

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-19-0600-19_改3
提出年月日	2021年8月20日

補足-600-19【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】

目 次

	頁
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 J E A G 4 6 0 1 の記載内容	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	11
5. 荷重の組合せの検討結果	14
5.1 地震の従属事象・独立事象の判断	14
5.2 荷重の組合せの検討結果	15
5.2.1 全般施設	15
5.2.2 PCV バウンダリ	19
5.2.3 RPV バウンダリ	30
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 PCV バウンダリ	38
6.3 RPV バウンダリ	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* (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 条の解釈に準ずるとされている。

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，運転時の異常な過度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 J E A G 4 6 0 1 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，J E A G 4 6 0 1 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，J E A G 4 6 0 1 における記載内容を以下のとおり整理した。

J E A G 4 6 0 1 ・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_AS 及びⅣ_AS 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，原子炉冷却材圧力バウンダリ（ECCS 系）及び原子炉格納容器についてはⅢ_AS 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_AS 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_AS 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_AS 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 ₁	S ₂
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S
III	Ⅲ _A	Ⅲ _A S	IV _A S
IV(L)	IV _A	IV _A S	
IV(S)	IV _A		

第2種 容 器

地震動 運転状態	—	S ₁	S ₂
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S
III	Ⅲ _A	Ⅲ _A S	IV _A S
IV(L)	I _A *	Ⅲ _A S	
IV(S)	IV _A		

第3・4種 容器 (ECCS等以外)

地震動 運転状態	—	S ₁	S ₂
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S
III	Ⅲ _A	Ⅲ _A S	IV _A S
IV(L)			
IV(S)			

第3・4種 容器 (ECCS等)

地震動 運転状態	—	S ₁	S ₂
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S
III	Ⅲ _A	Ⅲ _A S	IV _A S
IV(L)	I _A *	Ⅲ _A S	
IV(S)	IV _A		

第1種 管 (ECCS等以外)

地震動 運転状態	—	S ₁	S ₂
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S
III	Ⅲ _A	Ⅲ _A S	IV _A S
IV(L)	IV _A	IV _A S	
IV(S)	IV _A		

第1種 管 (ECCS等)

地震動 運転状態	—	S ₁	S ₂
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S
III	Ⅲ _A	Ⅲ _A S	IV _A S
IV(L)	I _A *	Ⅲ _A S	
IV(S)	IV _A		

第3・4種 管 (ECCS等以外)

地震動 運転状態	—	S ₁	S ₂
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S
III	Ⅲ _A	Ⅲ _A S	IV _A S
IV(L)			
IV(S)			

第3・4種 管 (ECCS等)

地震動 運転状態	—	S ₁	S ₂
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S
III	Ⅲ _A	Ⅲ _A S	IV _A S
IV(L)	I _A *	Ⅲ _A S	
IV(S)	IV _A		

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 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	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 _S	D + P + M + S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-	-
	D + P _D + M _D + S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D + P _L + M _L + S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-	-
	D + P + M + S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-	-
	D + P _D + M _D + S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
A	D + P _D + M _D + S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D + P _d + M _d + S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	-	B _A S
C	D + P _d + M _d + S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	-	C _A 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・管にあつては以下による。
- 1) 耐震A又はA_S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・管にあつては第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あつてはⅢ_ASとする。
- (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ(D + P_L + M_L + S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹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S₁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_AS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 には含めない。」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。

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										
	1時間以内										
	1日以内										
1年以内											
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										
	1時間以内										
	1日以内										
1年以内											

- 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

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 ~ 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* : ECCS 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 S_s （以下「 S_s 」という。）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 : 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 施設における荷重組合せの基本方針は以下のとおり。

- S_s 、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と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_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と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_{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)

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「全般設備」、「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 及び選定フローを図 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、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 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 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 $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期 (L) (運転状態 V (L))， S_s との組合せが必要な期間 2×10^{-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。

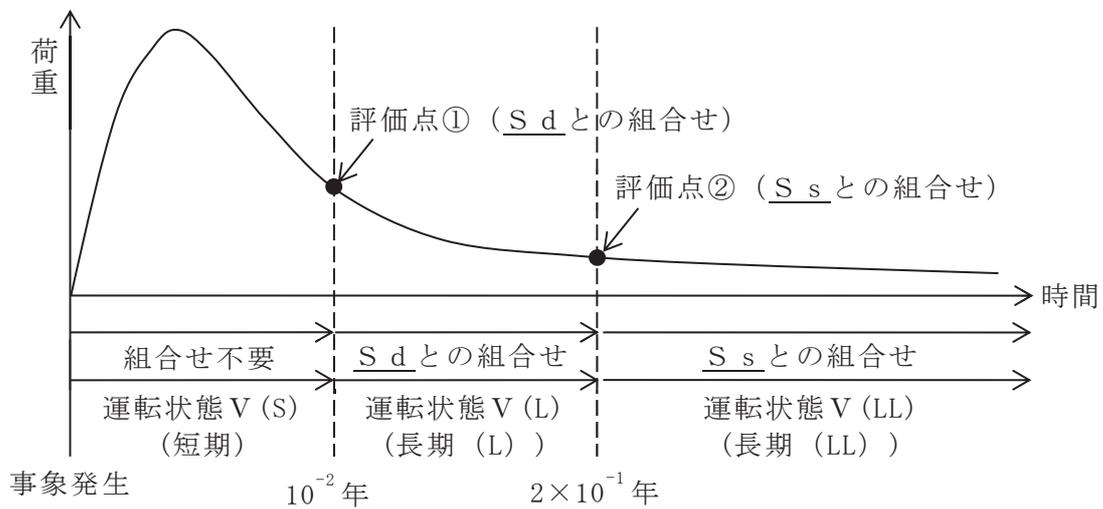


図 4-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

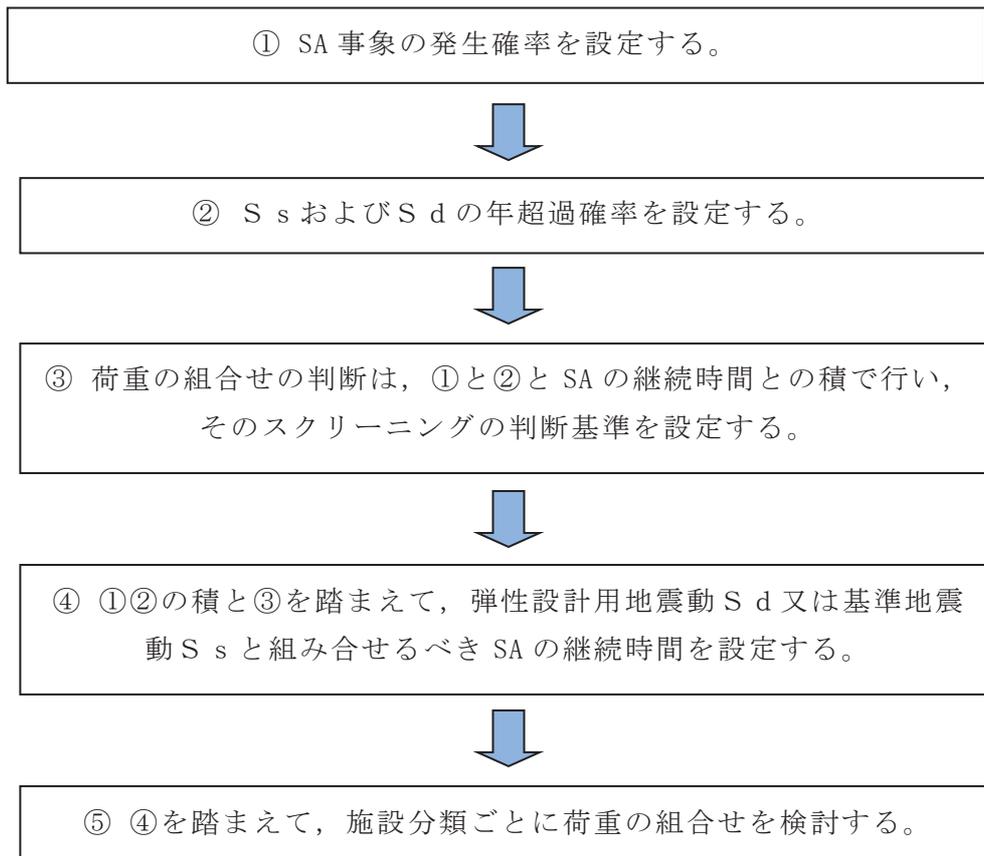


図 4-2 独立事象に対する荷重の組合せの選定フロー

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	地震動の年超過確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 S d	10 ⁻² /年以下*2	
10 ⁻⁸ /炉年以上	10 ⁻⁴ /炉年*1	弾性設計用地震動 S d	10 ⁻² /年以下*2	10 ⁻² 年以上
		基準地震動 S s	5×10 ⁻⁴ /年以下*2	2×10 ⁻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 S₂, S₁ 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_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_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。

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。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_s 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、 3.0×10^{-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、 3.0×10^{-8} /炉年は、これを大きく下回ることから、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、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、CDF 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等を特定せず全ての 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(長期 T B)	○
全交流動力電源喪失(T B U)	○
全交流動力電源喪失(T B D)	○
全交流動力電源喪失(T B P)	○
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できない場合	○
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期間 2×10^{-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	地震動の年超過確率		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	5×10^{-4} /年以下*2	10^{-8} /炉年以上	10^{-2} 年以上
					2×10^{-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。

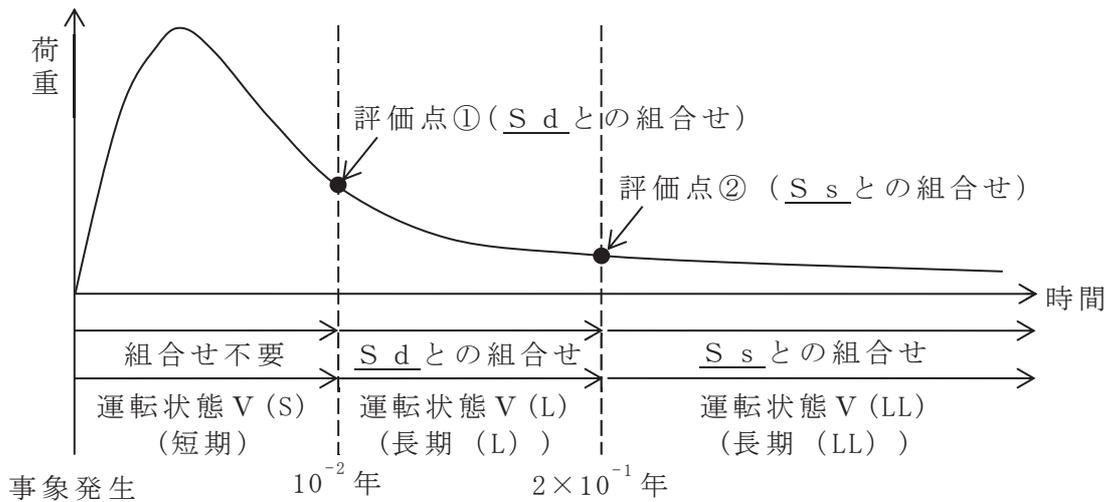


図 5.2.1-1 荷重の組合せと継続時間の関係(イメージ)

(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、組み合わせのイメージは図 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 CDF を用いず、CDF 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 2×10^{-1} 年未満の期間のうち最大となる荷重と S_d とを組み合わせる。また、SA 発生後 2×10^{-1} 年以上の期間における最大値と S_s による地震力と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 による地震力とを組み合わせる。

