

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

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

平成28年8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.....	2
2.1 設置許可基準規則第 39 条（S A 施設）の規定内容.....	2
2.2 設置許可基準規則第 4 条（D B 施設）の規定内容.....	2
2.3 JEAG4601 の規定内容.....	3
3. S A 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.....	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 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備.....	18
5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備.....	28
5.2.4 S A 施設の支持構造物.....	33
6. 許容応力状態の検討結果.....	34
6.1 全般施設.....	34
6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備.....	35
6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備.....	36
6.4 S A 施設の支持構造物.....	36
7. まとめ.....	37
（補足 1） S A 施設に対する許容応力状態の考え方.....	39
（補足 2） 事象発生確率の考え方.....	46
（補足 3） 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について.....	53
（補足 4） D B A による履歴を考慮しなくてよい理由.....	66

添付資料 .....	68
1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設 .....	69
2. 地震動の超過確率 .....	71
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ .....	74
4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方 .....	76
5. 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について .....	82
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について .....	87
7. 荷重の組合せ表 .....	92
8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について .....	94
9. ABWRにおける運転状態V(LL)の適切性について .....	115
10. 荷重条件として組合せるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について .....	119
参考資料 .....	122
〔参考1〕 設置許可基準規則第39条及び解釈（抜粋） .....	123
〔参考2〕 設置許可基準規則第4条及び解釈 .....	124
〔参考3〕 設置許可基準規則第4条解釈の別記2（抜粋）（1／2） .....	125
〔参考4〕 耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）（1／3） .....	127
〔参考5〕 JEAG4601（抜粋）（1／7）（JEAG4601・補-1984 P.44,45） .....	130
〔参考6〕 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性 .....	137
〔参考7〕 DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較 .....	141
〔参考8〕 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明 .....	144

## 1. はじめに

重大事故等<sup>※1</sup>（以下「SA」という。）の状態が必要となる常設の重大事故等対処施設<sup>※2</sup>（以下「SA施設」という。）については、待機状態において地震により必要な機能が損なわれず、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。

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

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

### 【SA施設の耐震設計の位置づけ】

設計基準事故対処施設（以下「DB施設」という。）が十分に機能せず設計基準事故（以下「DBA」という。）を超える事象が発生した場合に備え、SA施設は、SA時においても、必要な機能が損なわれるおそれがないように耐震設計を行うとともに、常設の施設、可搬型の設備又はその組合せによる設備対策だけでなく、マネジメントによる対策などの多様性を活かしてSAに対処する。

具体的には、

- ① SA施設は、SA時を含む各運転状態と地震の組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行う。
- ② 可搬設備等を活用することにより、事故の緩和・収束手段に多様性を持たせ、頑健性を高める。

とする。

以上の内容を踏まえ、①に記載の施設の具体的な設計条件を決めるにあたり、SA施設については、「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（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号）」（以下、「設置許可基準規則」という。）及び「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984」、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987」、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」（一社）日本電気協会（以下、総称して「JEAG4601」という。）等の規格・基準に基づき、検討を実施した。

## 2. 基準の規定内容

S A施設、D B施設の耐震性の要求は、それぞれ設置許可基準規則第 39 条、第 4 条に規定されている。そこで、S A施設及びD B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 設置許可基準規則第 39 条（S A施設）の規定内容

- (1) S A施設の耐震性については、設置許可基準規則の第 39 条に規定されている。〔参考 1〕
- (2) S A施設のうち、常設耐震重要重大事故防止設備が設置されるS A施設については、設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 1 号において、「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。」が求められている。〔参考 1〕
- (3) S A施設のうち、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が設置されるS A施設については、設置許可基準規則の第 39 条第 1 項第 2 号において、「第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。」が求められている。〔参考 1〕これは、D B施設の耐震B Cクラスと同等の設計とすることが要求されているものであるが、耐震B Cクラスは事故時荷重との組合せを実施しないため、本資料では省略する。なお、常設重大事故防止設備（設計基準拡張）については、設計基準事故対処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに従って地震力を分類する。
- (4) S A施設のうち、常設重大事故緩和設備が設置されるS A施設については、設置許可基準規則第 39 条第 1 項第 3 号において、「基準地震動による地震力に対して重大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。」が求められている。〔参考 1〕
- (5) 設置許可基準規則の第 39 条の解釈において、「第 39 条の適用に当たっては、本規程別記 2 に準ずるものとする。」とされている。〔参考 1〕

