

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 設計及び工事計画審査資料	
資料番号	KK6 補足-024-6 改1
提出年月日	2023年11月21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

2023年11月

東京電力ホールディングス株式会社

## 目次

1. はじめに.....	1
2. 基準の規定内容.....	1
2.1 技術基準規則第 50 条（SA 施設）の規定内容.....	1
2.2 J E A G 4 6 0 1 の記載内容.....	1
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.....	6
4. 荷重の組合せの検討手順.....	8
5. 荷重の組合せの検討結果.....	11
5.1 地震の従属事象・独立事象の判断.....	11
5.2 荷重の組合せの検討結果.....	12
5.2.1 全般施設.....	12
5.2.2 PCV バウンダリ.....	16
5.2.3 RPV バウンダリ.....	26
5.2.4 SA 施設の支持構造物.....	32
6. 許容応力状態の検討結果.....	33
6.1 全般施設.....	34
6.2 PCV バウンダリ.....	35
6.3 RPV バウンダリ.....	36
6.4 SA 施設の支持構造物.....	36
7. まとめ.....	37
添付資料	
添付資料ー 1 地震動の年超過確率.....	40
添付資料ー 2 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について.....	43
添付資料ー 3 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方.....	57
添付資料ー 4 工認対象施設（SA 施設）における荷重組合せの取扱い.....	66

## 1. はじめに

重大事故等\*（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（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、さらに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\*：「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. 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ている。

同条解釈によれば、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条の解釈に準ずることとされている。

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の記載内容

耐震設計に係る工認審査ガイドの「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 $S_1$ 及び $S_2$ 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 $S_1$ との組合せにおいて、原子炉冷却材バウンダリ(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 $S_1$ との組合せに対して評価基準値Ⅲ

$I_A S$  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				第 2 種 容 器			
地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>	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	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	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	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(L)	I <sub>A</sub> *	III <sub>A</sub> S	
IV(S)	IV <sub>A</sub>			IV(S)	IV <sub>A</sub>		

第 3・4 種 容器 (ECCS 等以外)				第 3・4 種 容器 (ECCS 等)			
地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>	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	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	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	III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV(L)				IV(L)	I <sub>A</sub> *	III <sub>A</sub> S	
IV(S)				IV(S)	IV <sub>A</sub>		

第 1 種 管 (ECCS 等以外)				第 1 種 管 (ECCS 等)			
地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>	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	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	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	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(L)	I <sub>A</sub> *	III <sub>A</sub> S	
IV(S)	IV <sub>A</sub>			IV(S)	IV <sub>A</sub>		

第 3・4 種 管 (ECCS 等以外)				第 3・4 種 管 (ECCS 等)			
地震動 運転状態	—	S <sub>1</sub>	S <sub>2</sub>	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	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	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	III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV(L)				IV(L)	I <sub>A</sub> *	III <sub>A</sub> S	
IV(S)				IV(S)	IV <sub>A</sub>		

J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 より抜粋

図 2.2-1 J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 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 4 6 0 1 ・ 補 - 1 9 8 4 「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 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 4 6 0 1 ・ 補-1984 より抜粋

図 2.2-2 J E A G 4 6 0 1 ・ 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 重要度分類・許容応力編における、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<sup>-7</sup>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図 2.2-3 に示す。図 2.2-3 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 I-1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

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 →									
	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 →									
	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  $10^{-4} \sim 10^{-6}$  / サイト・年と推定されるが，ここでは  $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-3}$  / 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。

J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 より抜粋

図 2.2-3 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

(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  $I_A \sim IV_A$  及び，地震により生ず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  $III_{AS}$ ， $IV_{AS}$  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: JET, JET 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 $I_A$	: 告示の運転状態 I 相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態 $I_A^*$	: 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 $I_A$ に準ずる。
許容応力状態 $II_A$	: 告示の運転状態 II 相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態 $III_A$	: 告示の運転状態 III 相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態 $IV_A$	: 告示の運転状態 IV 相当の応力評価を行う許容応力状態
許容応力状態 $III_{AS}$	: 許容応力状態 $III_A$ を基本として，それに地震により生ず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 $IV_{AS}$	: 許容応力状態 $IV_A$ を基本として，それに地震により生ず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の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 : JEAG 4601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施設における荷重組合せの基本方針は以下のとおり。

- ・基準地震動 $S_s$ （以下「 $S_s$ 」という。）、弾性設計用地震動 $S_d$ （以下「 $S_d$ 」という。）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。
- ・地震の従属事象として扱う事象により発生する荷重については、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もたせた値を目安とする。
- ・SAによる荷重が地震の従属事象として扱う事象により発生する荷重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上で判断する。
- ・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さらに高めるべく、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<sub>s</sub>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時の原子炉格納容器の限界温度、限界圧力の条件で、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ものであること」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の規定に準ずる。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と地震による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<sub>A</sub>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<sub>AS</sub>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留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<sub>AS</sub>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<sub>AS</sub>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<sub>AS</sub>と同じ許容限界を適用する。

#### 【許容応力状態の説明】

- |                                  |  |
|----------------------------------|--|
| I <sub>A</sub> ～Ⅳ <sub>A</sub>   | : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態  |
| Ⅲ <sub>AS</sub> ～Ⅳ <sub>AS</sub> | : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態  |
| 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<br>(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ず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<br>(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，地震従属事象として扱う事象は $S_s$ による地震力と組み合わせることとし，独立事象として扱う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。したがって， $S_A$ による荷重を地震の従属事象によるものとして扱うか独立事象によるものとして扱うかを判断し，従属事象によるものと判断された場合は $S_s$ による地震力と組み合わせ，独立事象によるもの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。）」，「原子炉圧力容器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， $S_A$ 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， $S_A$ 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， $S_A$ 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  $S_A$ 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，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 荷重の組合せの判断は，①と②及び $S_A$ 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もたせた値として，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 $10^{-8}$ /炉年とする。
- ④ ①②の積と③を踏まえて弾性設計用地震動 $S_d$ 又は基準地震動 $S_s$ と組み合わせるべき $S_A$ 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)）、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>との組合せが必要な10<sup>-2</sup>~2×10<sup>-1</sup>年を長期(L)（運転状態V(L)）、基準地震動S<sub>s</sub>との組合せが必要な期間2×10<sup>-1</sup>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。

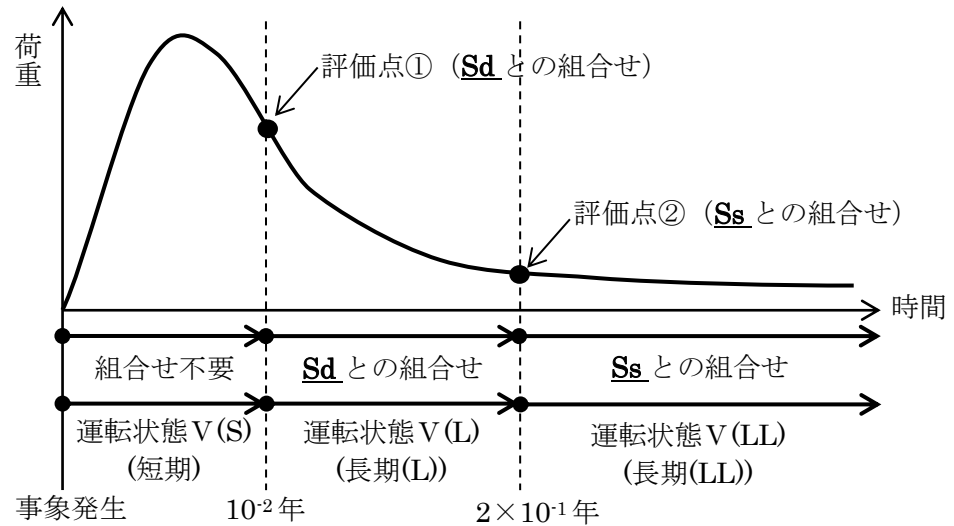


図 4-1 荷重の組合せと継続時間の関係（イメージ）

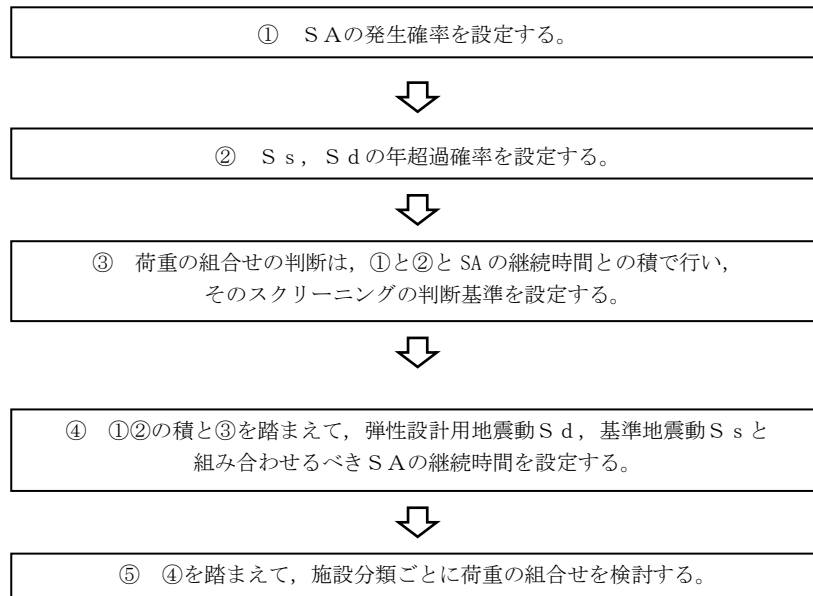


図 4-2 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

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	S A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 d		
10 <sup>-8</sup> /炉年以上	10 <sup>-4</sup> /炉年*1		10 <sup>-2</sup> /年以下*2	10 <sup>-2</sup> 年以上
		基準地震動 S s	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、S A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 s、S dの年超過確率に読み換えた。