表 5.2.1-3 SA の発生確率，継続時間，地震動の年超過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	地震動の年超過確率	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^{-4} /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満	V (L)	2×10^{-7} /炉年未満
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下	2×10^{-1} 年以上	V (LL)	10^{-8} /炉年以上

(5) まとめ

以上のことから，全般施設としては，事象発生後の最大荷重と S_s による地震力と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、CDF 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

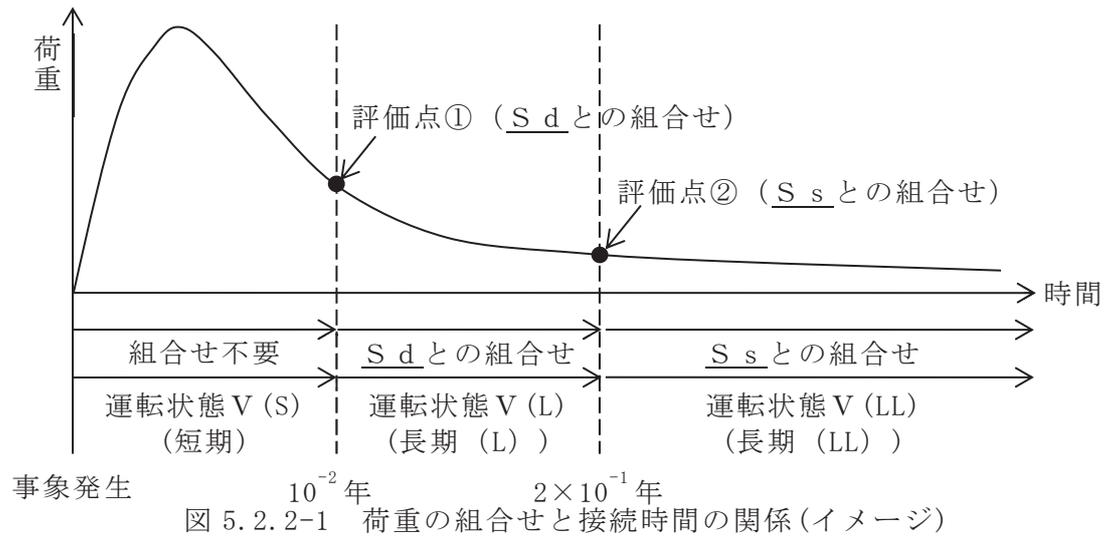
保守性を見込んだ 10^{-8} /炉年と、(1), (2) で得られた値の積との比較により、工学的、総合的に組合せの目安となる継続時間を判断する。事象発生時を基点として、 10^{-2} 年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態 V (S)), 弾性設計用地震動 S_d との組合せが必要な $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年未満を長期(L)(運転状態 V (L)), 基準地震動 S_s との組合せが必要な 2×10^{-1} 年以上を長期(LL)(運転状態 V (LL)) とする。組合せの目安となる継続時間を表 5.2.2-1 及び組合せのイメージを図 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	地震動の年超過確率		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	5×10^{-4} /年以下*2		2×10^{-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、重大事故等の発生確率として 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換えた。



(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 (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(長期 T B)	○
全交流動力電源喪失(T B U)	○
全交流動力電源喪失(T B D)	○
全交流動力電源喪失(T B P)	○
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等 (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できない場合	○
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 (HPCS) 以外の非常用炉心冷却系等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)(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、事故発生後 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

系を使用できない場合)

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フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水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、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できない場合)」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、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

	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でき ない場合)
最高圧力	約 0.536MPa [gage]	約 0.640MPa [gage]
最高温度	約 178℃ * ¹	約 178℃ * ¹
圧力(10 ⁻² 年後)	約 0.167MPa [gage]	約 0.132MPa [gage]
温度(10 ⁻² 年後)	約 114℃	約 136℃

注記*1:PCV バウンダリにかかる温度(気相部温度)

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、設計値を用いるか又は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ことから、ここでは不確かさは考慮しない。

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、10⁻²年以降は、原子炉格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却水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、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。