### 2.2 設置許可基準規則第 4 条（D B施設）の規定内容

- (1) D B施設の耐震性については、設置許可基準規則の第 4 条に規定されている。〔参考 2〕
- (2) 耐震Sクラス施設については、設置許可基準規則の第 4 条第 3 項において、「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が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。」とされている。〔参考 2〕
- (3) 設置許可基準規則の第 4 条の解釈において、「別記 2 のとおりとする。」とされている。〔参考 2〕
- (4) 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ことを満たす要件は、設置許可基準規則解釈第 4 条の解釈の別記 2（以下、「別記 2」という。）において、「建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体とし

ての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。」が求められている。〔参考3〕

(5)  $S_s$  に対して安全機能が損なわれるおそれがないことを満たす要件は、別記2において、「機器・配管系については、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基準地震動による地震力を組合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。なお、上記により求められる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。」が求められている。〔参考3〕

(6) 別記2において、「運転時の異常な過渡変化及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組合せて考慮すること。」が求められている。〔参考3〕

### 2.3 JEAG4601 の規定内容

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

#### (1) 荷重の組合せ

JEAG4601・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としては、以下のとおり。

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

以上の規定内容に基づき、JEAG4601において組合せるべき荷重を整理したものを表2.3.1に示す。表2.3.1では、事象の発生確率、継続時間、地震動の発生確率を踏まえ、その確率が  $10^{-7}$ /炉年以下となるものは組合せが不要となっている。

表 2.3.1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

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	$S_2$ 従属									
	1分以内										$S_1+II$
	1時間以内						$S_2+II$			$S_1+II$	
	1日以内					$S_1+II$		$S_1+II$		$S_1+IV$	
	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 $10^{-9}$ 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 $10^{-6} \sim 10^{-3}$ /サイト・年と設定されるが、ここでは $5 \times 10^{-6} \sim 10^{-4}$ /サイト・年を用いた。  
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

## (2) 運転状態と許容応力状態

JEAG4601・補-1984 重要度分類・許容応力編における、運転状態と許容応力状態に関する記載は以下のとおりであり、プラントの運転状態Ⅰ～Ⅳに対応する許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub>～Ⅳ<sub>A</sub> 及び、地震により生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<sub>A</sub>S, Ⅳ<sub>A</sub>S を定義している。

### 【運転状態】

- 運転状態Ⅰ : 告示の運転状態Ⅰの状態  
運転状態Ⅱ : 告示の運転状態Ⅱの状態  
運転状態Ⅲ : 告示の運転状態Ⅲの状態  
運転状態（長期）Ⅳ(L) : 告示の運転状態Ⅳの状態のうち、長期間のものが作用している状態  
運転状態（短期）Ⅳ(S) : 告示の運転状態Ⅳの状態のうち、短期間のもの（例：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<sub>A</sub> : 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<sub>A</sub>\* : E C C S 等のように運転状態Ⅳ(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態Ⅰ<sub>A</sub> に準ずる。  
許容応力状態Ⅱ<sub>A</sub> : 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<sub>A</sub> : 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<sub>A</sub> : 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<sub>A</sub>S : 許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub> を基本として、それに地震により生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<sub>A</sub>S : 許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub> を基本として、それに地震により生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

設置許可基準規則第 39 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。主な施設を重大事故シーケンスに基づき整理したリストを添付資料 1 に示す。また、当該リストに整理した主要施設を原子炉格納容器内外で整理したものを表 2 に示す。

#### (2) SA施設の運転状態

SA施設は、DB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、重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態 V(S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態 V(L)、V(L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態 V(LL)とする。

#### 【運転状態の説明】

I～IV：JEAG4601 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

設置許可基準規則の解釈別記 2 及び JEAG4601 に基づき耐震評価を行うDB施設の考え方を踏まえた、SA施設における荷重組合せの基本方針は以下のとおり。

##### a. DB施設の組合せの考え方

- ・基準地震動  $S_s$ （以下  $S_s$ ）、弾性設計用地震動  $S_d$ （以下  $S_d$ ）による地震力と運転状態の組合せを考慮する。
- ・運転状態 I～IVを想定する。
- ・地震の従属事象については、地震による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、 $S_s$ 若しくは  $S_d$ の超過確率を踏まえ、発生確率が  $10^{-7}$ /炉年超の事象は組合せる。
- ・原子炉格納容器は、原子炉冷却材喪失事故(以下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  $S_d$ による地震力との組合せを考慮する。

#### b. SA施設の組合せ方針

- ・  $S_s$ 、 $S_d$ による地震力と運転状態の組合せを考慮する。
- ・ 運転状態Ⅰ～Ⅳを想定するとともに、それを超えるSAの状態と、運転状態Ⅴを想定する。
- ・ 地震の従属事象については、地震による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 $S_d$ の超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組合せるか否かを判断する。

組合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 $S_d$ の超過確率の積との比較等により判断する。