## 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、その地震力未滿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全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、 $6.3 \times 10^{-8}$ /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、 $6.3 \times 10^{-8}$ /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.)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について」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全ての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(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喪失)	○
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	○
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	○
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗	○
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)	
代替循環冷却系を使用する場合	○
代替循環冷却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(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期間  $2 \times 10^{-1}$  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 $S_d$	$10^{-2}$ /年以下*2		
全ての SA	$10^{-4}$ /炉年*1	基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年 以下*2	$10^{-8}$ /炉年以上	10 <sup>-2</sup> 年以上
					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  $10^{-4}$ /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の発生確率  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  の年超過確率に読み換えた。

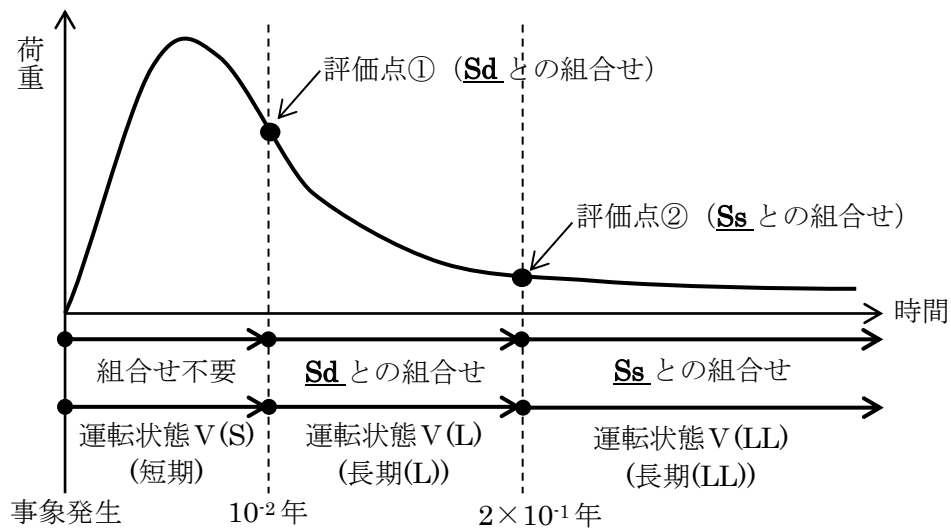


図 5.2.1-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

#### (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 5.2.1-2、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あたり、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、事象発生後  $10^{-2}$  年以上に  $2 \times 10^{-1}$  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、事象発生後  $2 \times 10^{-1}$  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事象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

	SAの 発生確率	地震の発生確率	組合せの目安 となるSAの 継続時間	運転状態	合計
全ての SA	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	V(L)	10 <sup>-8</sup> /炉年以下
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	V(LL)	10 <sup>-8</sup> /炉年以下

(5) まとめ

以上より，全般施設としては，事象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。

### 5.2.2 PCVバウンダリ

#### (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、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期間  $2 \times 10^{-1}$  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
全ての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の発生確率  $S_2$ 、 $S_1$  の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$  の年超過確率に読み換えた。

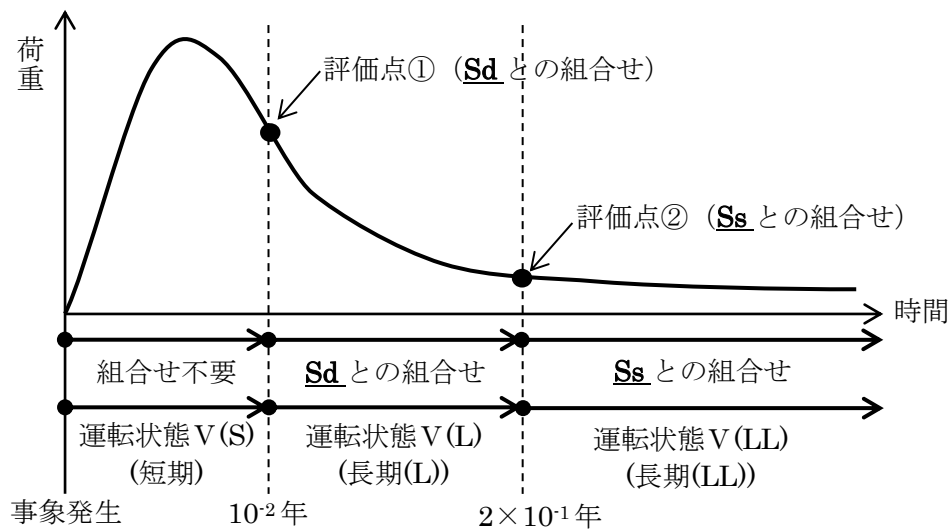


図 5.2.2-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(4) 荷重の組合せの検討

a. SAの選定

6号機を対象とした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(1/2)

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喪失)	○
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	○
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	○
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗	○
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

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(2/2)

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）	
代替循環冷却系を使用する場合	○
代替循環冷却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（HPCF）以外の非常用炉心冷却は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）（代替循環冷却系を使用する場合）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、さらに継続期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日後)以内及び事象発生後 $10^{-2}$ 年(約3日後)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）（代替循環冷却系を使用する場合）
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用

しない場合)

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日後)前までに原子炉格納容器圧力逃がし装置又は代替原子炉補機冷却系による除熱機能が確保され、 $10^{-2}$ 年以降の原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、 $10^{-2}$ 年以内の温度・圧力に基づき、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、その後に生じ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、SA施設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、高圧代替注水系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上では、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)(代替循環冷却系を使用する場合)」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)(代替循環冷却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、事象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 S A 時の圧力・温度（有効性評価結果）

	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用 する場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用 しない場合)
最高圧力	約 0.60MPa[gage]	約 0.62MPa[gage]
最高温度	約 165°C* <sup>1</sup>	約 168°C* <sup>2</sup>
圧力 (10 <sup>-2</sup> 年後)	約 0.36MPa[gage]	約 0.25MPa[gage]
温度 (10 <sup>-2</sup> 年後)	約 164°C* <sup>3</sup>	約 139°C

注記\*1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）

\*2：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は 165°C であるが、保守的に最高温度は 0.62MPa[gage] の飽和蒸気温度とする

\*3：サプレッション・チェンバの最高温度

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. S A 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、事象発生後 10<sup>-2</sup> 年前までに、原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度となり、10<sup>-2</sup> 年以降は、原子炉格納容器圧力逃がし装置又は代替原子炉補機冷却系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持される。