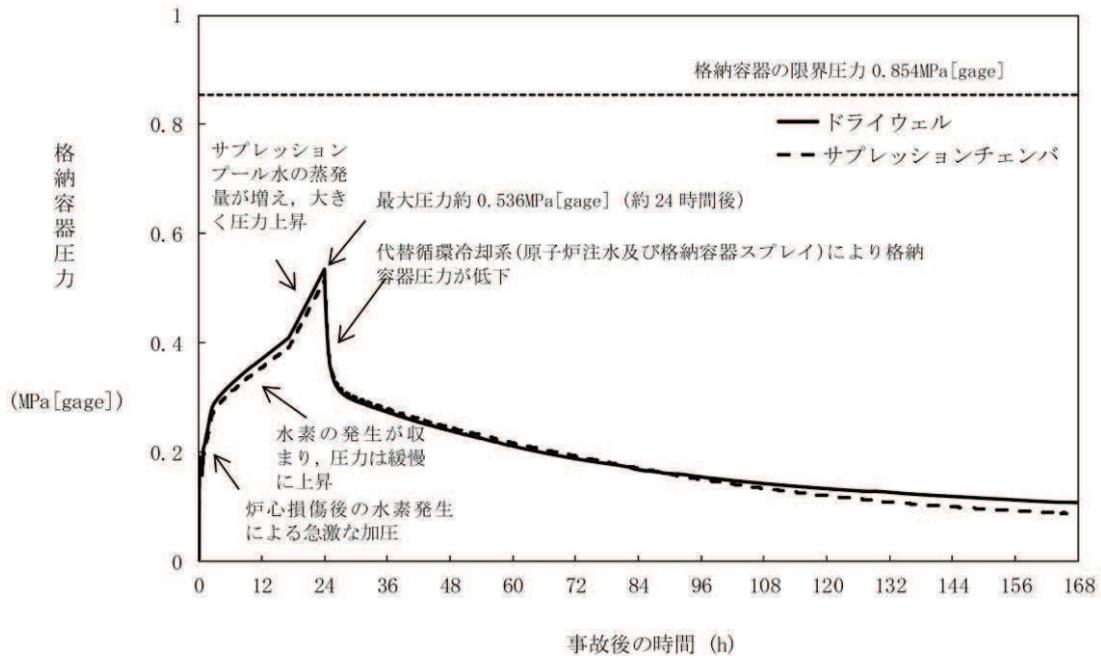


図 5.2.2-2 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器圧力の推移

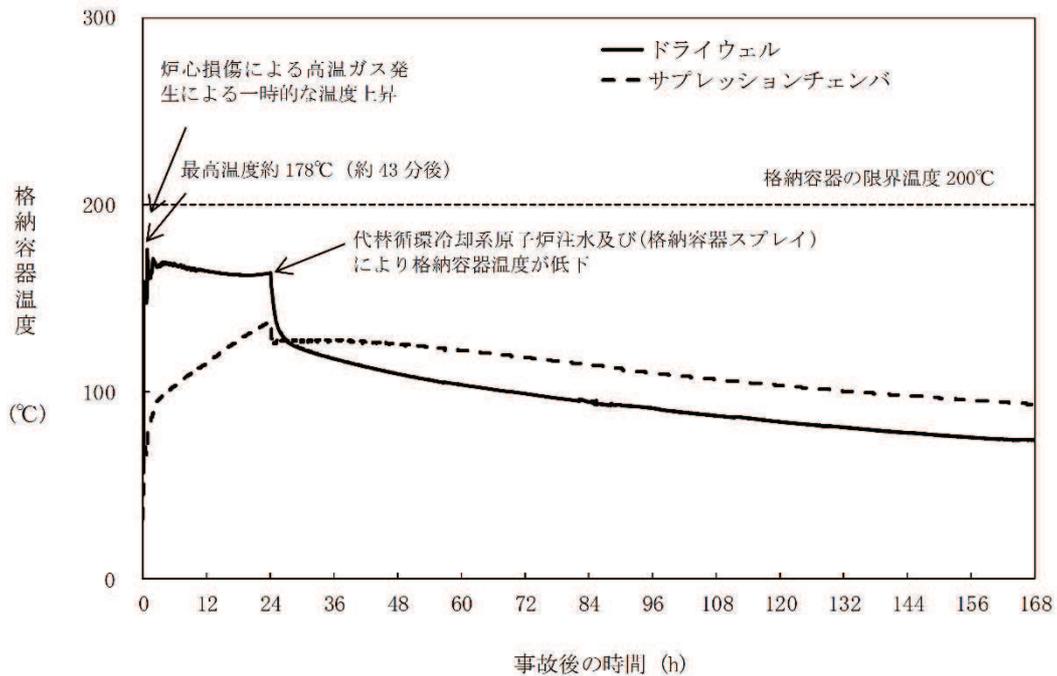


図 5.2.2-3 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）における格納容器温度の推移

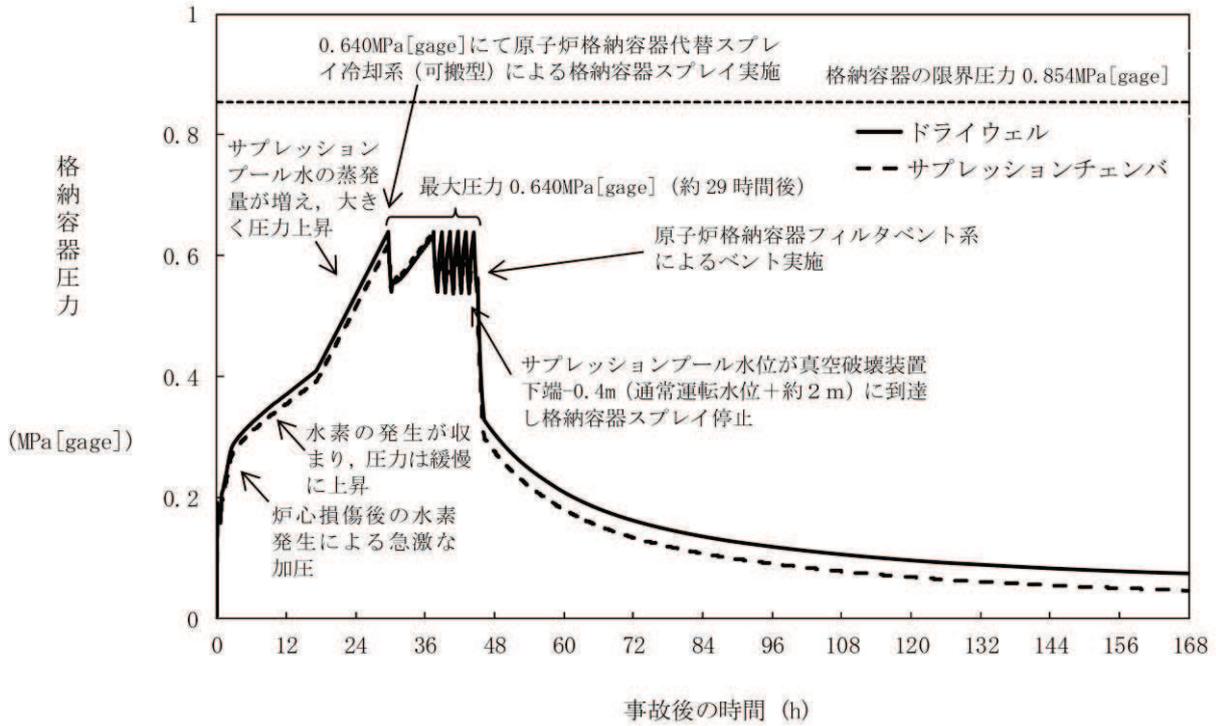


図 5.2.2-4 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）における格納容器圧力の推移

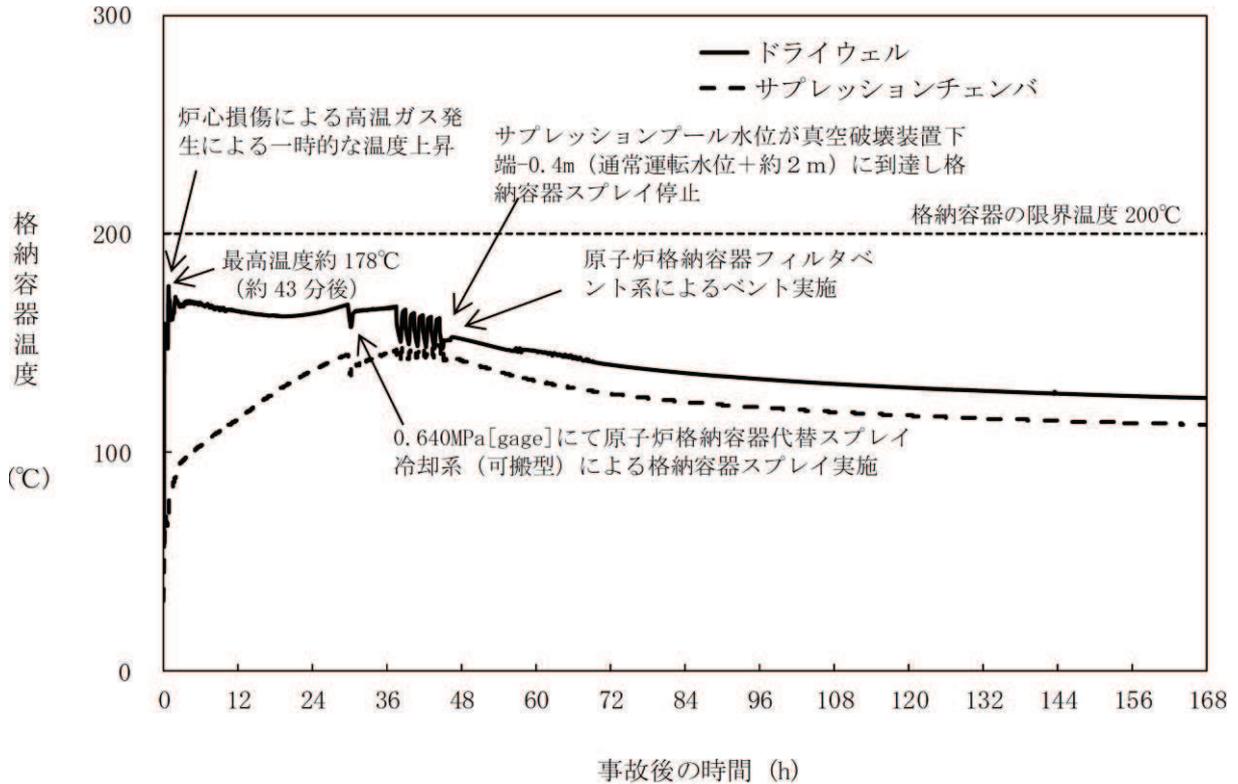


図 5.2.2-5 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）における格納容器温度の推移

【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でき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）の方が圧力は高い。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～図 5.2.2-7 に示す。事象発生 24 時間後に原子炉補機代替冷却水系の準備が完了し、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。

また、格納容器内の酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置を用いた窒素供給操作を開始以降については、格納容器圧力は上昇後に静定し、格納容器温度は低下傾向を継続する。

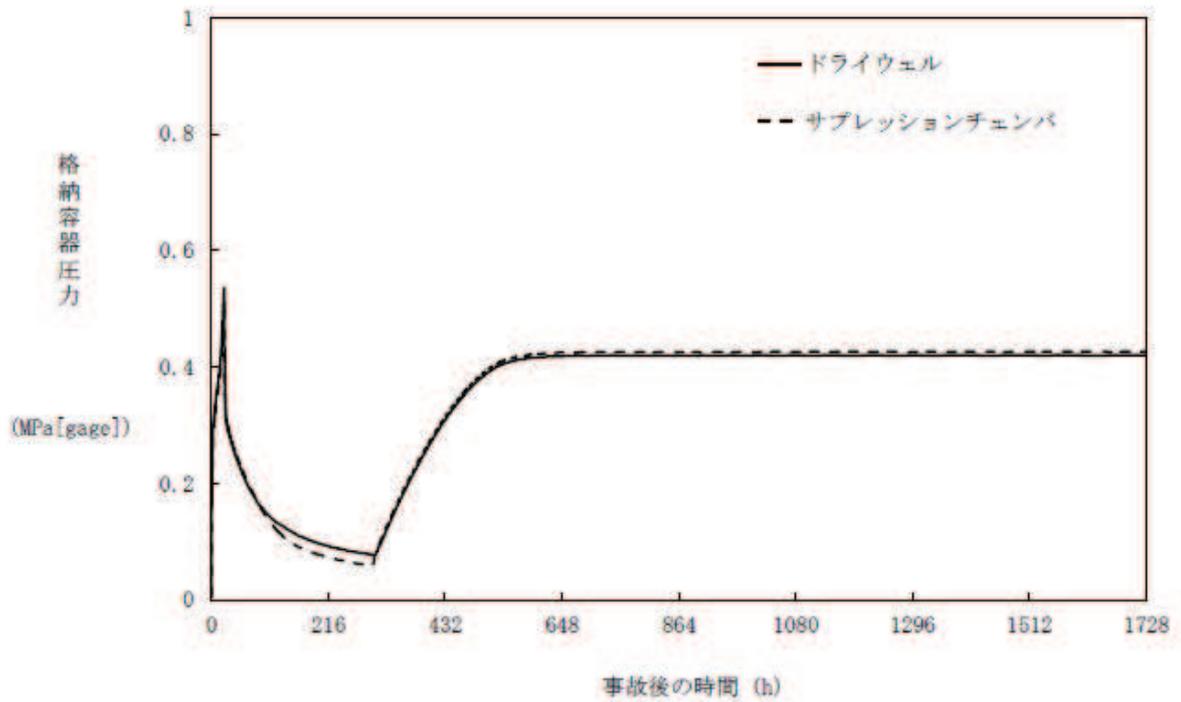


図 5.2.2-6 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）
における格納容器圧力の推移（長期間解析）

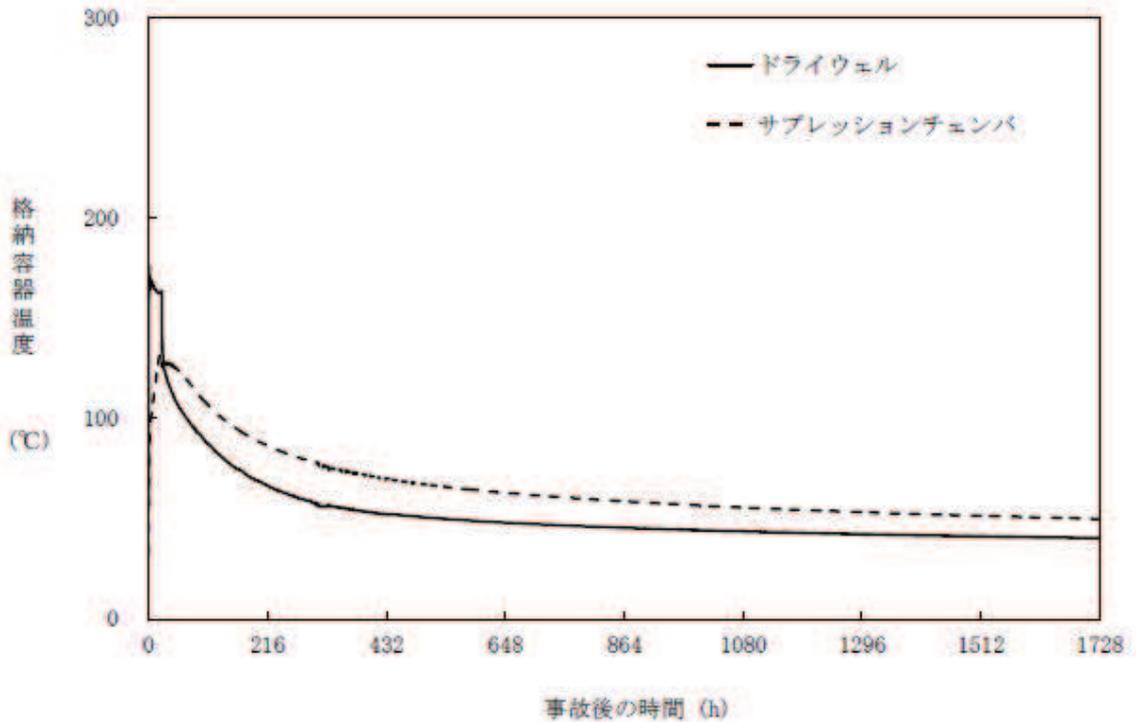


図 5.2.2-7 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）
における格納容器温度の推移（長期間解析）

ここで、 2×10^{-1} 年の格納容器圧力及び温度を表 5.2.2-4 に示す。格納容器圧力は低下傾向を示した後に一時的に上昇するが静定し、また、格納容器温度は低下傾向を維持するため、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は上回る事となる。

なお、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）の格納容器圧力及び温度も表 5.2.2-4 に併せて示す。

表 5.2.2-4 原子炉格納容器の SA 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)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合)
格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.426MPa [gage] * ¹	約 0.038MPa [gage] * ²
格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 50°C * ¹	約 110°C * ²

注記*1:PCV バウンダリ (サブプレッションチェンバ) にかかる
圧力および温度(気相部温度)

*2:PCV バウンダリ (ドライウエル) にかかる
圧力および温度(気相部温度)

(1)~(3)から、SA の発生確率、継続時間、地震の年超過確率(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、SA 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 CDF を用いず、CDF 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^{-2} 年以上 2×10^{-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）と S d とを組み合わせる。また、事象発生後

2×10⁻¹年以上の期間における最大となる荷重と S_s による地震力と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，地震動の年超過確率を踏まえた
事象発生確率

事故シーケンス	SA の発生確率	地震動の年超過確率	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 ⁻⁴ /炉年	S _d : 10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年以上 2×10 ⁻¹ 年未満	V (L)	2×10 ⁻⁷ /炉年未満
		S _s : 5×10 ⁻⁴ /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	V (LL)	10 ⁻⁸ /炉年以上

(5) まとめ

以上のことから，PCV バウンダリとしては，SA 後長期(LL)に生じる荷重と S_s による地震力及び事象発生後の最大となる荷重と S_d による地震力とを組み合わせることとする。

5.2.3 RPV バウンダリ

(1) SA の発生確率

SA の発生確率としては、CDF 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 2×10^{-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	地震動の年超過確率		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	5×10^{-4} /年以下*2		2×10^{-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、重大事故等の発生確率として 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。

