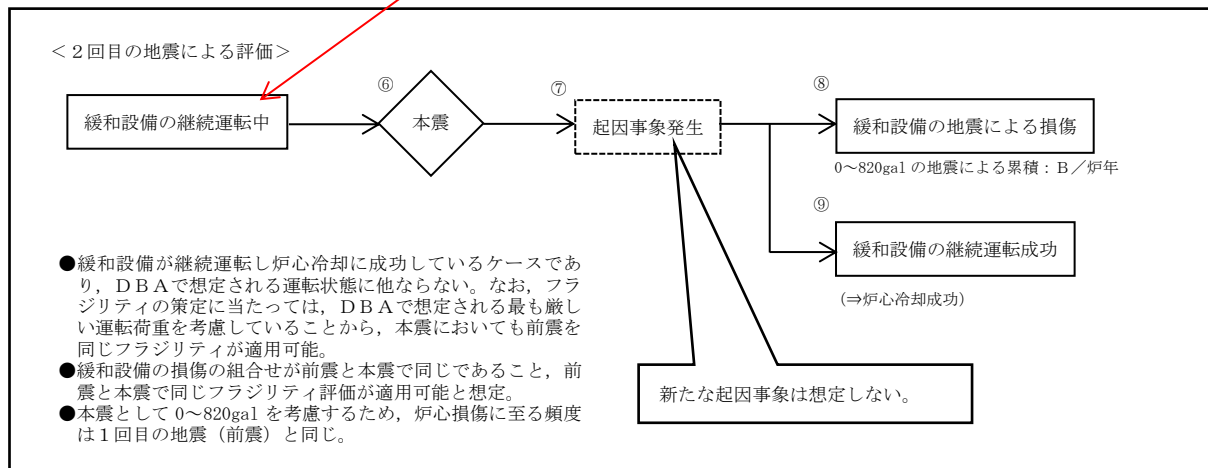
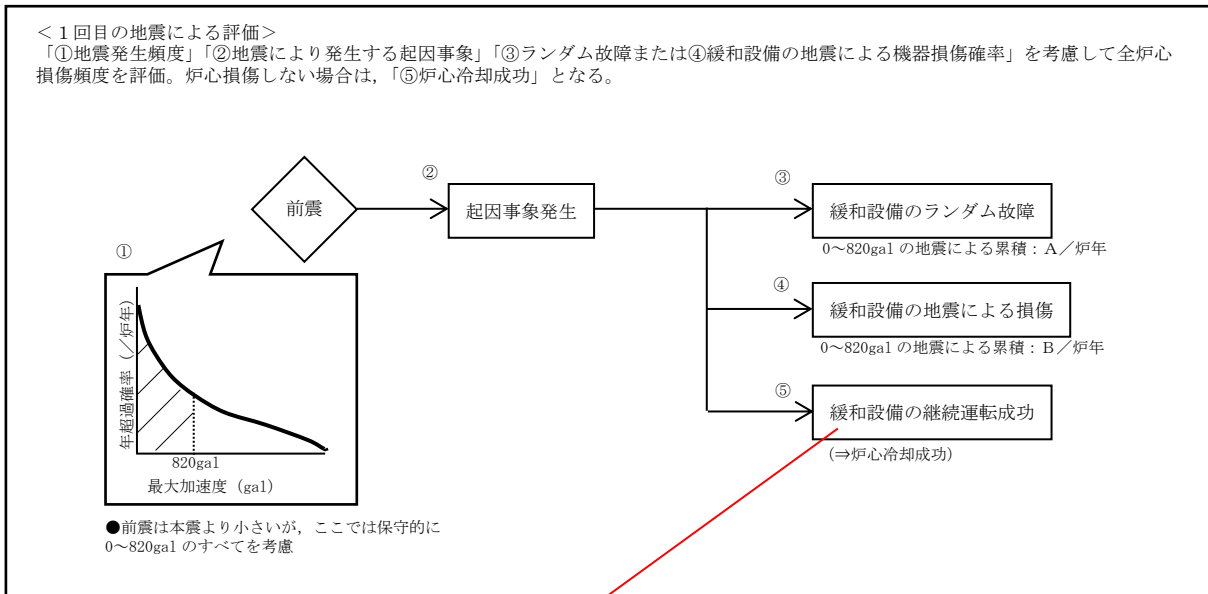
原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている性能目標のCDF（ $10^{-4}$ /炉年）に対して1%を下回る頻度の事象は，目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ， $1.0 \times 10^{-7}$ /炉年はこれを大きく下回り，S s相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって，S A施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において，運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出