よって、事象発生後 10<sup>-2</sup> 年前を V (S) として設定することは適切である。

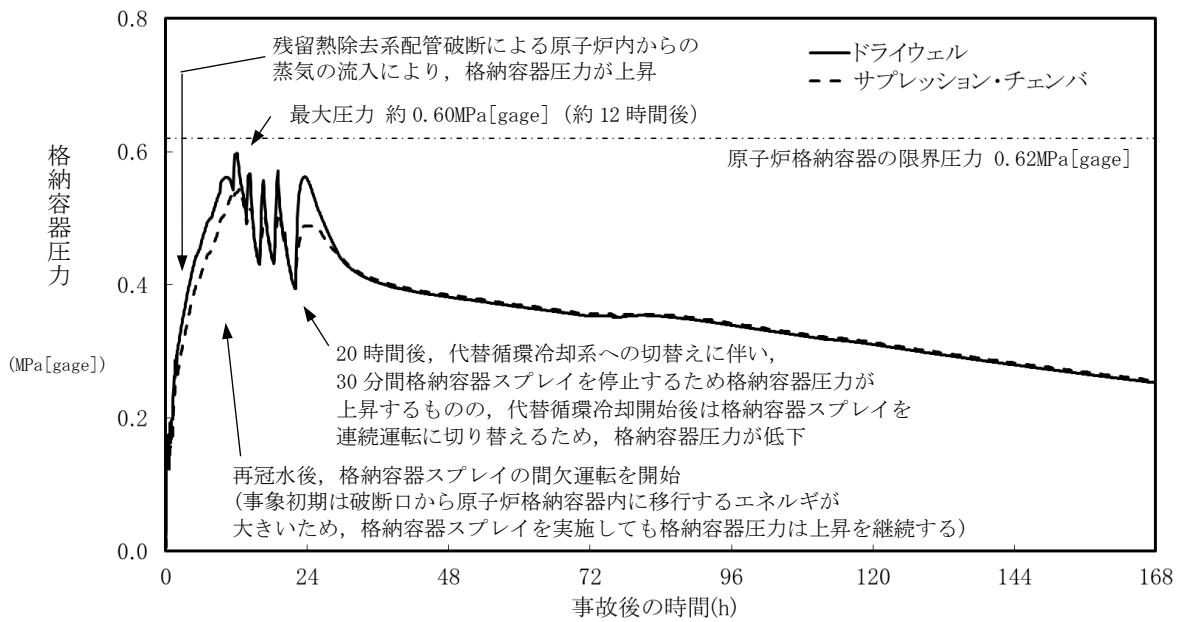


図 5.2.2-2 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力の推移

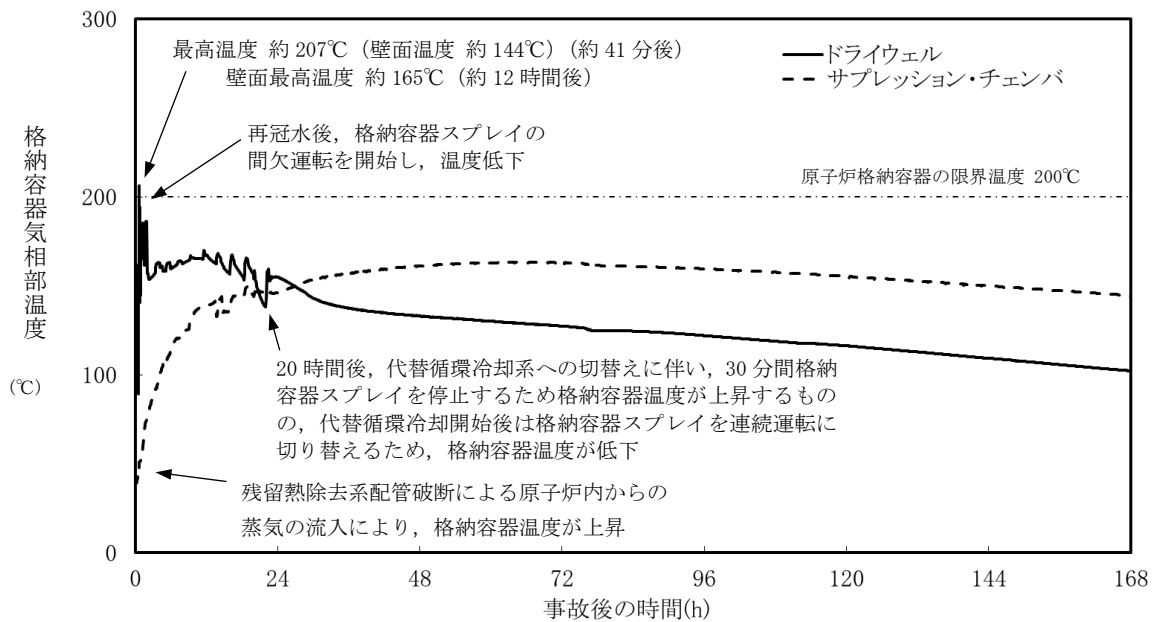


図 5.2.2-3 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移

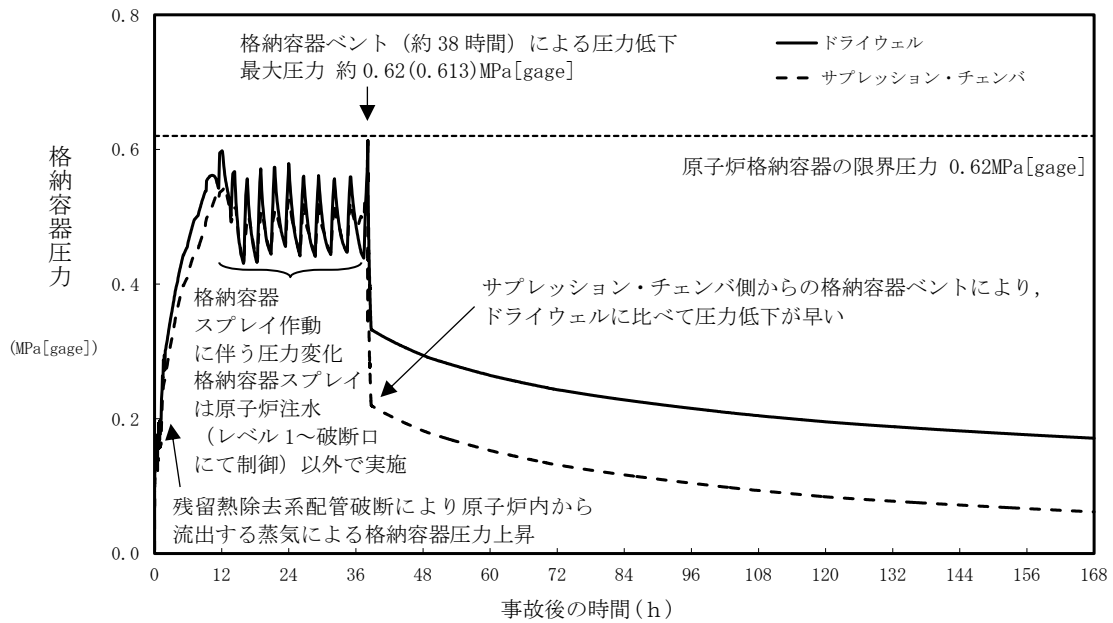


図 5.2.2-4 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器圧力の推移

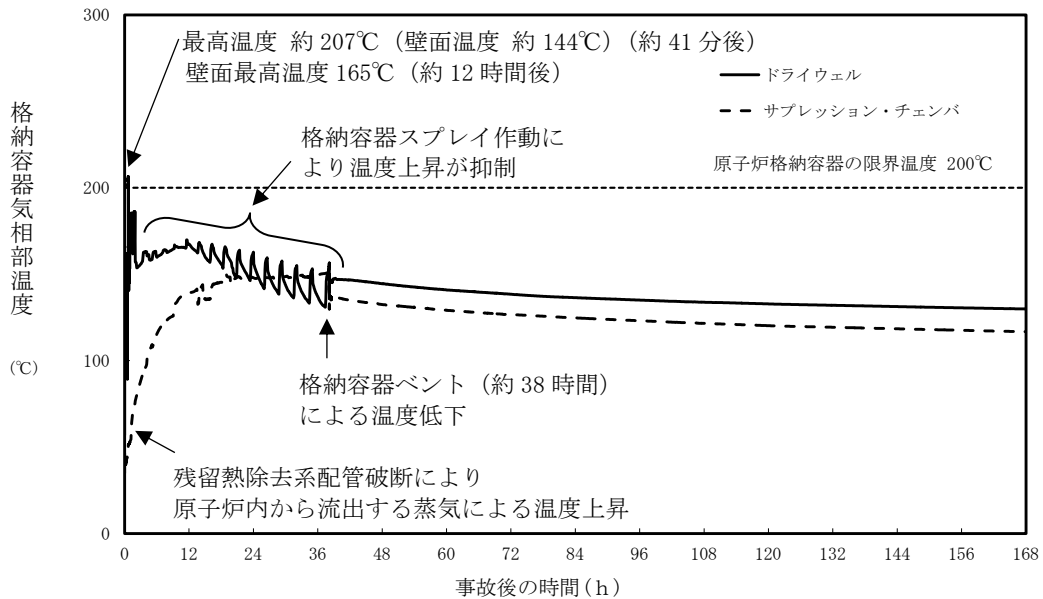


図 5.2.2-5 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器温度（気相部）の推移

【長期(L)および長期(LL)における荷重の継続時間】

事象発生後の原子炉格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として代替循環冷却系を使用する場合と代替循環冷却系を使用しない場合では大幅に挙動が異なる。事象発生後  $10^{-2}$  年という断面においては、表 5.2.2-3 に示したとおり、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の方が圧力及び温度ともに高い。かつ、除熱機能の確保は SA 設備である代替循環冷却系の確保を優先に行うことから、本設定では、格納



容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）を前提とする。

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 及び図 5.2.2-7 に示す。事象発生後 20 時間後に代替原子炉補機冷却系の準備が完了し、以降、代替循環冷却系により格納容器圧力・温度は低下傾向が継続する。

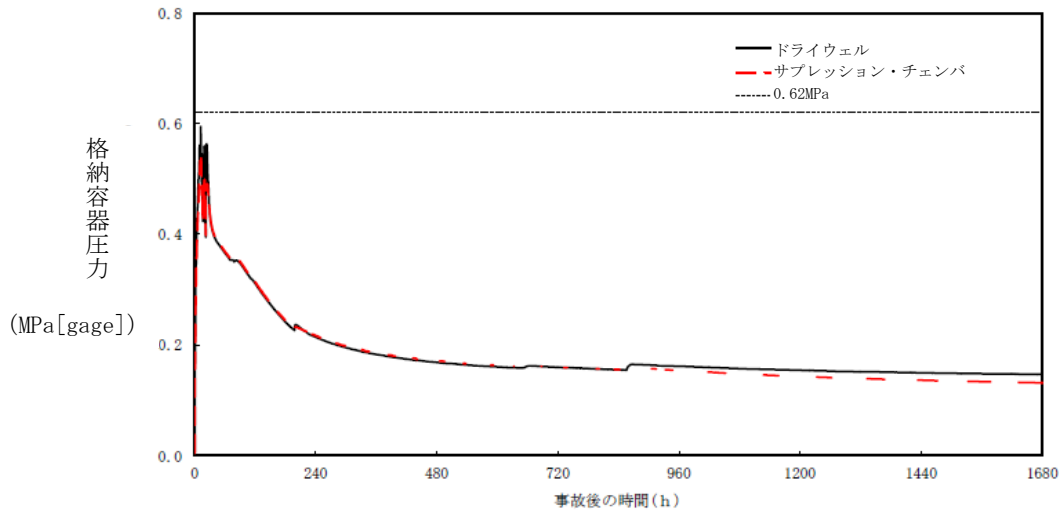


図 5.2.2-6 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力の推移（長期間解析）

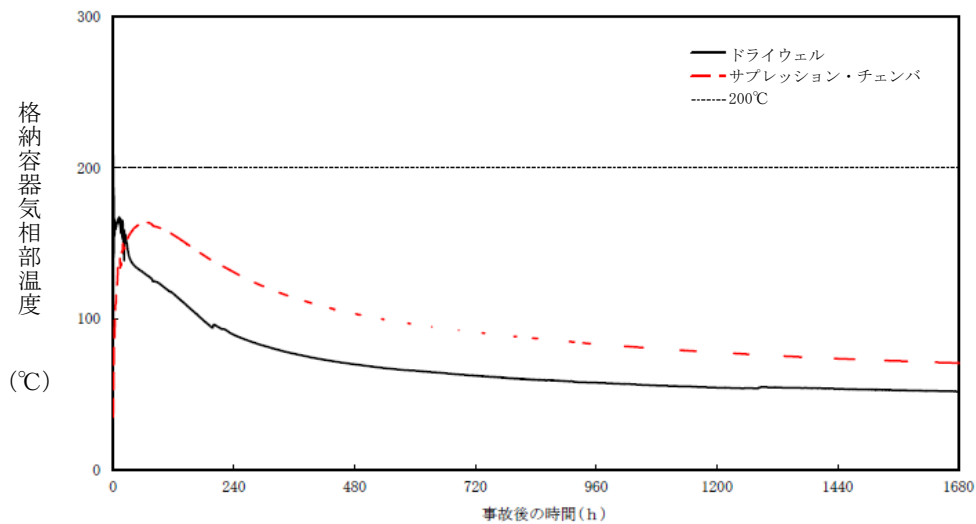


図 5.2.2-7 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）

ここで、 $2 \times 10^{-1}$ 年（約 60 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・温度は上回ることとなる。