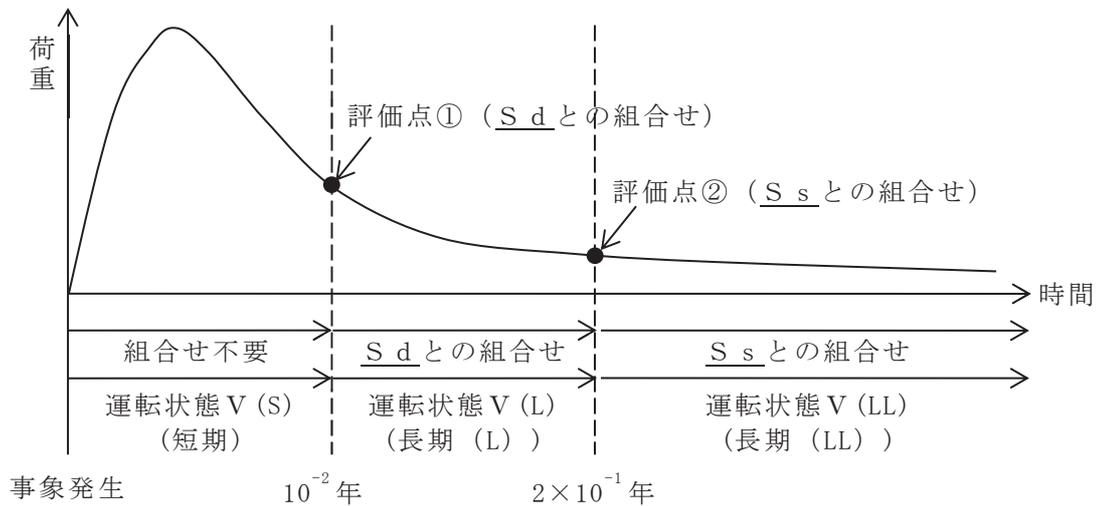


図 5.2.3-1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(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、過度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等(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(長期 T B)	×
全交流動力電源喪失(T B U)	×
全交流動力電源喪失(T B D)	×
全交流動力電源喪失(T B P)	×
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等(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できない場合	— *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、RPV 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+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、急速減圧及び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(TBP)」、「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にしており、DB の荷重条件を超えることはない。

ATWS 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、通常のスラム機能が、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、制御棒挿入機能喪失時の自動減圧系作動阻止機能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、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 RPV バウンダリ圧力の最高値、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 RPV バウンダリの SA 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 9.56MPa [gage]*
最高温度	約 309℃

注記*：原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差を考慮した値

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、設計値を用いるか又は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ことから、ここでは不確かさは考慮しない。

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 8.62MPa[gage]を下回る。また、事象開始から 50 分以内にほう酸水注入系による未臨界が確立され、事象は収束する。

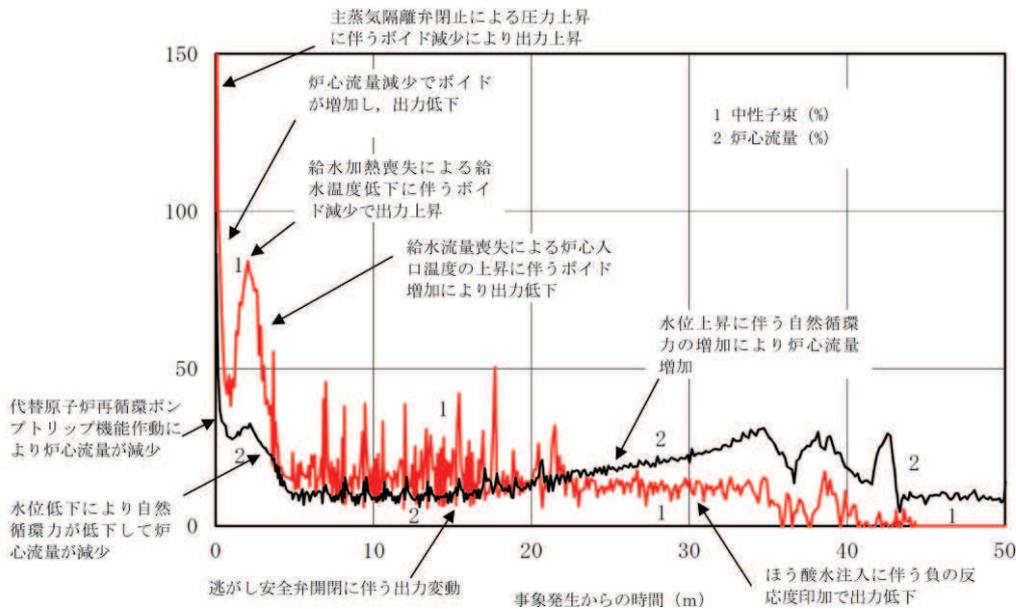


図 5.2.3-2 原子炉停止機能喪失における中性子束及び炉心流量の時間変化 (事象発生から 50 分後まで)

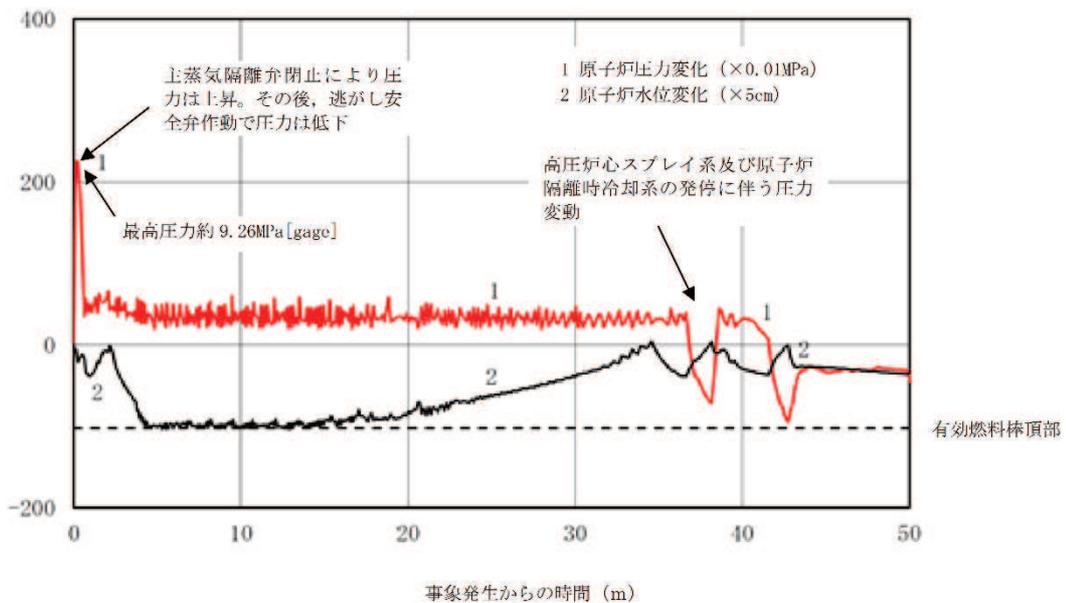


図 5.2.3-3 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力、原子炉水位 (シュラウド外)の時間変化(事象発生から 50 分後まで)

(1)～(3)から、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過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CDFを用いず、CDF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、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)荷重とを組み合わせる。

表5.2.3-4 SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過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	地震動の年超過確率	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^{-4} /炉年	S _d : 10^{-2} /年以下	10^{-2} 年以上 2×10^{-1} 年未満	V(L)	2×10^{-7} /炉年未満
		S _s : 5×10^{-4} /年以下	2×10^{-1} 年以上	V(LL)	10^{-8} /炉年以上

(5) まとめ

以上のことから、RPVバウンダリとしては、SA後長期(LL)に生じる荷重とS_sによる地震力、SA後長期(L)に生じる荷重とS_dによる地震力と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項それぞれの地震とを組み合わせる。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 と地震と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 : J E A G 4 6 0 1 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

【許容応力状態の説明】

- I_A ~ IV_A : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態と同じ
- III_AS・IV_AS : J E A G 4 6 0 1 で設定している許容応力状態と同じ
- 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 d	S s	S d	S s	
I	I _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV _A ECCS 等: I _A *	III _A S* ¹	—	III _A S* ¹	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	—	—	—	—	—
V (LL)	V _A			—	V _A S* ²	V _A S の許容限界は、IV _A S 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 項の検討結果も考慮する)

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 d と DBA 後長期荷重との組合せではⅢ_AS を許容応力状態としているが、これは、ECCS 等と同様、PCV バウンダリが 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 PCV バウンダリについては、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 d との組合せを実施している。SA 施設としての PCV バウンダリについては、最終障壁として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、PCV バウンダリ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 d	S s	S d	S s	
I	I _A	Ⅲ _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	Ⅲ _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	Ⅲ _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	I _A *	Ⅲ _A S	—	Ⅲ _A S	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	IV _A S* ¹	—	—	—	—
V (LL)	V _A			—	V _A S* ²	V _A S の許容限界は、IV _A S と同じものを適用する。
V (L)	V _A			V _A S* ²	—	
V (S)	V _A			—	—	—

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 d による地震力との組合せを考慮する。

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 d と DBA 後長期荷重との組合せでは、ECCS 等は III_AS 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 d	S s	S d	S s	
I	I _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III _A	III _A S	IV _A S	—	IV _A S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (L)	IV _A ECCS 等 : I [*] _A	IV _A S*	—	IV _A S*	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV (S)	IV _A	—	—	—	—	—
V (LL)	V _A			—	V _A S	V _A S の許容限界は、IV _A S と同じものを適用する。
V (L)	V _A			V _A S	—	
V (S)	V _A			—	—	—

注記* : ECCS 等に係るものは III_AS

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施設の耐震設計に当たっては、SAは地震の独立事象として位置付けた上で、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_s又はS_dのいずれか適切な地震力とを組み合わせることで評価することとし、その組み合わ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 全般設備の組合せの検討結果

	①SAの発生確率	②地震動の年超過確率	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 ⁻⁴ /炉年	S _d :10 ⁻² /年以下	SA発生後全期間	10 ⁻⁸ /炉年以上	○	SA荷重+S _s
		S _s :5×10 ⁻⁴ /年以下	SA発生後全期間	10 ⁻⁸ /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_s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地震動の年超過確率	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 ⁻⁴ /炉年	S _d :10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年未満	10 ⁻⁸ /炉年未満	－	SA発生後の最大荷重+S _d *2
		S _s :5×10 ⁻⁴ /年以下		5×10 ⁻¹⁰ /炉年未満	－	
S _d :10 ⁻² /年以下		10 ⁻² 年以上, 2×10 ⁻¹ 年未満	2×10 ⁻⁷ /炉年未満	○	SA荷重V(LL)+S _s	
S _s :5×10 ⁻⁴ /年以下			10 ⁻⁸ /炉年未満	－		
SA荷重V(LL)	S _d :10 ⁻² /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	2×10 ⁻⁷ /炉年以上	－*1	○	
	S _s :5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年以上			

注記*1：S_s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（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10⁻²年以上2×10⁻¹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）と S d とを組み合わせる。

表 7-3 RPV バウンダリの組合せの検討結果

	①SA の発生確率	②地震動の年超過確率	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 ⁻⁴ /炉年	Sd:10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年未満	10 ⁻⁸ /炉年未満	—	SA 荷重 V (L) + S d SA 荷重 V (LL) + S s
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		5×10 ⁻¹⁰ /炉年未満	—	
SA 荷重 V (L)		Sd:10 ⁻² /年以下	10 ⁻² 年以上, 2×10 ⁻¹ 年未満	2×10 ⁻⁷ /炉年未満	○	
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /炉年未満	—	
SA 荷重 V (LL)		Sd:10 ⁻² /年以下	2×10 ⁻¹ 年以上	2×10 ⁻⁷ /炉年以上	—*	
		Ss:5×10 ⁻⁴ /年以下		10 ⁻⁸ /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