1. 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法

1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価

地震PRAにおいては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1回の地震による評価を2回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を図1.1-1に示す。



以上より結果として前震, 本震による炉心損傷頻度は, 以下の式で表すことができる。

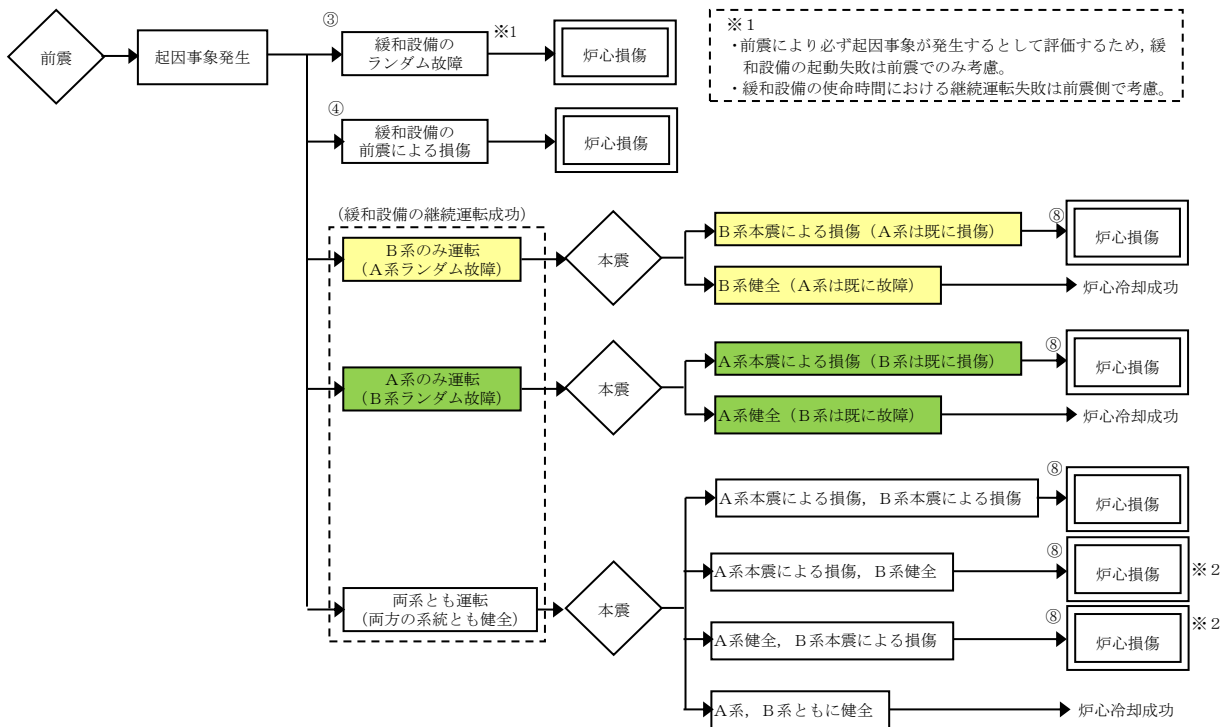
$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