注記\*： $2 \times 10^{-1}$ 年は 73 日後になるが、有効性評価結果に対し保守的に組合せの荷重は S A 発生後約 60 日の有効性評価結果を採用する。

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 (代替循環冷却系を使用 する場合)
格納容器圧力	約 0.15MPa[gage]
格納容器温度	約 74℃*

注記\*：サプレッション・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あたり、以下の事項を考慮している。

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

- ・ S A 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（代替循環冷却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、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後  $10^{-2}$  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、事象発生後  $2 \times 10^{-1}$  年以上の期間における最大となる荷重と 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	SAの 発生確率	地震の発生確率	組合せの目安 となるSAの 継続時間	運転状態	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）	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	V(L)	10 <sup>-8</sup> /炉年以下
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	V(LL)	10 <sup>-8</sup> /炉年以下

(3) まとめ

以上より，PCVバウンダリとしては，SA後長期(LL)に生じる荷重とS<sub>s</sub>による地震力，事象発生後の最大となる荷重とS<sub>d</sub>による地震力を組み合わせることとする。

### 5.2.3 R P Vバウンダリ

#### (1) S Aの発生確率

S A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、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  $10^{-2}$ ~ $2 \times 10^{-1}$ 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期間  $2 \times 10^{-1}$ 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	S A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 $S_d$	$10^{-2}$ /年以下*2		
全ての S A	$10^{-4}$ /炉年*1	基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年 以下*2	$10^{-8}$ /炉年以上	$10^{-2}$ 年以上
					$2 \times 10^{-1}$ 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、S A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の発生確率  $S_2$ 、 $S_1$ の発生確率を  $S_s$ 、 $S_d$ の年超過確率に読み換えた。

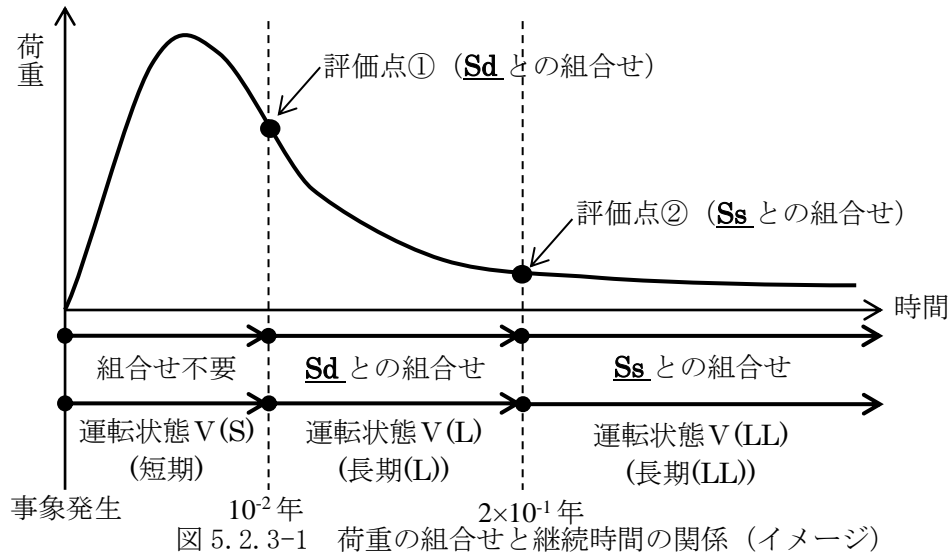


図 5. 2. 3-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(4) 荷重の組合せの検討

a. SAの選定

原子炉圧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」(以下「ATWS」という。)である(表 5. 2. 3-2)。ATWS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、原子炉圧力容器が高温・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(1/2)

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喪失)	×
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗	×
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +直流電源喪失	×
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再閉失敗	×
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)	×

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(2/2)

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）	
代替循環冷却系を使用する場合	—*2
代替循環冷却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最高使用圧力との比較

\*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、事象発生後、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を維持（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+10%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喪失）+SRV再開失敗」、「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）」、LOCA又は逃がし安全弁の再開失敗が発生していることを前提にしており、DB条件を超えることはない。

A T W S 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（A R I）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてA R I を作動させることにより原子炉停止機能を確認することとなる。有効性評価では、このA R I 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過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冷却材再循環ポンプ・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S A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事象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. 92MPa [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、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. SA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 及び図 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 8.38MPa[gage]を下回る。また、事象開始から 30 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。

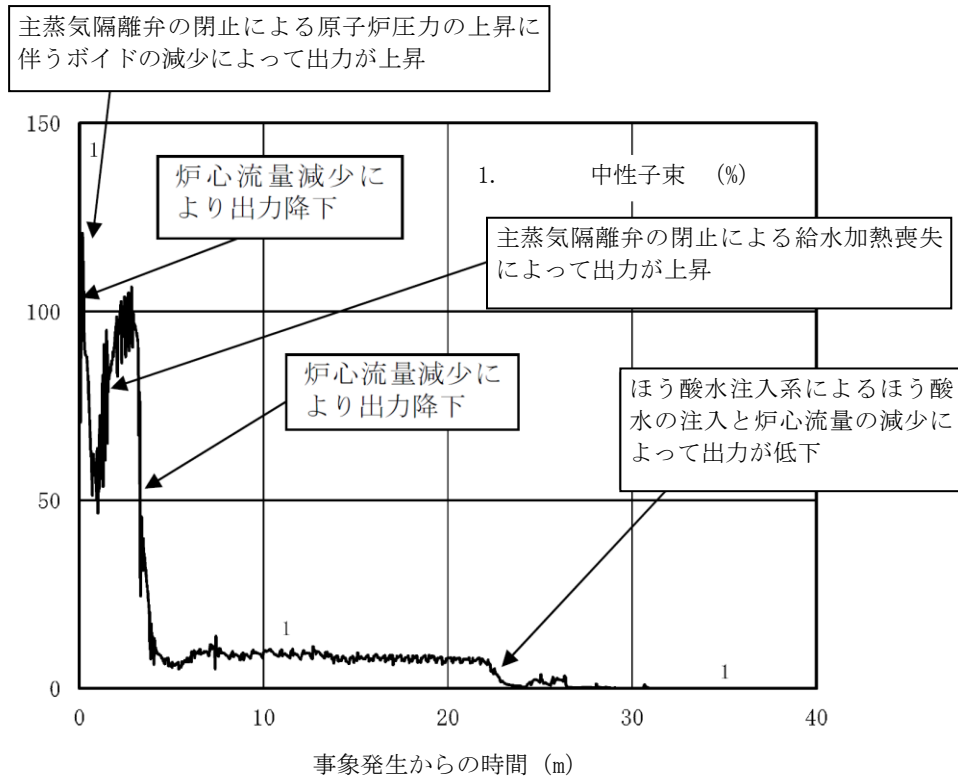
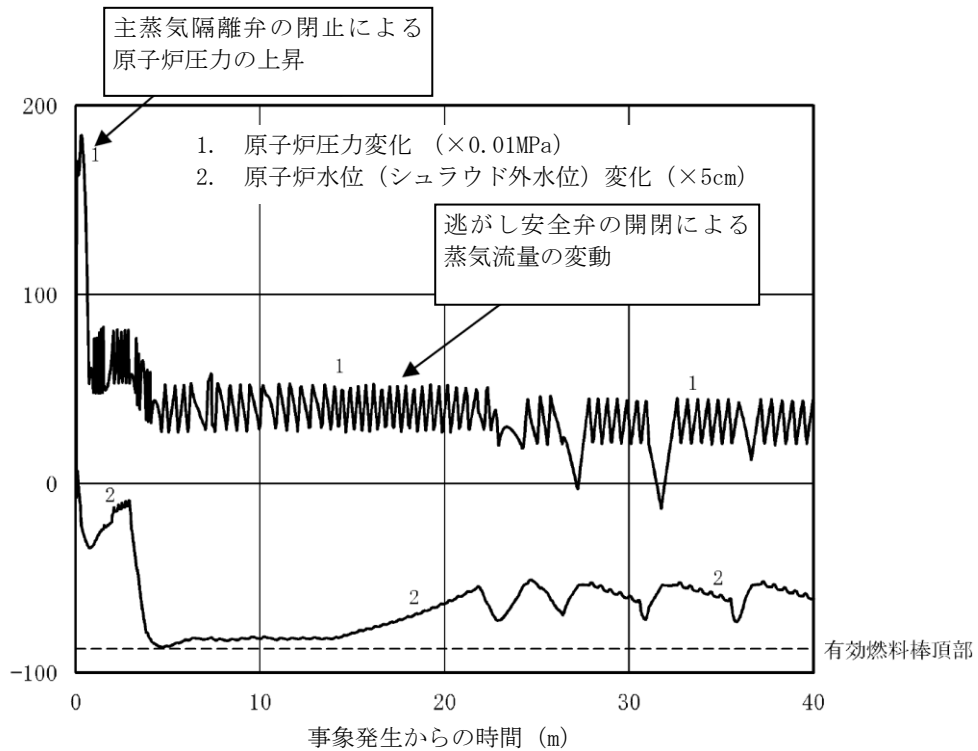