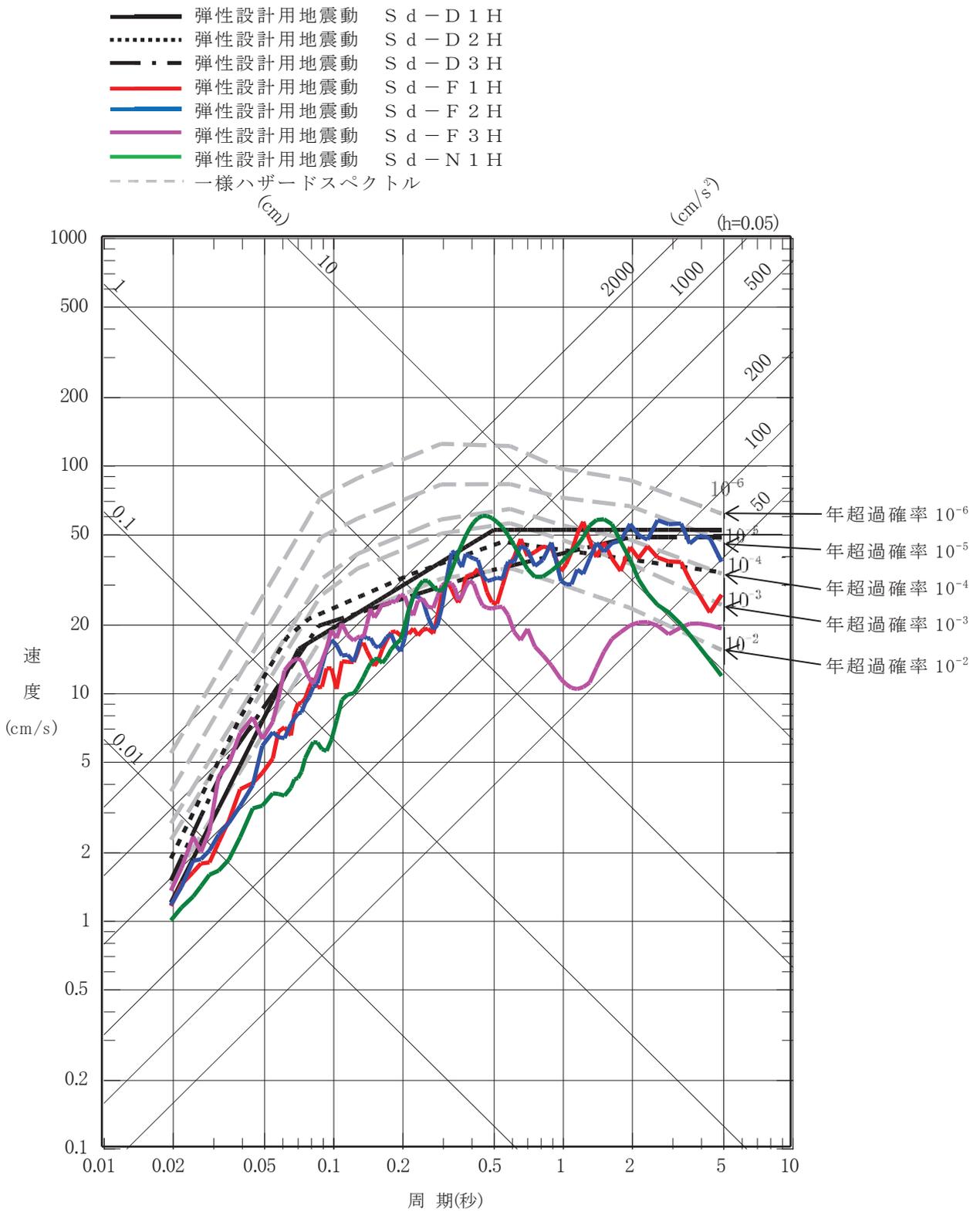
- 添付資料－1 地震動の年超過確率
- 添付資料－2 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について
- 添付資料－3 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方
- 添付資料－4 工認対象施設（SA 施設）における荷重組合せの取扱い

表1-1 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							
	独立事象	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							
	独立事象	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					$S_2 + II$		$S_2 + III$			$S_2 + IV$	

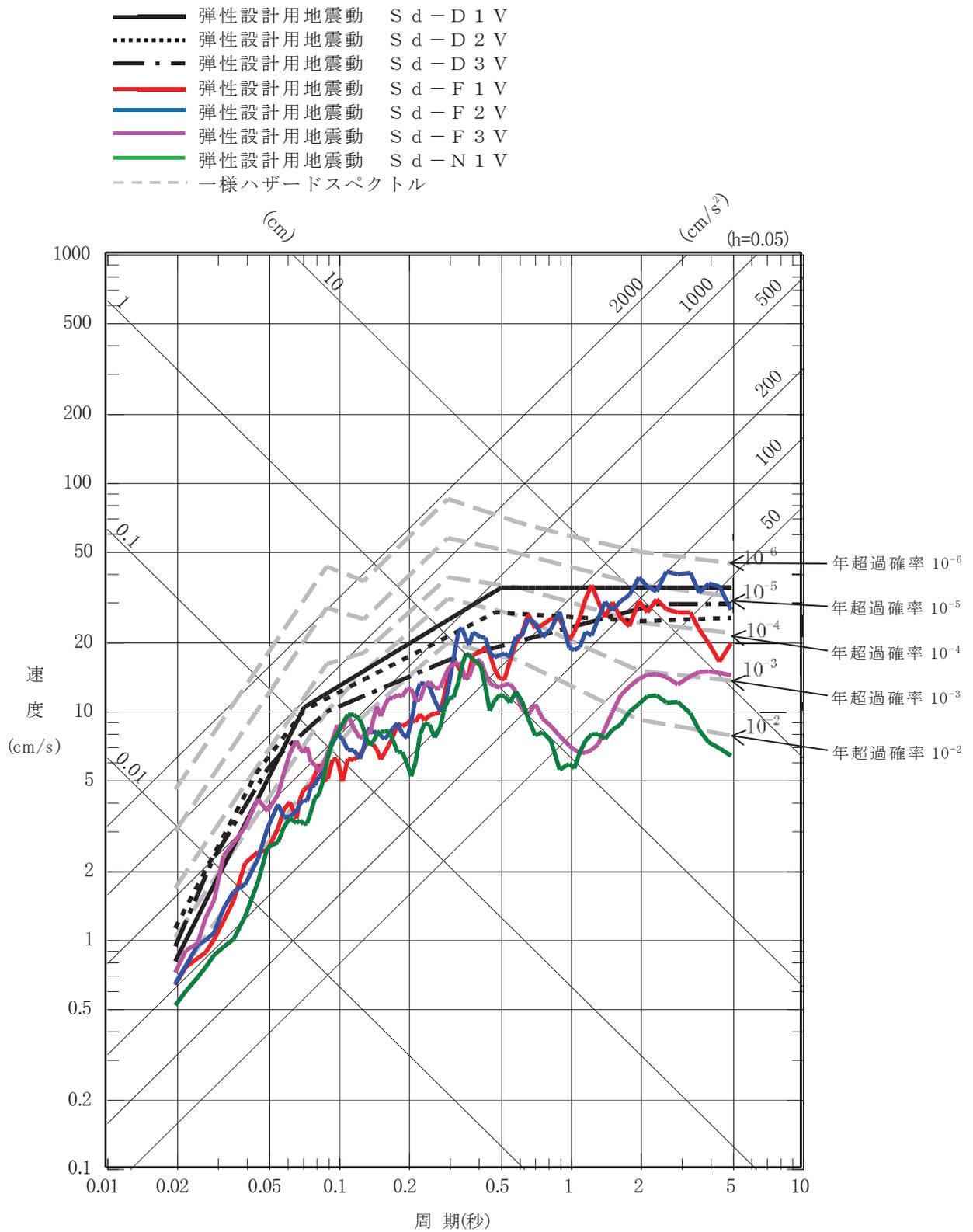
S_2 の発生確率
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / 年
 S_1 の発生確率
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ / 年

- 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。



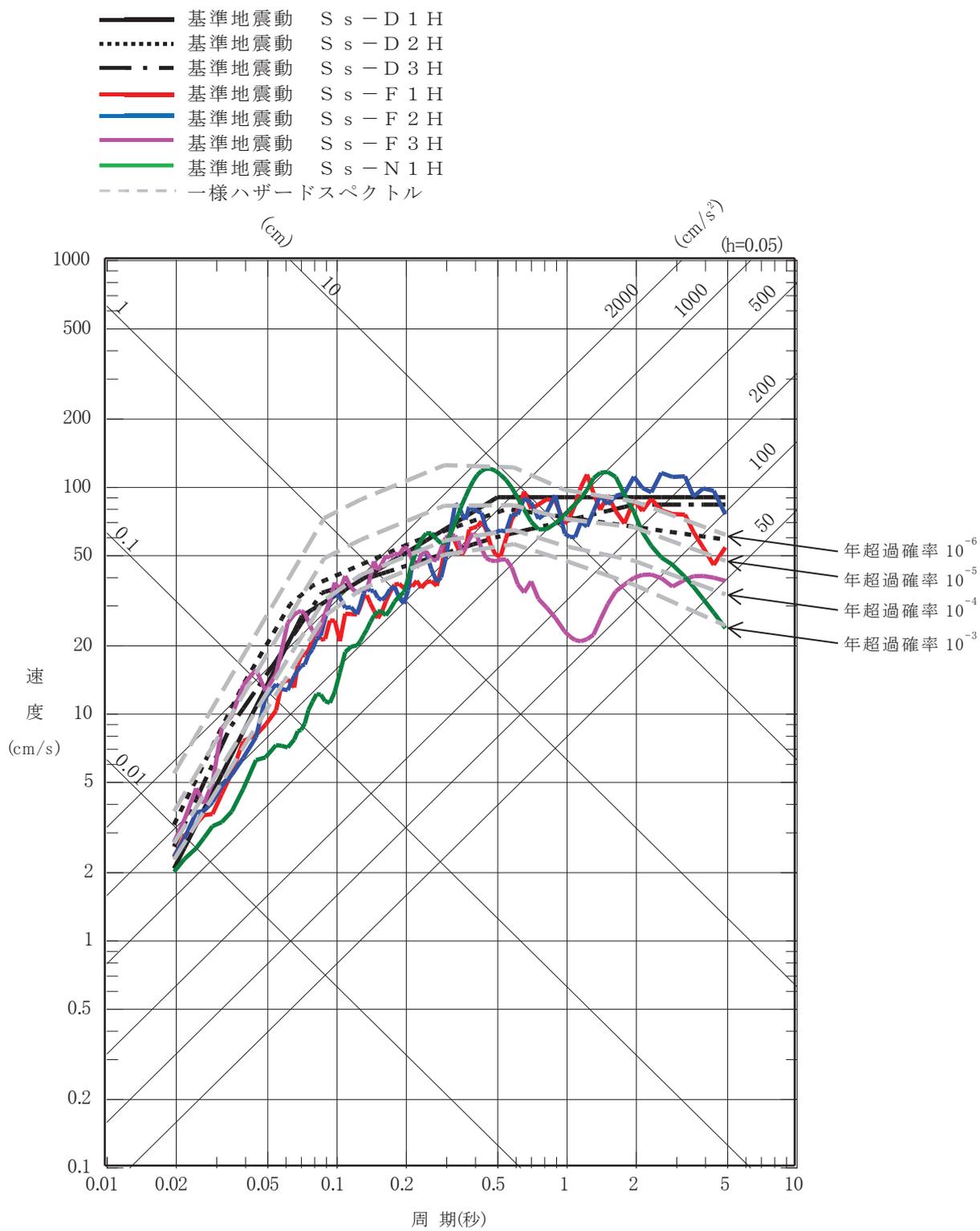
女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）本文及び添付書類の一部補正について（令和2年2月26日許可）添付資料8より引用（一部加筆）

一様ハザードスペクトルと弾性設計用地震動 S d の応答スペクトルの比較（水平方向）



女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）本文及び添付書類の一部補正について（令和2年2月26日許可）添付資料8より引用（一部加筆）