図1.1-1 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。

緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため、緩和設備の状態について考えられるすべての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する（3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる）。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

a. 前震による緩和設備の状態の組合せ

	A系	B系	
前震による影響	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	⇒③で整理
	ランダム故障 (前震)	前震による機器損傷	
	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	⇒④で整理
	前震による機器損傷	前震による機器損傷	
	○ (健全)	前震による機器損傷	緩和設備の連続運転に成功
	ランダム故障 (前震)	○ (健全)	
	○ (健全)	ランダム故障 (前震)	
	○ (健全)	○ (健全)	

b. 前震後の本震による緩和設備の状態の組合せ

	A系	B系	
本震による影響	ランダム故障 (前震)	○ (健全)	⇒炉心冷却成功
	ランダム故障 (前震)	前震による機器損傷	
	本震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	⇒炉心冷却成功
	○ (健全)	ランダム故障 (前震)	
	本震による機器損傷	本震による機器損傷	⇒本震による機器損傷として整理※2
	本震による機器損傷	○ (健全)	
	○ (健全)	本震による機器損傷	
		○ (健全)	○ (健全)

※2  
緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷しもう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで炉心損傷に至るものとして保守的に評価している。

本震により炉心損傷に至る組合せは、前震による組合せのうち④と整理したものと同一となった。

- 前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態（ランダム故障，地震による機器損傷，健全）の9通りのすべての組合せを考慮。
- 冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。
- 緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。
- 前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通りすべての組合せを想定。
- ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。
- そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。

## 1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について

地震PRAにおいては、本震，余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震，余震を考慮することとし、影響の検討を行う。

また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を0galから820galのすべての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、「1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価」においても前震及び本震の地震加速度を0galから820galのすべての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。

以上より、本震，余震による炉心損傷頻度は、

$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

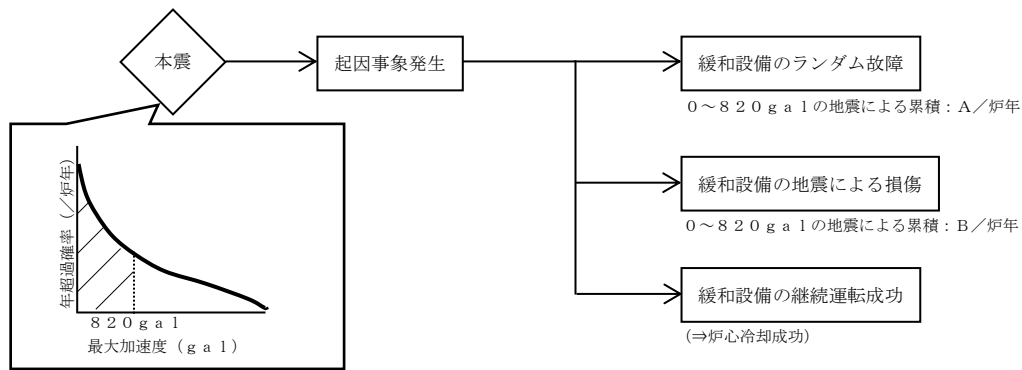
で算出される。

## 2. 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

### 2.1 S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果

地震PRAにおいては、本震による影響のみを評価しているが、算出したS s相当（820gal）までの本震による全炉心損傷頻度は0galからS s相当である820galまでの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損傷に至るケースが含まれている。

S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約 $3.3 \times 10^{-7}$ /炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約 $5.5 \times 10^{-9}$ /炉年，緩和設備の地震による損傷によるものが約 $3.3 \times 10^{-7}$ /炉年である。



最大加速度0～820galのすべての地震による影響を考慮

## 2.2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1項の算出結果を用い，1.1項及び1.2項の算出式で評価を行った。

$$A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$$

$$= \text{約 } 5.5 \times 10^{-9} / \text{炉年} + \text{約 } 3.3 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 3.3 \times 10^{-7} / \text{炉年}$$

$$= \text{約 } 6.6 \times 10^{-7} / \text{炉年}$$

以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約  $6.6 \times 10^{-7} / \text{炉年}$  と非常に低い値となる。

添付資料-3 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方

本文 4. 項(2)では建物・構築物（原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（PCVバウンダリ）を除く）を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とS<sub>s</sub>による地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。

以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項ごとに説明する。

(1) 対象施設とその施設分類(本文 3. 項(1)に対する考え方)