図 5.2.3-2 原子炉停止機能喪失における中性子束の時間変化  
(事象発生から 40 分後まで)





\*: 初期圧力 7.07MPa [gage]

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 40 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あたり, 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 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 5.2.3-4 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 d による地震力と SA 後長期 (L) 荷重, S s 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	SAの 発生確率	地震の発生確率	組合せの目安 となるSAの 継続時間	運転状態	合計
原子炉停止 機能喪失	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	V (L)	10 <sup>-8</sup> /炉年以下
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年以上	V (LL)	10 <sup>-8</sup> /炉年以下

(5) まとめ

以上より，RPVバウンダリとしては，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。

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、PCVバウンダリ、RPVバウンダリ、全般施設及び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ず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 PCVバウンダリ内外の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 <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
I	I <sub>A</sub>	III <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	—	IV <sub>AS</sub>	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	—	IV <sub>AS</sub>	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	—	IV <sub>AS</sub>	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV <sub>A</sub> ECCS等: I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	III <sub>AS</sub> <sup>*1</sup>	—	III <sub>AS</sub> <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>AS</sub> <sup>*2</sup>	V <sub>AS</sub> の許容限界は、IV <sub>AS</sub> と同じものを適用する。
V(L)						
V(S)						

注記\*1: ECCS等に係るもののみ

\*2: SA後短期的なものと、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 項の検討結果を考慮することも可とする)

## 6.2 PCVバウンダリ

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>AS</sub>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。

なお、6号機のPCVは鉄筋コンクリート製原子炉格納容器であり、J E A G 4 6 0 1において、建物・構築物の一部として位置付けられ、「運転状態」は荷重状態として体系化されており、その耐震性は発電用原子力設備規格 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器規格（（社）日本機械学会、2003）（以下「CCV規格」という。）に準拠して評価している。CCV規格において、各荷重状態の分類の考え方と許容値の考え方が示されており、耐震評価に用いる荷重状態Ⅲ及びⅣに応じた許容値の考え方は、それぞれJ E A G 4 6 0 1の許容応力状態Ⅲ<sub>AS</sub>及びⅣ<sub>AS</sub>の許容値の基本的な考え方と同じである。

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>AS</sub>	Ⅳ <sub>AS</sub>	—	Ⅳ <sub>AS</sub>	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>AS</sub>	Ⅳ <sub>AS</sub>	—	Ⅳ <sub>AS</sub>	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>AS</sub>	Ⅳ <sub>AS</sub>	—	Ⅳ <sub>AS</sub>	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>AS</sub>	—	Ⅲ <sub>AS</sub>	—	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV <sub>A</sub>	Ⅳ <sub>AS</sub> <sup>*1</sup>	—	—	—	—
V(LL)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>AS</sub> <sup>*2</sup>	V <sub>A</sub> の許容限界は、Ⅳ <sub>AS</sub> と同じものを適用する。
V(L)	V <sub>A</sub>			V <sub>AS</sub> <sup>*2</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保する意味で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項の検討結果を考慮することも可とする。

### 6.3 RPVバウンダリ

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<sub>d</sub>とDBA後長期荷重の組合せでは、ECCS等はIII<sub>AS</sub>を許容応力状態としているが、これは、ECCS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 RPV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>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	—	IV <sub>AS</sub>	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	—	IV <sub>AS</sub>	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	—	IV <sub>AS</sub>	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV <sub>A</sub> ECCS等: I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	IV <sub>AS</sub> * <sup>1</sup>	—	IV <sub>AS</sub> * <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>AS</sub>	V <sub>AS</sub> の許容限界は、IV <sub>AS</sub> と同じものを適用する。
V(L)	V <sub>A</sub>			V <sub>AS</sub>	—	
V(S)	V <sub>A</sub>			—	—	—

注記\*1：ECCS等に係るものはIII<sub>AS</sub>

### 6.4 SA施設の支持構造物

SA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施設の耐震設計にあたっては、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、シーケンスを踏まえ、SA荷重とS<sub>s</sub>、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～表7-3のとおりとなる。

**【凡例】**  
○：組合せ要  
－：組合せ不要

表 7-1 全般施設の組合せの検討結果

	①SAの発生確率	②地震の発生確率	③SAの継続時間	①×②×③	組合せ要否	考慮する組合せ
全てのSA*	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	事象発生後 全期間	10 <sup>-8</sup> /炉年 以下	○	SA荷重 + S <sub>s</sub>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下	事象発生後 全期間	10 <sup>-8</sup> /炉年 以下	○	

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。

表 7-2 PCVバウンダリの組合せの検討結果

	①SAの発生確率	②地震の発生確率	③SA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	－	事象発生後の 最大荷重 + S <sub>d</sub> *2  SA荷重 V(LL) + S <sub>s</sub>
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		5×10 <sup>-10</sup> /炉年 以下	－	
SA荷重 V(L)		S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年 以上，	2×10 <sup>-7</sup> /炉年 未満	○	
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下	2×10 <sup>-1</sup> 年 未満	10 <sup>-8</sup> /炉年 未満	－	
SA荷重 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 以下	－*1	
		S <sub>s</sub> : 5×10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年 以下	○	

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：格納容器加圧・加温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）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、原子炉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、事象発生後10<sup>-2</sup>年以上2×10<sup>-1</sup>年未満の期間として組合せる荷重は、事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価の最高圧力・最高温度）とS<sub>d</sub>を組合せる。

表 7-3 R P Vバウンダリの組合せの検討結果

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

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

添付資料-1 地震動の年超過確率

運転状態と地震動との組合せの確率的評価

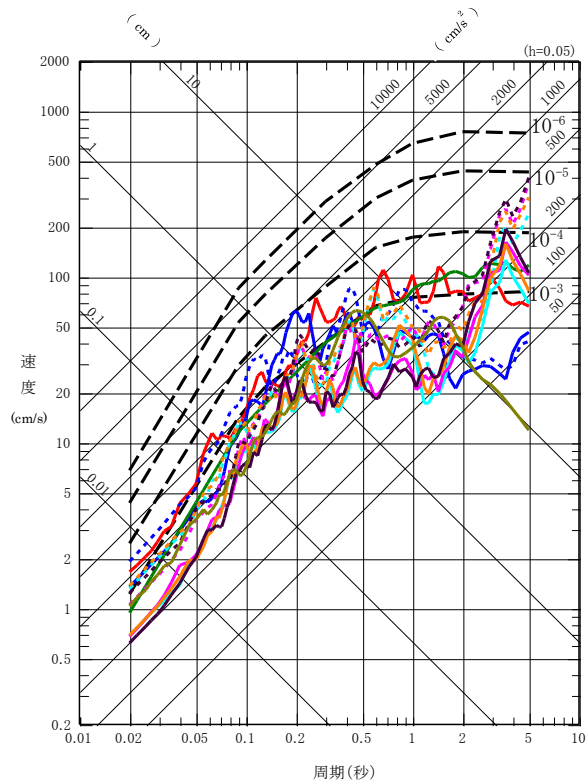
発生確率		1	$10^{-1}$	$10^{-2}$	$10^{-3}$	$10^{-4}$	$10^{-5}$	$10^{-6}$	$10^{-7}$	$10^{-8}$	$10^{-9}$
運転状態の発生確率 (1/年)		I	II	III		IV					
基準地震動の発生確率 (1/年)				$S_1$	$S_2$						
基準地震動 $S_1$ との組合せ	従属事象			$S_1$ 従属							
	1分以内									$S_1 + II$	
	1時間以内							$S_1 + II$		$S_1 + III$	
	1日以内					$S_1 + II$		$S_1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

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

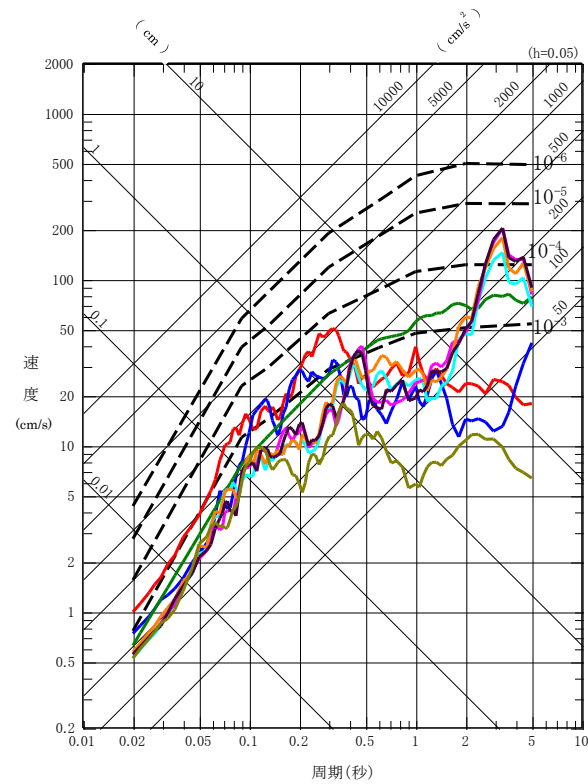
- 注：(1) 発生確率から見て  
 ← 組合せが必要なもの。  
 ←---- 発生確率が  $10^{-7}$  以下となり組合せが不要となるもの。
- (2) 基準地震動  $S_2$  の発生確率は  $10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年と推定されるが、ここでは  $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$  / サイト・年を用いた。
- (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

J E A G 4 6 0 1 ・ 補-1984 より抜粋

- |   |  |  |
|---|--|--|
| <ul style="list-style-type: none"> <li>— — — 一様ハザードスペクトル (<math>10^{-3} \sim 10^{-6}</math>)</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-1H</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-2NS</li> <li>— — — 弾性設計用地震動 Sd-2EW</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-3H</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-4NS</li> <li>— — — 弾性設計用地震動 Sd-4EW</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-5NS</li> <li>— — — 弾性設計用地震動 Sd-5EW</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-6NS</li> <li>— — — 弾性設計用地震動 Sd-6EW</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-7NS</li> <li>— — — 弾性設計用地震動 Sd-7EW</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-8H</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>— — — 一様ハザードスペクトル (<math>10^{-3} \sim 10^{-6}</math>)</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-1V</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-2UD</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-3V</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-4UD</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-5UD</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-6UD</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-7UD</li> <li>— 弾性設計用地震動 Sd-8V</li> </ul> |
|---|--|--|