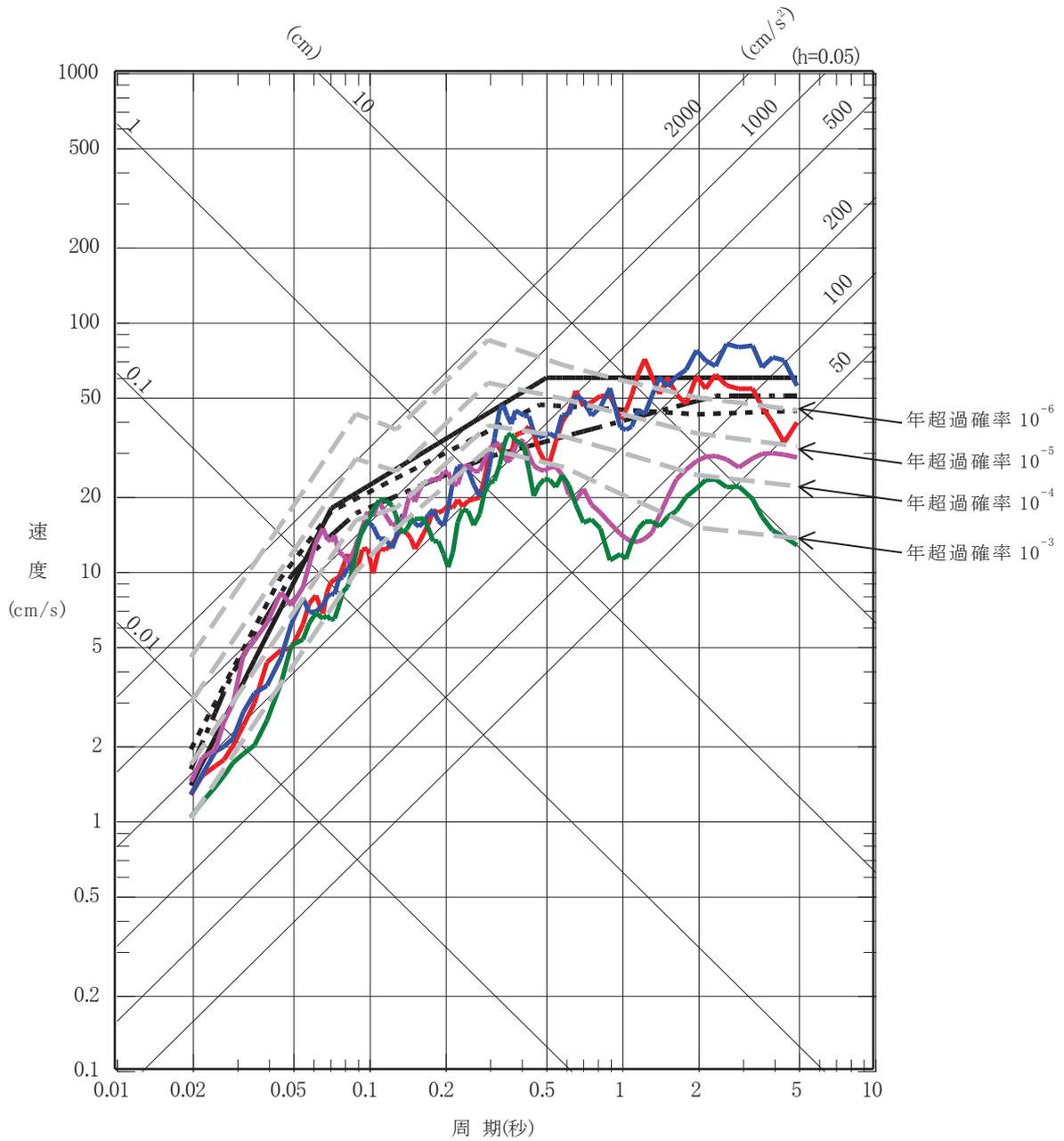
一様ハザードスペクトルと弾性設計用地震動 S d の応答スペクトルの比較（鉛直方向）



女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）本文及び添付書類の一部補正について（令和2年2月26日許可）添付資料6より引用

一様ハザードスペクトルと基準地震動 S_s の応答スペクトルの比較（水平方向）

- 基準地震動 S s - D 1 V
- ⋯ 基準地震動 S s - D 2 V
- · — 基準地震動 S s - D 3 V
- (Red) 基準地震動 S s - F 1 V
- (Blue) 基準地震動 S s - F 2 V
- (Purple) 基準地震動 S s - F 3 V
- (Green) 基準地震動 S s - N 1 V
- - - 一様ハザードスペクトル



女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）本文
及び添付書類の一部補正について（令和2年2月26日許可）添付資料6より引用

一様ハザードスペクトルと基準地震動 S s の応答スペクトルの比較（鉛直方向）

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」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の別記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。

- ・地震力A未満で設計された設備が、地震力A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の別記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全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、耐震重要度分類の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	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 / 12)

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 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECCS 失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×	
		高圧炉心スプレイ系配管		○			
		高圧炉心スプレイ系弁		○			
		HPCS ポンプ室空調機		○			
		HPCS ポンプ室空調機ダクト		○			
		HPCS ディーゼル機関		○			
		HPCS ディーゼル発電機		○			
		燃料移送ポンプ		○			
		燃料移送系配管		○			
		DG (HPCS) 室非常用送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室排風機		○			
		DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト		○			
		H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)		○			
		H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)		○			
		H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))		○			
		H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)		○			
		H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)		○			
		H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)		○			
		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冷却水系熱交換器		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (A))		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	○				
		原子炉隔離時冷却系弁	○				
		原子炉隔離時冷却系配管	○				
		復水給水系配管	○				
		低圧 ECCS 失敗	低圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×		
低圧炉心スプレイ系配管	○						
低圧炉心スプレイ系弁	○						
LPCS ポンプ室空調機	○						
LPCS ポンプ室空調機ダクト	○						
残留熱除去系ポンプ (電動機)	○						
残留熱除去系配管	○						
残留熱除去系弁	○						
RHR ポンプ室空調機 (RHR ポンプ A 室空調機)	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (2 / 12)

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 + SRV 再開失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧 ECCS 失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×	
		高圧炉心スプレイ系配管		○			
		高圧炉心スプレイ系弁		○			
		HPCS ポンプ室空調機		○			
		HPCS ポンプ室空調機ダクト		○			
		HPCS ディーゼル機関		○			
		HPCS ディーゼル発電機		○			
		燃料移送ポンプ		○			
		燃料移送系配管		○			
		DG (HPCS) 室非常用送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室排風機		○			
		DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト		○			
		H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)		○			
		H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)		○			
		H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))		○			
		H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)		○			
		H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)		○			
		H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)		○			
		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冷却水系熱交換器		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (A))	○				
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○				
		低圧 ECCS 失敗	低圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×		
			低圧炉心スプレイ系配管	○			
			低圧炉心スプレイ系弁	○			
LPCS ポンプ室空調機	○						
LPCS ポンプ室空調機ダクト	○						
残留熱除去系ポンプ (電動機)	○						
残留熱除去系配管	○						
残留熱除去系弁	○						
RHR ポンプ室空調機 (RHR ポンプ A 室空調機)	○						
SRV 再開失敗	主蒸気逃がし安全弁	○	×				

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (3 / 12)

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 + 高圧注水失敗 + 手動減圧失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ (電動機)	○	×	
		高圧炉心スプレイ系配管		○			
		高圧炉心スプレイ系弁		○			
		HPCS ポンプ室空調機		○			
		HPCS ポンプ室空調機ダクト		○			
		HPCS ディーゼル機関		○			
		HPCS ディーゼル発電機		○			
		燃料移送ポンプ		○			
		燃料移送系配管		○			
		DG (HPCS) 室非常用送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室送風機		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室排風機		○			
		DG (HPCS) 室グラビティダンパ (DG (HPCS) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室グラビティダンパ (原子炉補機 (HPCS) 室送風機 (A) 吐出側)		○			
		原子炉補機 (HPCS) 室換気空調系ダクト		○			
		H 系 125V 蓄電池 (125V 蓄電池 2H)		○			
		H 系 125V 充電器 (125V 充電器 2H)		○			
		H 系直流主母線盤 (125V 直流主母線盤 2H (P/C))		○			
		H 系メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2H)		○			
		H 系モータコントロールセンタ (460V 原子炉建屋 MCC 2H)		○			
		H 系母線変圧器 (HPCS 交流分電盤 2H 用変圧器)		○			
		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冷却水系熱交換器		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (A))		○			
		高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁		○			
		原子炉隔離時冷却系ポンプ	○				
		原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	○				
原子炉隔離時冷却系弁	○						
原子炉隔離時冷却系配管	○						
復水給水系配管	○						
手動減圧失敗	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレータ	○	×				
	主蒸気逃がし安全弁	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (4 / 12)

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
3	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 失敗) + HPCS 失敗	外部電源喪失	外部電源設備	×	△	運転状態 II
		DG 失敗	ディーゼル機関	○	×	
		ディーゼル発電機	○			
		燃料移送ポンプ	○			
		軽油タンク	○			
		燃料移送系配管	○			
		DG 室非常用送風機 (DG (A) 室非常用送風機)	○			
		原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)	○			
		原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)	○			
		DG 室グラビティダンパ (DG (A) 室非常用送風機 (A) 吸込側)	○			
		原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機 (A) 室送風機 (A) 吐出側)	○			
		原子炉補機室換気空調系ダクト	○			
		非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)	○			
		非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)	○			
		非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)	○			
		非常用モータコントロールセンタ (460V 制御建屋 MCC 2C-1)	○			
		原子炉補機冷却水系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水サージタンク	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却水系弁	○			
		原子炉補機冷却水系配管	○			
		RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	○			
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○			
原子炉補機冷却海水系ストレータ	○					
原子炉補機冷却海水系弁	○					
原子炉補機冷却海水系配管	○					
残留熱除去系熱交換器	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (5 / 12)

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
3	全交流動力電源喪失	HPCS 失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系弁	○		
			HPCS ポンプ室空調機	○		
			HPCS ポンプ室空調機ダクト	○		
			HPCS ディーゼル機関	○		
			HPCS ディーゼル発電機	○		
			燃料移送ポンプ	○		
			燃料移送系配管	○		
			DG(HPCS)室非常用送風機	○		
			原子炉補機(HPCS)室送風機	○		
			原子炉補機(HPCS)室排風機	○		
			DG(HPCS)室グラビティダンパ (DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
			原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ (原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○		
			原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○		
			H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○		
			H系125V充電器(125V充電器2H)	○		
			H系直流主母線盤 (125V直流主母線盤2H(P/C))	○		
			H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○		
			H系モータコントロールセンタ (460V原子炉建屋MCC2H)	○		
			H系母線変圧器 (HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○		
			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冷却水系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレーナ(A))	○					
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○					

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (6 / 12)

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
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備	×	△	運転状態 II
			DG 失敗	ディーゼル機関		
		ディーゼル発電機		○		
		燃料移送ポンプ		○		
		軽油タンク		○		
		燃料移送系配管		○		
		DG 室非常用送風機 (DG (A) 室非常用送風機)		○		
		原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)		○		
		原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)		○		
		DG 室グラビティダンパ (DG (A) 室非常用送風機 (A) 吸込側)		○		
		原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機 (A) 室送風機 (A) 吐出側)		○		
		原子炉補機室換気空調系ダクト		○		
		非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)		○		
		非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)		○		
		非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)		○		
		非常用モータコントロールセンタ (460V 制御建屋 MCC 2C-1)		○		
		原子炉補機冷却水系熱交換器		○		
		原子炉補機冷却水サージタンク		○		
		原子炉補機冷却水ポンプ		○		
		原子炉補機冷却水系弁		○		
		原子炉補機冷却水系配管		○		
		RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	○			
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○			
原子炉補機冷却海水系ストレナ	○					
原子炉補機冷却海水系弁	○					
原子炉補機冷却海水系配管	○					
残留熱除去系熱交換器	○					
×						
SRV 再開失敗	主蒸気逃がし安全弁	○	×			