SA施設の建物・構築物を表 1 に示す。これら 15 施設は、S<sub>s</sub>による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。

表 1 SA施設（建物・構築物）の施設分類

SA施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
燃料プール	○	—	○
低圧原子炉代替注水槽	○	—	○
第1ベントフィルタ格納 槽遮蔽	○	—	○
配管遮蔽	○	—	○
中央制御室遮蔽（1，2 号機共用）	○	—	○
緊急時対策所遮蔽	—	—	○
取水槽	—	○	○
取水管	—	○	○
取水口	—	○	○
原子炉建物原子炉棟（二 次格納施設）	—	—	○
排気筒（非常用ガス処理 系用）	—	—	○
緊急時対策所用燃料地下 タンク	○	—	○
原子炉二次遮蔽	—	○	○
補助遮蔽（原子炉建物）	—	○	○
補助遮蔽（制御室建物）	—	○	○

(2) DB施設としての設計の考え方

(a) 新規制基準における要求事項

「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」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。

- ・設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。
- ・耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

(b) JEAG4601の規定内容(本文2.2項に対する考え方)

上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように規定されている。

【荷重の組合せ】

- ・地震力と常時作用している荷重及び運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重とを組み合わせる。
- ・常時作用している荷重、及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動 $S_1$ による荷重とを組み合わせる。

【許容限界】

- ・基準地震動 $S_1$ による地震力との組合せに対する許容限界  
安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。
- ・基準地震動 $S_2$ による地震力との組合せに対する許容限界  
建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせることとする。

ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、本文2.2項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。

なお、JEAG4601-1987において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。



(3) SA施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針（本文 3. (3), (4) 項に対する考え方）

SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、J E A G 4 6 0 1 - 1987 のDB施設に対する規定内容を踏まえ、以下のとおりとする（建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる）。

【SA施設(建物・構築物)における設定方針】

- ・  $S_s$ 、 $S_d$  と運転状態の組合せを考慮する。
- ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、Sクラス施設は $S_s$ による地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがってSAは地震の独立事象として取り扱う。
- ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び $S_s$ 若しくは $S_d$ の年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性を持たせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及び $S_s$ 若しくは $S_d$ の年超過確率の積との比較等により判断する。
- ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重と $S_d$ による地震力とを組み合わせる。
- ・ 許容限界として、DB施設の $S_s$ に対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態 $V_A S$ に相当するもの)を設定する。ここで、島根2号機では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界は、DB施設の $S_s$ に対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせることとする)と同じとする。

(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果（本文 5. 2. 1 項に対する考え方）

本文 5. 2. 1 項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。

SAの発生確率・・・炉心損傷頻度の性能目標値( $10^{-4}$ /炉年)を設定

継続時間・・・事故発生時を基点として、 $10^{-2}$ 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S))、 $S_d$ との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態V(L))、 $S_s$ との組合せが必要な $2 \times 10^{-1}$ 年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。

(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ本文 5. 2. 1 項(2)b. の分類を設備ごとに検討した結果を補足資料-1に示す。)

地震動の年超過確率・・・J E A G 4 6 0 1 の地震動の発生確率( $S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下、 $S_d : 10^{-2}$ /年以下)を設定

以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重と $S_s$ による地震力を組み合わせることとする。

(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方（本文 6.1 項に対する考え方）

(3)の荷重の組合せ方針から，SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお，表2に示す荷重の組合せケースのうち，他の組合せケースと同一となる場合，又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。

表2 荷重の組合せと許容限界

運転状態	DB施設		SA施設		備考
	S d	S s	S d	S s	
運転時	許容 応力度*1	終局*2	—	終局*2	DBと同じ許容限界とする。
DBA時 (長期)	終局*2	—	終局*2	—	DBと同じ許容限界とする。
SA時	—	—	—	終局*2	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として，終局*2とする。

注記\*1：許容応力度：安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度

\*2：終局：構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し，終局耐力に対して安全余裕を持たせていること