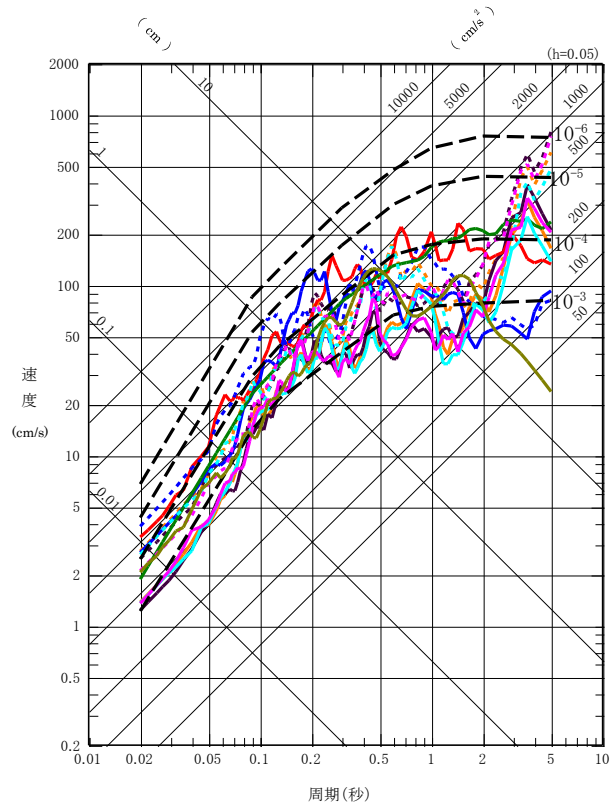
水平方向



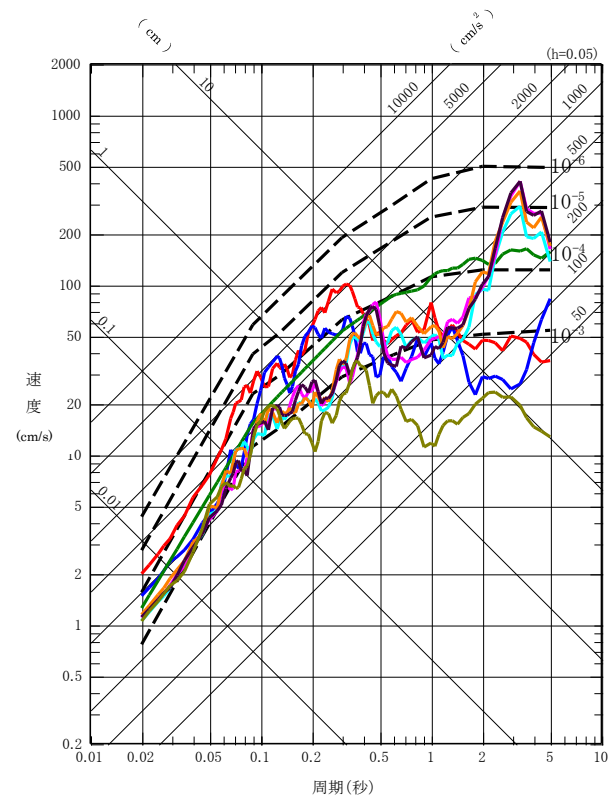
鉛直方向

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様ハザードスペクトルの比較 (大湊側)

- 一様ハザードスペクトル ( $10^{-3} \sim 10^{-6}$ )
- 基準地震動 Ss-1
- 基準地震動 Ss-2NS
- 基準地震動 Ss-2EW
- 基準地震動 Ss-3H
- 基準地震動 Ss-4NS
- 基準地震動 Ss-4EW
- 基準地震動 Ss-5NS
- 基準地震動 Ss-5EW
- 基準地震動 Ss-6NS
- 基準地震動 Ss-6EW
- 基準地震動 Ss-7NS
- 基準地震動 Ss-7EW
- 基準地震動 Ss-8H
- 基準地震動 Ss-1V
- 基準地震動 Ss-2UD
- 基準地震動 Ss-3V
- 基準地震動 Ss-4UD
- 基準地震動 Ss-5UD
- 基準地震動 Ss-6UD
- 基準地震動 Ss-7UD
- 基準地震動 Ss-8V



水平方向



鉛直方向

基準地震動 (Ss) 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様ハザードスペクトルの比較 (大湊側)

## 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」の定義

判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」の定義を示す。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、JEAG4601の記載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、JEAG4601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組合せを実施している。

### 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<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全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。(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<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。

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		耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設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	DB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	DB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(1/6)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象SSCs	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＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	過渡事象	—注1	—	△	運転状態Ⅱ
			高圧注水失敗	HPCF配管	○	×	
		HPCFポンプ		○			
		HPCFポンプ室空調機		○			
		スパージャ		○			
		HPCF弁		○			
		CSP		—注2			
		CSP周り配管		—注2			
		廃棄物処理建屋(RW/B)	—注3				
		低圧注水失敗	RHR配管	○	×		
			RHRポンプ	○			
			RHR熱交換器	○			
			RHRポンプ室空調機	○			
			RHR/LPFL共通弁	○			
	過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	過渡事象	過渡事象	—注1	—	△	運転状態Ⅱ
			SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×	
		高圧注水失敗	HPCF配管	○			
			HPCFポンプ	○			
			HPCFポンプ室空調機	○			
			スパージャ	○			
			HPCF弁	○			
			CSP	—注2			
			CSP周り配管	—注2			
廃棄物処理建屋(RW/B)		—注3					
低圧注水失敗		RHR配管	○	×			
		RHRポンプ	○				
		RHR熱交換器	○				
		RHRポンプ室空調機	○				
	RHR/LPFL共通弁	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について(2/6)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象SSCs	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＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	過渡事象	—注1	—	△	運転状態Ⅱ
			高圧注水失敗	HPCF配管	○	×	
				HPCFポンプ	○		
				HPCFポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCF弁	○		
				CSP	—注2		
				CSP周り配管	—注2		
			廃棄物処理建屋(RW/B)	—注3			
			原子炉減圧失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×	
	SRV用アキュムレータ	○					
	HPI配管	○					
	窒素ガス供給弁	○					
	過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	過渡事象＋SRV再閉失敗＋高圧注水失敗	過渡事象	—注1	—	△	運転状態Ⅱ
			SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×	
			高圧注水失敗	HPCF配管	○	×	
				HPCFポンプ	○		
				HPCFポンプ室空調機	○		
				スパージャ	○		
				HPCF弁	○		
CSP				—注2			
CSP周り配管				—注2			
廃棄物処理建屋(RW/B)			—注3				
原子炉減圧失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×				
	SRV用アキュムレータ	○					
	HPI配管	○					
	窒素ガス供給弁	○					



表 2-2 地震の従属事象としての適用性について(3/6)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象SSCs	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	外部電源設備全般	×	△	運転状態Ⅱ
		DG喪失	6.9kVメタクラ	○	×	
			480Vパワーセンタ用動力変圧器	○		
			480Vパワーセンタ	○		
			480VMCC	○		
			非常用ディーゼル発電設備	○		
			燃料ディタンク	○		
			DG空気だめ	○		
			DG非常用送風機	○		
			燃料移送ポンプ	○		
			DGFO配管	○		
			軽油配管トレンチ(軽油タンク～R/B)	○		
			DGFO弁	○		
	軽油タンク	○				
	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再開失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態Ⅱ
		DG喪失	6.9kVメタクラ	○	×	
			480Vパワーセンタ用動力変圧器	○		
			480Vパワーセンタ	○		
			480VMCC	○		
			非常用ディーゼル発電設備	○		
燃料ディタンク			○			
DG空気だめ			○			
DG非常用送風機			○			
燃料移送ポンプ			○			
DGFO配管	○					
SRV再開失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×			

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について(4/6)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象SSCs	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	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態Ⅱ	
			DG喪失	6.9kVメタクラ	○	×		
				480Vパワーセンタ用動力変圧器	○			
				480Vパワーセンタ	○			
				480VMCC	○			
				非常用ディーゼル発電設備	○			
				燃料ディタンク	○			
				DG空気だめ	○			
				DG非常用送風機	○			
				燃料移送ポンプ	○			
				DGFO配管	○			
				軽油配管トレンチ(軽油タンク~R/B)	○			
				DGFO弁	○			
				軽油タンク	○			
				RCIC失敗	RCIC配管			○
		RCICポンプ	○					
		RCIC駆動タービン	○					
		給水隔離弁	○					
		RCIC弁	○					
		CSP	—注2					
		CSP周り配管	—注2					
		廃棄物処理建屋(RW/B)	—注3					
		外部電源喪失+直流電源喪失	外部電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態Ⅱ
				直流電源喪失	直流125V蓄電池	○	×	
			直流125V充電器盤		○			
			直流125V主母線盤		○			
			ケーブルトレイ	○				
電線管	○							