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (7 / 12)

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	
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失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	HPCS失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
				高圧炉心スプレイ系配管	○		
				高圧炉心スプレイ系弁	○		
				HPCSポンプ室空調機	○		
				HPCSポンプ室空調機ダクト	○		
				HPCSディーゼル機関	○		
				HPCSディーゼル発電機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
				燃料移送系配管	○		
				DG(HPCS)室非常用送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室排風機	○		
				DG(HPCS)室グラビティダンパ(DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ(原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○		
				H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○		
				H系125V充電器(125V充電器2H)	○		
				H系直流主母線盤(125V直流主母線盤2H(P/C))	○		
				H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○		
				H系モータコントロールセンタ(460V原子炉建屋MCC2H)	○		
				H系母線変圧器(HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○		
				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冷却水系熱交換器	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ(電動機)	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○						
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(A))	○						
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (8 / 12)

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
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失 DG 失敗	外部電源設備	×	△	運転状態Ⅱ
			ディーゼル機関	○		
		ディーゼル発電機	○			
		燃料移送ポンプ	○			
		軽油タンク	○			
		燃料移送系配管	○			
		DG 室非常用送風機 (DG (A) 室非常用送風機)	○			
		原子炉補機室送風機 (原子炉補機 A 室送風機)	○			
		原子炉補機室排風機 (原子炉補機 A 室排風機)	○			
		DG 室グラビティダンパ (DG (A) 室非常用送風機 (A) 吸込側)	○			
		原子炉補機室グラビティダンパ (原子炉補機 (A) 室送風機 (A) 吐出側)	○			
		原子炉補機室換気空調系ダクト	○			
		非常用メタクラ (6.9kV メタクラ 6-2C)	○			
		非常用母線変圧器 (パワーセンタ動力用変圧器 2C)	○			
		非常用パワーセンタ (460V パワーセンタ 2C)	○			
		非常用モータコントロールセンタ (460V 制御建屋 MCC 2C-1)	○			
		原子炉補機冷却水系熱交換器	○			
		原子炉補機冷却水サージタンク	○			
		原子炉補機冷却水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却水系弁	○			
		原子炉補機冷却水系配管	○			
		RCW ポンプ室空調機 (RCW ポンプ A 室空調機 A)	○			
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○			
		原子炉補機冷却海水系ストレナ	○			
		原子炉補機冷却海水系弁	○			
		原子炉補機冷却海水系配管	○			
		残留熱除去系熱交換器	○			

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (9 / 12)

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	
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失敗)+高圧注水失敗	高圧注水失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
				高圧炉心スプレイ系配管	○		
				高圧炉心スプレイ系弁	○		
				HPCSポンプ室空調機	○		
				HPCSポンプ室空調機ダクト	○		
				HPCSディーゼル機関	○		
				HPCSディーゼル発電機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
				燃料移送系配管	○		
				DG(HPCS)室非常用送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室排風機	○		
				DG(HPCS)室グラビティダンパ(DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ(原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○		
				H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○		
				H系125V充電器(125V充電器2H)	○		
				H系直流主母線盤(125V直流主母線盤2H(P/C))	○		
				H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○		
				H系モータコントロールセンタ(460V原子炉建屋MCC2H)	○		
				H系母線変圧器(HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○		
				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冷却水系熱交換器	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ(電動機)	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(A))	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○		
				原子炉隔離時冷却系ポンプ	○		
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン	○						
原子炉隔離時冷却系弁	○						
原子炉隔離時冷却系配管	○						
復水給水系配管	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (10/12)

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	
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失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	外部電源喪失	外部電源設備	×	△	運転状態Ⅱ
			DG失敗	ディーゼル機関	○	×	
		ディーゼル発電機	○				
		燃料移送ポンプ	○				
		軽油タンク	○				
		燃料移送系配管	○				
		DG室非常用送風機(DG(A)室非常用送風機)	○				
		原子炉補機室送風機(原子炉補機A室送風機)	○				
		原子炉補機室排風機(原子炉補機A室排風機)	○				
		DG室グラビティダンパ(DG(A)室非常用送風機(A)吸込側)	○				
		原子炉補機室グラビティダンパ(原子炉補機(A)室送風機(A)吐出側)	○				
		原子炉補機室換気空調系ダクト	○				
		非常用メタクラ(6.9kVメタクラ6-2C)	○				
		非常用母線変圧器(パワーセンタ動力用変圧器2C)	○				
		非常用パワーセンタ(460Vパワーセンタ2C)	○				
		非常用モータコントロールセンタ(460V制御建屋MCC2C-1)	○				
		原子炉補機冷却水系熱交換器	○				
		原子炉補機冷却水サージタンク	○				
		原子炉補機冷却水ポンプ	○				
		原子炉補機冷却水系弁	○				
		原子炉補機冷却水系配管	○				
		RCWポンプ室空調機(RCWポンプA室空調機A)	○				
		原子炉補機冷却海水ポンプ	○				
		原子炉補機冷却海水系ストレナ	○				
		原子炉補機冷却海水系弁	○				
		原子炉補機冷却海水系配管	○				
		残留熱除去系熱交換器	○				
直流電源喪失	125V蓄電池(125V蓄電池2A)	○	×				
125V充電器(125V充電器2A)	○						
直流主母線盤(125V直流受電パワーセンタ2A)	○						
ケーブルトレイ	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (11 / 12)

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	
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失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗	HPCS 失敗	高圧炉心スプレイ系ポンプ(電動機)	○	×	
				高圧炉心スプレイ系配管	○		
				高圧炉心スプレイ系弁	○		
				HPCS ポンプ室空調機	○		
				HPCS ポンプ室空調機ダクト	○		
				HPCS ディーゼル機関	○		
				HPCS ディーゼル発電機	○		
				燃料移送ポンプ	○		
				燃料移送系配管	○		
				DG(HPCS)室非常用送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室送風機	○		
				原子炉補機(HPCS)室排風機	○		
				DG(HPCS)室グラビティダンパ (DG(HPCS)室非常用送風機(A)吸込側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室グラビティダンパ (原子炉補機(HPCS)室送風機(A)吐出側)	○		
				原子炉補機(HPCS)室換気空調系ダクト	○		
				H系125V蓄電池(125V蓄電池2H)	○		
				H系125V充電器(125V充電器2H)	○		
				H系直流主母線盤 (125V直流主母線盤2H(P/C))	○		
				H系メタクラ(6.9kVメタクラ6-2H)	○		
				H系モータコントロールセンタ (460V原子炉建屋MCC2H)	○		
				H系母線変圧器 (HPCS交流分電盤2H用変圧器)	○		
				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冷却水系熱交換器	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水サージタンク	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却水系配管	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ (電動機)	○		
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系配管	○						
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系ストレナ(A))	○						
高圧炉心スプレイ補機冷却海水系弁	○						

表 2-2 地震の従属事象としての適用性について (12/12)

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 + 除熱失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			除熱失敗	残留熱除去系ポンプ(電動機)	○	×	
				残留熱除去系配管	○		
				残留熱除去系弁	○		
			RHRポンプ室空調機(RHRポンプA室空調機)	○			
		過渡事象 + SRV再閉失敗 + 除熱失敗	過渡事象	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			除熱失敗	残留熱除去系ポンプ(電動機)	○	×	
				残留熱除去系配管	○		
				残留熱除去系弁	○		
				RHRポンプ室空調機(RHRポンプA室空調機)	○		
SRV再閉失敗	主蒸気逃がし安全弁	○	×				
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	外部電源設備※1	×	△	運転状態Ⅱ
			原子炉停止失敗	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	○	×	
				炉内構造物(シュラウドヘッド)	○		
				炉心支持構造物(シュラウドサポート)	○		
				炉心支持構造物(炉心支持板)	○		
				制御棒関連機器(制御棒挿入性)	○		
				水圧制御ユニット	○		
制御棒駆動水圧系配管	○						
6	LOCA時注水機能喪失	—	—	—	—		
7	格納容器バイパス(ISLOCA)	—	—	—	—		

※1 「過渡事象」を包絡する起因事象として「外部電源喪失」を設定

【凡例】

DB上のSs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，SA 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，Ss 相当(1000gal)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，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*1 の累積値は，一部の SA 施設を考慮した場合の PRA 評価*2 を実施した結果，約 3.0×10^{-8} /炉年となった。

注記*1 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

*2 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，女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和2年2月26日許可）添付書類十 追補 2. I 別添 1.2.1 地震 PRA と同様。また，評価上考慮している SA 施設は，常設代替交流電源設備（GTG），高压代替注水系等である。

表 2-3 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)
高压・低压注水機能喪失	外部電源喪失＋高压注水失敗＋低压注水失敗	2.1E-15	3.0E-08
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋高压注水成功	3.0E-09	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋高压注水失敗	3.0E-10	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋直流電源喪失＋高压注水成功	5.9E-10	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋直流電源喪失＋高压注水失敗	1.1E-09	
崩壊熱除去機能喪失	外部電源喪失＋除熱失敗	6.8E-09	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋高压注水成功＋除熱失敗	1.0E-08	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋直流電源喪失＋高压注水成功＋除熱失敗	5.8E-09	
原子炉停止機能喪失	外部電源喪失＋原子炉停止失敗	7.1E-10	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋原子炉停止失敗	6.2E-10	
	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋D/G 失敗）＋直流電源喪失＋原子炉停止失敗	1.2E-10	

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、 3.0×10^{-8} /炉年はこれを大きく下回り、Ss 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、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。

(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. 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。