補足資料-2に，地震力と組み合わせる荷重を施設ごとに示す。

いずれの施設も，DBA時（長期）の荷重は，結果的に運転時と同じとなり，表2における「DBA時（長期）+ S d」は地震力が大きい「運転時+ S s」に包絡されることになる。

以上より，建物・構築物は，PCV，RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり，全般施設に分類することができる。

S A施設（建物・構築物）のS A時の条件を踏まえた分類

S A施設 （建物・構築物）	荷重状態 の分類*	分類の根拠
燃料プール	a (b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）に加えて、運転時には通常時荷重（温度荷重）を、DBA時には異常時荷重（温度荷重）を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。
低圧原子炉代替注水槽	c	低圧原子炉代替注水槽については、DB施設ではない。
第1ベントフィルタ格納槽遮蔽	c	第1ベントフィルタ格納槽遮蔽については、DB施設ではない。
配管遮蔽	c	配管遮蔽については、DB施設ではない。
原子炉建物原子炉棟（二次格納施設） 中央制御室遮蔽（1，2号機共用） 原子炉二次遮蔽 補助遮蔽（原子炉建物） 補助遮蔽（制御室建物）	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。
緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。
取水槽 取水管 取水口	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。
排気筒（非常用ガス処理系用）	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。
緊急時対策所用燃料地下タンク	c	緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。

注記\*：荷重状態の分類

a：SA条件がDB条件を超える既設施設

(a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える既設施設

(b) SAによる荷重・温度の影響によってDB条件を超える既設施設

b：SA条件がDB条件に包絡される既設施設

c：DB施設を兼ねないSA施設

建物・構築物において地震力と組み合わせる荷重は表3のとおりとなる。

表3 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重

		運転時	DBA時 (長期)	SA時
組み合わせる地震力		S s	S d	S s
許容限界		終局	終局	終局
SA施設 (建物・構築物)	燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重
	低圧原子炉代替注水槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	第1ベントフィルタ格納槽遮蔽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	配管遮蔽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	原子炉建物原子炉棟(二次格納施設) 中央制御室遮蔽(1, 2号機共用) 原子炉二次遮蔽 補助遮蔽(原子炉建物) 補助遮蔽(制御室建物)	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	取水槽 取水管 取水口	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧
	排気筒(非常用ガス処理系用)	固定荷重	固定荷重	固定荷重
	緊急時対策所用燃料地下タンク	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧

J E A G 4 6 0 1 - 1 9 8 7 では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない。これを踏まえ、表3から温度荷重を消去するとすべての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重(固定荷重、積載荷重、土圧、水圧)のみとなるため、DBA時(S dとの組合せ)は運転時(S sとの組合せ)に包絡され、SA時は運転時と同一となる。

添付資料-4 工認対象施設（SA施設）における荷重組合せの取扱い

今回の工認申請書においては、以下の検討により整理した荷重の組合せ方針に基づき、個々の施設の耐震計算を行っている。荷重の組合せの検討における施設分類と、今回工認のVI-2-1-9「機能維持の方針」における工認申請対象設備の区分との対応を示す。

1)	全般施設に対応するもの
	重大事故等クラス2容器（クラス2，3容器）
	重大事故等クラス2管（クラス2，3管）
	重大事故等クラス2管（クラス4管）
	重大事故等クラス2ポンプ（クラス2，3，その他のポンプ）
	重大事故等クラス2弁（クラス2弁（弁箱））
	炉内構造物
	重大事故等クラス2支持構造物（クラス2，3，その他支持構造物）
	その他の支持構造物
	重大事故等クラス2耐圧部テンションボルト（クラス2，3耐圧部テンションボルト）
2)	原子炉格納容器バウンダリを構成する設備に対応するもの
	重大事故等クラス2容器（クラスMC容器）
	重大事故等クラス2管（クラス2，3管）
	重大事故等クラス2支持構造物（クラスMC支持構造物）
3)	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備に対応するもの
	重大事故等クラス2容器（クラス1容器）
	重大事故等クラス2管（クラス1管）
	重大事故等クラス2ポンプ（クラス1ポンプ）
	重大事故等クラス2弁（クラス1弁（弁箱））
	炉心支持構造物
	重大事故等クラス2支持構造物（クラス1支持構造物）
	重大事故等クラス2耐圧部テンションボルト（容器以外）（クラス1耐圧部テンションボルト（容器以外））