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について(5/6)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象SSCs	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	過渡事象	—注1	—	△	運転状態II
			崩壊熱除去失敗	RHR配管	○	×	
				RHRポンプ	○		
				RHR熱交換器	○		
				RHRポンプ室空調機	○		
				RHR/LPFL共通弁	○		
	RHR弁	○					
	過渡事象＋SRV再閉失敗＋崩壊熱除去失敗	過渡事象	過渡事象	—注1	—	△	運転状態II
			SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×	
			崩壊熱除去失敗	RHR配管	○	×	
				RHRポンプ	○		
				RHR熱交換器	○		
RHRポンプ室空調機				○			
RHR/LPFL共通弁	○						
RHR弁	○						
5	原子炉停止機能喪失	過渡事象＋原子炉停止失敗	過渡事象	—注1	—	△	運転状態II
			原子炉停止失敗	炉心シュラウド	○	×	
				シュラウドサポート	○		
				炉心支持板	○		
				上部格子板	○		
				制御棒案内管	○		
				燃料支持金具	○		
				燃料集合体	○		
				水圧制御ユニット	○		
				CRD配管	○		
スクラム弁	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について(6/6)

類型化グループ		事故シーケンス	事象	対象SSCs	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
6	LOC A時注 水機能 喪失	—					
7	格納容 器バイ パス (IS LOC A)	—					

注1:「地震加速度大」信号によるスクラムを想定

注2: Bクラス設備であるがS s機能維持設計としている

注3: 注2の間接支持構造物として、Bクラス建屋であるがS s機能維持設計としている

【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. 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(1209Gal<sup>\*1</sup>)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<sup>\*2</sup>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<sup>\*3</sup>の累積値は、一部のS A施設を考慮した場合のPRA評価<sup>\*4</sup>を実施した結果、約 $6.3 \times 10^{-8}$ /炉年となった。

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
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	$1.1 \times 10^{-9}$	$6.3 \times 10^{-8}$
	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	$4.3 \times 10^{-10}$	
全交流動力電源喪失	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)	$1.9 \times 10^{-8}$	
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗	$3.6 \times 10^{-9}$	
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	$1.2 \times 10^{-8}$	
	外部電源喪失+直流電源喪失	$2.0 \times 10^{-8}$	
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗	$1.5 \times 10^{-9}$	
	過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	$4.0 \times 10^{-12}$	
	LOCA+崩壊熱除去失敗	$1.3 \times 10^{-12}$	
	格納容器バイパス+崩壊熱除去失敗	$4.1 \times 10^{-13}$	
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+崩壊熱除去失敗	$2.4 \times 10^{-9}$	
原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	$3.4 \times 10^{-16}$	
	大LOCA+原子炉停止失敗	$1.8 \times 10^{-17}$	
	格納容器バイパス+原子炉停止失敗	$8.7 \times 10^{-18}$	
	全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+原子炉停止失敗	$3.7 \times 10^{-17}$	
LOCA時注水機能喪失	大LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	$2.3 \times 10^{-9}$	

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、 $6.3 \times 10^{-8}$ /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。従って、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。

注記\*1: 大湊側でのS sの最大加速度(解放基盤表面)

\*2: 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。

\*3 有効性評価において、原子炉格納容器の温度又は圧力がDBの範囲を超えるシナリオのことであり、表5.2.2-2「DB条件を超えるもの」に該当するシナリオ

\*4 地震ハザード及びDB施設の機器フラジリティの評価条件は、柏崎刈羽原子力発電所発電用原子炉設置許可申請書（6号及び7号炉完本）本文及び添付書類追補（添付書類十）追補2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について別紙2 外部事象（地震）に特有の事故シーケンスについてと同様。

(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。

なお, 本評価は「3. 確率論的な考察」に示した本震のみを考慮した評価に比べ, より保守的に前震, 本震として2回の地震を考慮し, 緩和設備のランダム故障についても考慮する。この条件においても  $S_s$  相当<sup>ま</sup>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ことを定量的に示す。

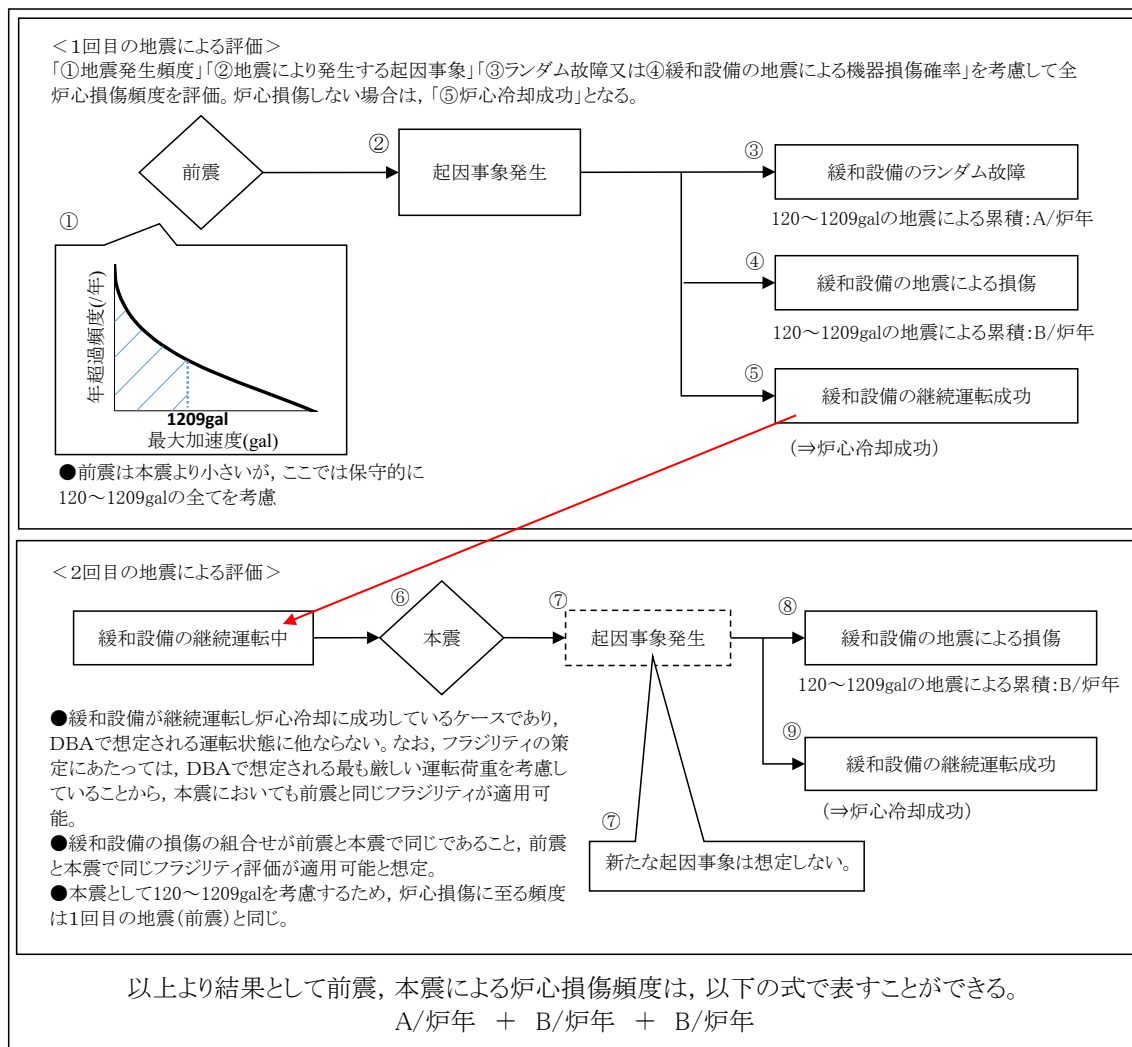
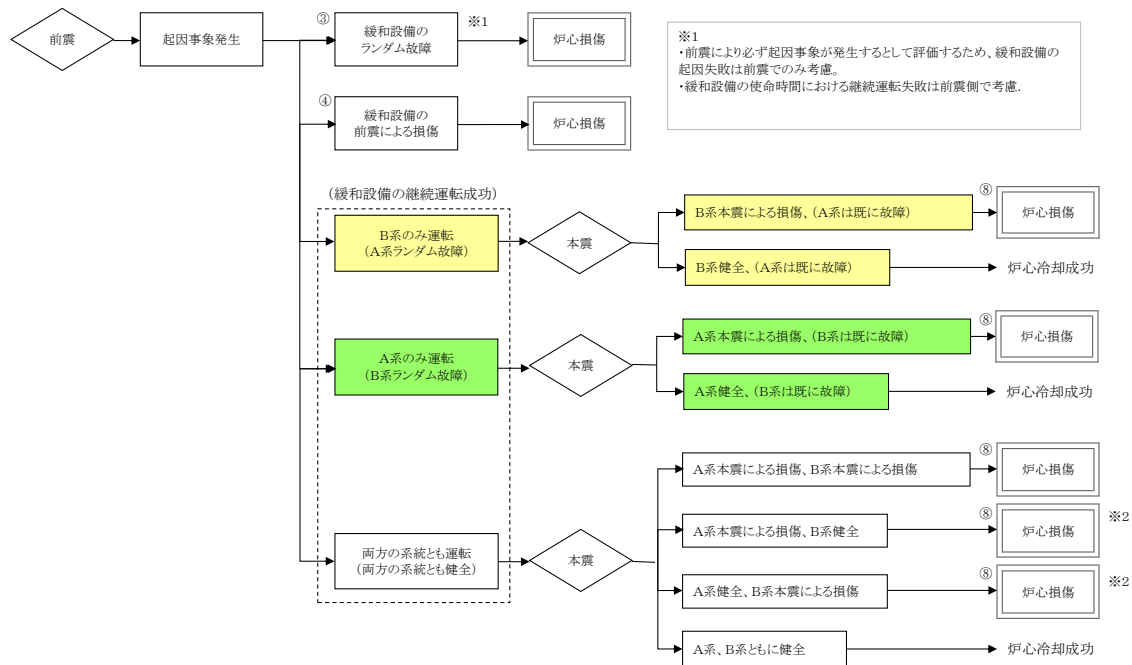