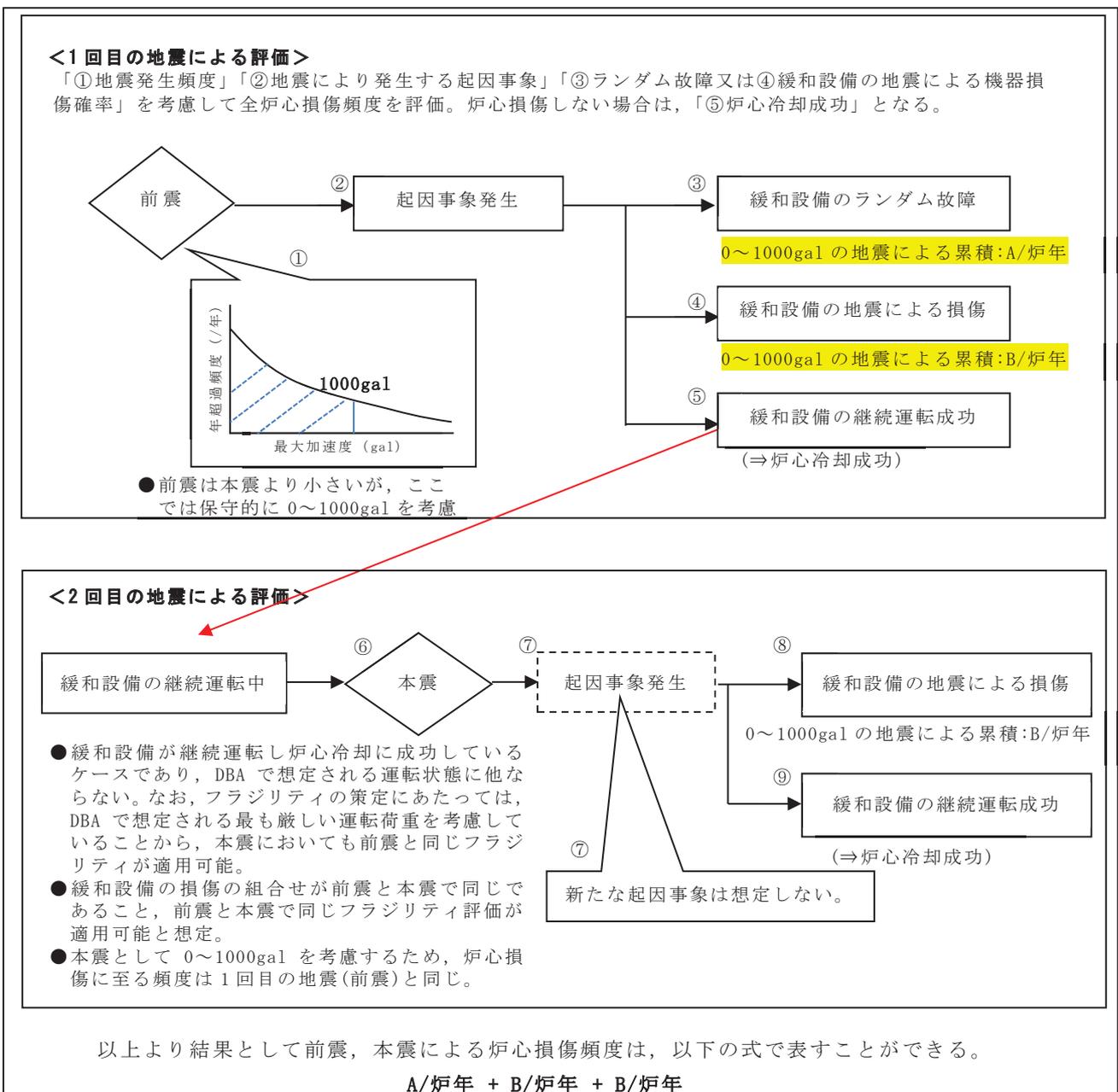
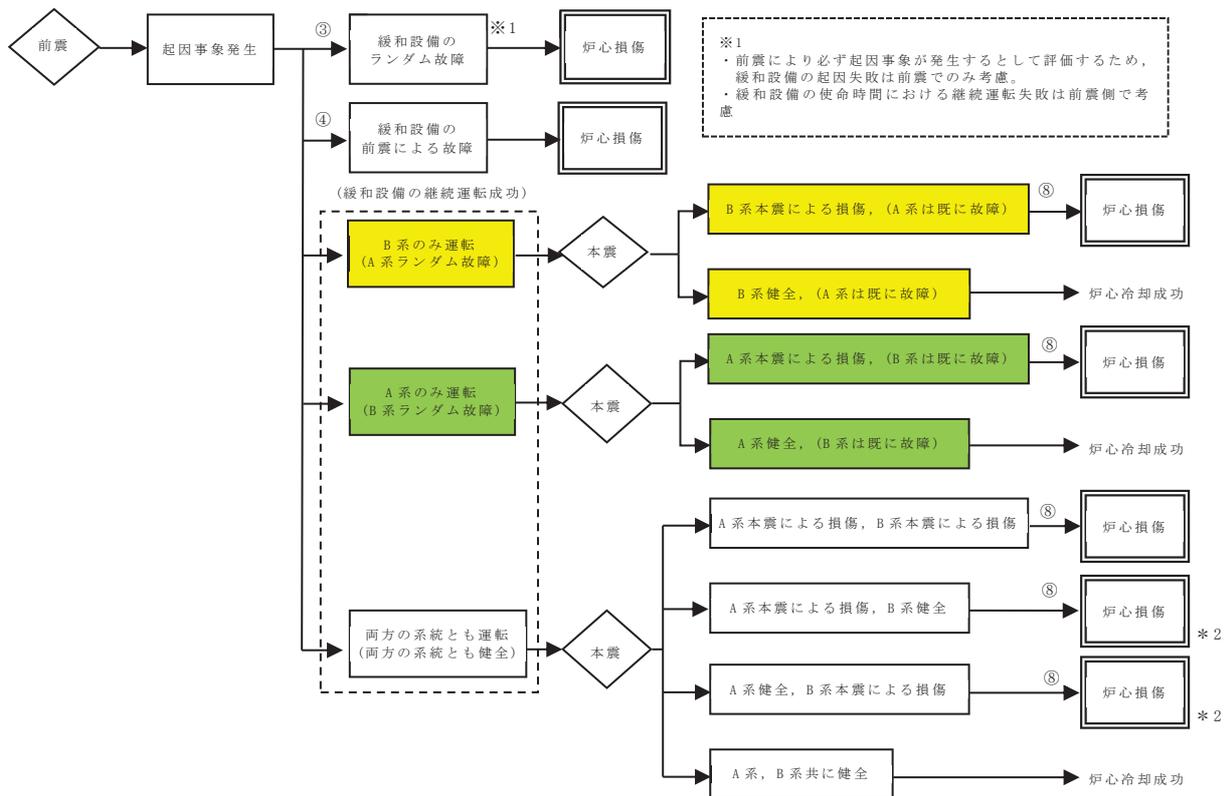


図 1.1-1 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

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

	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	
	前震による機器損傷	○(健全)	⇒④で整理
	○(健全)	前震による機器損傷	
	ランダム故障(前震)	○(健全)	緩和設備の継続運転に成功
	○(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)	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)	⇒本震による機器損傷として整理
	○(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	⇒炉心冷却成功
	○(健全)	○(健全)	
	本震による機器損傷	○(健全)	⇒本震による機器損傷として整理 *2
	○(健全)	本震による機器損傷	
	○(健全)	○(健全)	⇒炉心冷却成功

注記 *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0から1000galの全ての地震による影響を考慮して組合せる場合、「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0から1000gal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、

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

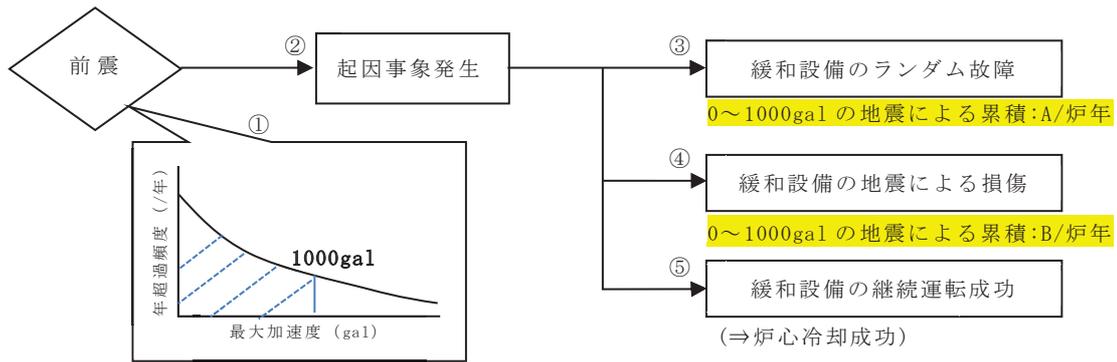
で算出される

2. 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1 Ss 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(1000gal)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1000gal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。

Ss 相当までの地震による全炉心損傷頻度の累積は約 5.3×10^{-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 1.2×10^{-7} /炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約 4.2×10^{-7} /炉年である。



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。

$$\begin{aligned}
 & A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年} \\
 & = \text{約 } 1.2 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 4.2 \times 10^{-7} / \text{炉年} + \text{約 } 4.2 \times 10^{-7} / \text{炉年} \\
 & = \text{約 } 9.5 \times 10^{-7} / \text{炉年}
 \end{aligned}$$

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 $9.5 \times 10^{-7} / \text{炉年}$ となる。この結果は，3. に示した本震のみを考慮した炉心損傷頻度 ($3.0 \times 10^{-8} / \text{炉年}$) に比べると 1 桁程度大きくなっているものの，性能目標の CDF ($10^{-4} / \text{炉年}$) に比べると非常に小さい値となっている。従って，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 S_s による地震力と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 10 施設は，基準地震動 S_s 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・建築物)	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
原子炉建屋原子炉棟	—	—	○
使用済燃料プール	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室待避所遮蔽	—	—	○
緊急時対策所遮蔽	—	—	○
排気筒	○	—	○
貯留堰	○	—	○
取水口	—	○	○
取水路	—	○	○
海水ポンプ室	—	○	○

(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。

- ・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. J E A G 4 6 0 1 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、J E A G 4 6 0 1-1987 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もたせることとする。

ここで、J E A G 4 6 0 1-1987 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) 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)。

【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_{AS} に相当するもの)を設定する。ここでは、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))、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 2×10^{-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、荷重状態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 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と地震と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	—	—	—	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ていること

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。

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。

以上のことから、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。

SA 施設(建物・構築物)の SA 時の条件を踏まえた分類

SA 施設 (建物・構築物)	荷重状態 の分類* 1	分類の根拠
原子炉建屋原子炉棟	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)、通常時においては運転時荷重(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。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。
使用済燃料プール	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)、通常時においては運転時荷重(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。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。
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。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。
中央制御室待避所遮蔽	c	中央制御室待避所遮蔽については DB 施設ではない。
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。
排気筒	b	DB 設計では、常時作用している荷重(固定荷重、風荷重)を考慮している。SA 時においても、屋外で、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。
貯留堰	b	DB 設計では、取水口に設置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、水圧)を考慮している。SA 時においても、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。
取水口 取水路 海水ポンプ室	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。

注記* 1 : 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 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

		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)	原子炉建屋原子炉棟	固定荷重 積載荷重 運転時温度荷重	固定荷重 積載荷重 DB 長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 SA 時温度荷重
	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時温度荷重	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
	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
	緊急時対策所遮蔽	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
	排気筒	固定荷重 風荷重	固定荷重 風荷重	固定荷重 風荷重
	貯留堰	固定荷重 水圧	固定荷重 水圧	固定荷重 水圧
	取水口 取水路 海水ポンプ室	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

J E A G 4 6 0 1-1987 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使用済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-1 から温度荷重を消去すると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、風荷重)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 工認対象設備（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、以上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、今回工認の添付書類「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_s 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 $IV_A S$ 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 (「 $D + P_L + M_L + S_1$ 」 及び 「 $D + P + M + S_2$ 」) となっている。
- 炉内構造物は, 他の耐震 A_s クラス機器*1と同じ組合せ (「 $D + P_D + M_D + S_2$ 」) 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 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 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	容器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A_s	$D + P + M + S_1$	$III_A S$	$III_A S$	-	-	-	$III_A S$	-	-	-
	$D + P_D + M_D + S_1$	-	-	$III_A S$	$III_A S$	-	-	$III_A S$	$III_A S$	$III_A S$
	$D + P_L + M_L + S_1$	$IV_A S$ ⁽²⁾	$III_A S$ ⁽³⁾	-	-	-	$IV_A S$	-	-	-
	$D + P + M + S_2$	$IV_A S$	$IV_A S$	-	-	-	$IV_A S$	-	-	-
	$D + P_D + M_D + S_2$	-	-	$IV_A S$	$IV_A S$	※2	-	$IV_A S$	$IV_A S$	$IV_A S$
A	$D + P_D + M_D + S_1$	-	-	$III_A S$	$III_A S$	$III_A S$	-	$III_A S$	$III_A S$	$III_A S$
B	$D + P_d + M_d + S_B$	-	-	$B_A S$	$B_A S$	$B_A S$	-	$B_A S$	-	$B_A S$
C	$D + P_d + M_d + S_C$	-	-	-	$C_A S$	$C_A S$	-	$C_A S$	-	$C_A S$

- : 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 S クラスの第 5 種管は $IV_A S$ 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、RPV 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、RPV バウンダリに分類している。
- ・炉内構造物は、他の耐震 As 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。