重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震との組合せの施設分類のうち  
炉心支持構造物と炉内構造物の施設分類について

1. 重大事故と地震の荷重組合せにおける施設分類の考え方について

SAと地震の荷重組合せではRPVバウンダリ，PCVバウンダリ及び全般施設の3つの施設分類に分けている。

- ・RPVバウンダリ及びPCVバウンダリは、「重大事故等対策の有効性評価」によりSA時の圧力・温度の推移が得られているため，SAと地震の荷重の組合せの検討を行っている。
- ・PCVバウンダリ及びRPVバウンダリ以外のSA施設は，全般施設として分類し，SAによる荷重の時間履歴を詳細に評価せず事象発生後の最大荷重とS<sub>s</sub>とを組み合わせている。

2. 炉心支持構造物と炉内構造物の施設分類について

J E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1984 での地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態を下図に示す。許容応力状態IV<sub>A</sub>Sにおいて，

- ・炉心支持構造物は，原子炉圧力容器と同じ組合せ（「D + P<sub>L</sub> + M<sub>L</sub> + S<sub>1</sub>」及び「D + P + M + S<sub>2</sub>」）となっている。
- ・炉内構造物は，他の耐震A<sub>s</sub>クラス機器\*1と同じ組合せ（「D + P<sub>D</sub> + M<sub>D</sub> + S<sub>2</sub>」）となっている。

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJ E A G 4 6 0 1 ・ 補 - 1984 「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果，地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種 別 (1) 荷重の組合せ	第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	炉心支持構造物	そ の 他		
		機支持構造物	容支持構造物	機支持構造物	容管	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A <sub>s</sub>	D + P + M + S <sub>1</sub>	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	-	-	-	III <sub>A</sub> S	-	-	-
	D + P <sub>D</sub> + M <sub>D</sub> + S <sub>1</sub>	-	-	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	-	-	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S
	D + P <sub>L</sub> + M <sub>L</sub> + S <sub>1</sub>	IV <sub>A</sub> S <sup>(2)</sup>	III <sub>A</sub> S <sup>(3)</sup>	-	-	-	IV <sub>A</sub> S	-	-	-
	D + P + M + S <sub>2</sub>	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	-	-	-	IV <sub>A</sub> S	-	-	-
	D + P <sub>D</sub> + M <sub>D</sub> + S <sub>2</sub>	-	-	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	*2	-	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
A	D + P <sub>D</sub> + M <sub>D</sub> + S <sub>1</sub>	-	-	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	-	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S
B	D + P <sub>d</sub> + M <sub>d</sub> + S <sub>B</sub>	-	-	B <sub>A</sub> S	B <sub>A</sub> S	B <sub>A</sub> S	-	B <sub>A</sub> S	-	B <sub>A</sub> S
C	D + P <sub>d</sub> + M <sub>d</sub> + S <sub>C</sub>	-	-	-	C <sub>A</sub> S	C <sub>A</sub> S	-	C <sub>A</sub> S	-	C <sub>A</sub> S

- : R P Vバウンダリに分類
- : P C Vバウンダリに分類
- : 全般施設に分類

注記\*1：第3種機器・支持構造物，第4種容器・管，その他ポンプ・弁，その他支持構造物

\*2：今回工認のSクラスの第5種管はIV<sub>A</sub>Sの組合せを行う。

今回工認の重大事故と地震の組合せの施設分類は、このJ E A G 4 6 0 1の地震荷重と他の荷重との組合せを踏まえ、以下としている。

- 炉心支持構造物は、R P Vバウンダリ（J E A G 4 6 0 1では第1種機器）と同様の組合せが考慮されていることから、P R Vバウンダリに分類している。
- 炉内構造物は、他の耐震A sクラス機器と同様の組合せが考慮されていることから、全般施設に分類している。