図 1.1-1 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

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全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			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		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)	本震による影響	ランダム故障(前震)	○(健全)
	ランダム故障(前震)	前震による機器損傷		ランダム故障(前震)	本震による機器損傷
	前震による機器損傷	ランダム故障(前震)		本震による機器損傷	ランダム故障(前震)
	前震による機器損傷	○(健全)		○(健全)	ランダム故障(前震)
	○(健全)	前震による機器損傷		本震による機器損傷	本震による機器損傷
	ランダム故障(前震)	○(健全)		○(健全)	○(健全)
	○(健全)	ランダム故障(前震)		○(健全)	本震による機器損傷
	○(健全)	○(健全)		○(健全)	○(健全)
	○(健全)	○(健全)		○(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③と整理したものとなった。

- 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通りの全ての組合せを考慮。
- 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通り全ての組合せを想定。
- 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120Galから1209Galの全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120Galから1209Galの全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

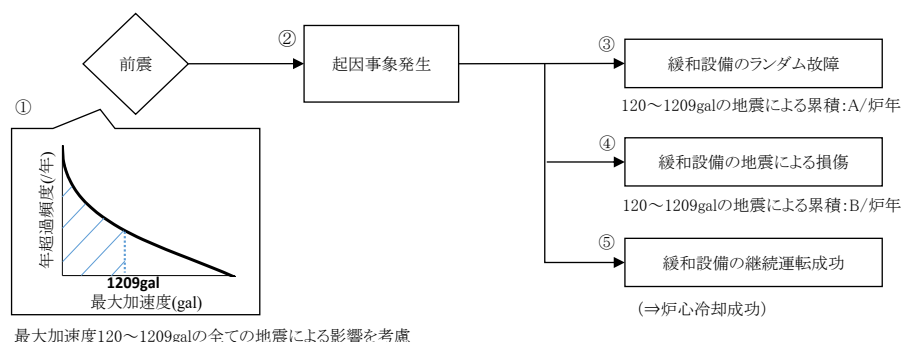
## 2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

### 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(1209Gal)までの本震による全炉心損傷頻度は120Gal\*からS s相当である1209Gal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 $1.3 \times 10^{-7}$ /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 $2.5 \times 10^{-8}$ /炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約 $1.1 \times 10^{-7}$ /炉年である。

注記\*：地震PRAの評価対象範囲の地震加速度（解放基盤表面）の下限值。



### 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、1.2項の算出式で、評価を行った。

$$\begin{aligned}
 & A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年} \\
 & = \text{約 } 2.5 \times 10^{-8} / \text{炉年} + \text{約 } 1.1 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 1.1 \times 10^{-7} / \text{炉年} \\
 & = \text{約 } 2.4 \times 10^{-7} / \text{炉年}
 \end{aligned}$$

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  $2.4 \times 10^{-7}$ /炉年と非常に低い値となる。この結果は、「3. 確率論的な考察」に示した本震のみを考慮した炉心損傷頻度 ( $6.3 \times 10^{-8}$ /炉年) に比べると大きくなっているものの、性能目標のCDF ( $10^{-4}$ /炉年) に比べると非常に小さい値をなっている。したがって、余震、前震を考慮した場合においても、 $S_s$  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。

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Ss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。補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽(A)，(B)及び(C)を除く19施設は，基準地震動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。なお，「常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がCクラスのもの）」兼「常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）」である補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽(A)，(B)及び(C)についても，Ss機能維持設計であることから，「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」と同等のものとして取り扱う。

表-1 SA施設（建物・構築物）の施設分類(1/2)

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
復水貯蔵槽	○	—	○
フィルタベント遮蔽壁	○	—	○
使用済燃料貯蔵プール	○	—	○
キャスクピット	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室待避室遮蔽（常設）	—	—	○
5号機原子炉建屋内緊急時対策 所（対策本部）遮蔽	○	—	○
5号機原子炉建屋内緊急時対策 所（待機場所）遮蔽	○	—	○
5号機原子炉建屋内緊急時対策 所（待機場所）室内遮蔽	○	—	○
海水貯留堰	—	○	○
海水貯留堰（7号機設備，重大 事故等時のみ6,7号機共用）	—	○	○
スクリーン室	—	○	○
スクリーン室（7号機設備，重 大事故等時のみ6,7号機共用）	—	○	○
取水路	—	○	○
取水路（7号機設備，重大事故 等時のみ6,7号機共用）	—	○	○
補機冷却用海水取水路*	—	—	—
補機冷却用海水取水槽(A)*	—	—	—
補機冷却用海水取水槽(B)*	—	—	—

表-1 SA施設（建物・構築物）の施設分類(2/2)

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
補機冷却用海水取水槽(C)*	—	—	—
主排気筒（内筒）	○	—	○
原子炉建屋原子炉区域（二次格 納施設）	—	—	○
二次遮蔽壁	—	○	○
補助遮蔽	—	○	○

注記\*：「常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がCクラスのもの）」兼「常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）」

(2) DB施設としての設計の考え方

(a) 新規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。

- ・DB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の記載内容（本文2.3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，以下のように記載されている。

【荷重の組合せ】

- ・地震力と常時作用している荷重，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 $S_1$ による地震力を組み合わせる。

【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もたせることとする。

ここで，JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは，本文2.3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記載されているものである。

なお、J E A G 4 6 0 1-1987 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) S A 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）

S A 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 D B 施設に対する記載内容を踏まえ、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）。

【S A 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 S A は発生しないこととなる。したがって S A 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も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 による地震力と組み合わせる。
- ・許容限界として、D B 施設の S s に対する許容限界に加えて、S A 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  $V_{AS}$  に相当するもの）を設定する。ここでは、S A 荷重と地震力との組合せに対する許容限界は D B 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もたせることとする）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<sub>d</sub>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<sub>s</sub>との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$ 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添付資料-3 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・補-1984 の地震動の発生確率 (S<sub>s</sub> :  $5 \times 10^{-4}$ /年以下, S<sub>d</sub> :  $10^{-2}$ /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<sub>s</sub>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 <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
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	—	—	—	注	注：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ること

添付資料-3 補足資料-2 に、 $S_s$  による地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。使用済燃料貯蔵プールを除く施設は、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。使用済燃料貯蔵プールについては、「SA時+  $S_s$ 」の条件をDB設計条件で包絡出来ないことから、「SA時+  $S_s$ 」の組合せを実施することとする。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)	本文 5.2.1 項 継続時間 設定の分類*1	分類の根拠
復水貯蔵槽	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）及び運転時の温度荷重を考慮している。S A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。
使用済燃料貯蔵プール キャスクピット	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）、通常時には運転時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。S A時には、DB条件とは異なる異常時荷重が作用する。
原子炉建屋原子炉区域（二次格納施設） 二次遮蔽壁 補助遮蔽 中央制御室遮蔽	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。S A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。
中央制御室待避室遮蔽（常設） フィルタベント遮蔽壁 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽 5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽	c	中央制御室待避室遮蔽（常設）、フィルタベント遮蔽壁、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽、5号機原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽についてはDB施設ではない。
海水貯留堰 海水貯留堰（7号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） スクリーン室 スクリーン室（7号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） 取水路 取水路（7号機設備、重大事故等時のみ6,7号機共用） 補機冷却用海水取水路*2	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。S A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。



S A施設 (建物・構築物)	本文 5.2.1 項 継続時間 設定の分類*1	分類の根拠
補機冷却用海水取水槽(A)*2 補機冷却用海水取水槽(B)*2 補機冷却用海水取水槽(C)*2	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）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。
主排気筒（内筒）	a(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時には、SA時温度荷重を考慮するため、DB条件を上回る荷重が作用する。

注記\*1：本文 5.2.1 項 継続時間設定の分類

- 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

注記\*2：「常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がCクラスのもの）」兼「常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）」

建物・構築物においてS sによる地震力と組み合わせる荷重は表-1のとおりとなる。

表-1 SA施設（建物・構築物）において地震力と組み合わせる荷重（1/2）

		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)	復水貯蔵槽	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
	使用済燃料貯蔵プール キャスクピット	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重
	原子炉建屋原子炉区域（二 次格納施設） 二次遮蔽壁 補助遮蔽 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	中央制御室待避室遮蔽（常 設）	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	フィルタベント遮蔽壁	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重
	5号機原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号機原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽 5号機原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）室内遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重

表-1 SA施設（建物・構築物）において地震力と組み合わせる荷重（2/2）

		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)	補機冷却用海水取水槽(A) 補機冷却用海水取水槽(B) 補機冷却用海水取水槽(C)	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧
	主排気筒（内筒）	固定荷重	固定荷重	固定荷重 SA時温度荷重
	海水貯留堰 海水貯留堰（7号機設備，重大事故等時のみ6,7号機共用） スクリーン室 スクリーン室（7号機設備，重大事故等時のみ6,7号機共用） 取水路 取水路（7号機設備，重大事故等時のみ6,7号機共用） 補機冷却用海水取水路	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

JEAG 4601-1987では、鉄筋コンクリート構造物における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使用済燃料ピット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-1から温度荷重を消去すると使用済燃料貯蔵プールを除いた全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。

一方，使用済燃料貯蔵プールについては，DB設計条件とは異なる異常時荷重を考慮する必要があり，DB条件では包絡できない荷重条件となるため，SA時（S sとの組合せ）による検討を実施する。

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

今回の工認申請書においては、本文での検討により整理した荷重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「機能維持の基本方針」における工認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ポンプ，クラス3ポンプ，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)	PCVバウンダリに対応するもの
	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支持構造物（クラスMC支持構造物）
3)	RPVバウンダリに対応するもの
	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バウンダリと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>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\*<sup>1</sup>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 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	*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

  : RPVバウンダリに分類  
  : PCV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  
 注記\*2：今回工認の耐震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、R P Vバウンダリに分類している。
- ・炉内構造物は、他の耐震A<sub>s</sub>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。