- ・ SAが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づくとともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。
- ・ 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最高水準の耐震設計を行う。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、重大事故時の格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える $200^{\circ}\text{C}$ 、 $2Pd$ （最高使用圧力の2倍の圧力）の条件で、原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれ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、設置許可基準規則では、「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、JEAG4601のDB施設に対する規定内容を踏まえ、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。（補足1）

a. DB施設における方針

- ・弾性設計の許容限界として、運転状態Ⅲに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S を用いる。
- ・機能維持設計の許容限界として、運転状態Ⅳに対する許容応力状態に地震力に対する制限を加えた許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>S を用いる。

b. SA施設における方針

- ・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。
- ・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>A</sub>Sを定義する。

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>A</sub>S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>A</sub>S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、柏崎刈羽6号炉及び7号炉では、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>A</sub>S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> : JEAG4601 で設定している許容応力状態

Ⅲ<sub>A</sub>S～Ⅳ<sub>A</sub>S : JEAG4601 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

(SA時に要求される機能が満足できる許容応力状態)

V<sub>A</sub>S : 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)

表 3.1 原子炉格納容器及び原子炉圧力容器を防護対象とする主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故等対処施設	
	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	—	熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ 原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプ 原子炉補機冷却系海水ポンプ 原子炉補機冷却系熱交換器 復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 可搬型代替注水ポンプ(A-2級) 格納容器内水素濃度 (SA) 格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度

表 3.1 原子炉格納容器及び原子炉圧力容器を防護対象とする主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故等対処施設	
	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉圧力容器	逃がし安全弁	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能） ATWS緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能） ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク 高圧代替注水系ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心注水系ポンプ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） 自動減圧系の起動阻止スイッチ 可搬型代替交流電源設備（電源車） AM用直流 125V 充電器 高圧窒素ガスポンプ 復水移送ポンプ 可搬型代替注水ポンプ（A-2級） 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器

#### 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

組合せの基本方針において、地震従属事象は $S_s$ と組合せ、独立事象はその事象の発生確率、継続時間及び地震動の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合せることとしていることから、まず、荷重の組合せの検討にあたって、運転状態 $V$ が、地震の従属事象、独立事象の何れに該当するか判断する。従属事象と判断された場合は、 $S_s$ と組合せ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。

##### (2) 施設分類

対象施設は設置許可基準規則、技術基準規則、JEAG4601の分類等を踏まえた分類を行い、その分類毎に組合せ方針を検討することとする。対象施設は以下のとおり分類する。

SA施設は、設置許可基準規則の解釈別記2から「機器・配管系」と「建物・構築物」に分類される。ここで、建物・構築物についても、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。(添付資料4「建物・構築物のSA施設としての設計の考え方」参照)また、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。)と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。)については、「重大事故等対策の有効性評価」により得られたSA時の圧力・温度の推移を用いて検討を行うことから他の施設とは別にSA荷重と地震力の組合せを検討する。

以上のことから、以降の検討では施設を図4.1のとおり分類し、建物・構築物を含む全般施設は、PCVバウンダリ、RPVバウンダリ以外の機器・配管系の組合せ方針を適用する。なお、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。

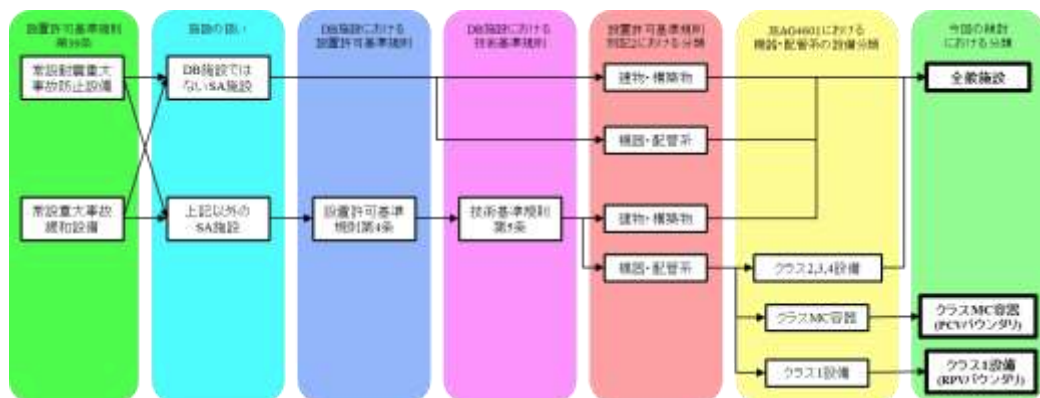


図 4.1 施設の分類の考え方

### (3) 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順

独立事象に対して、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、事象の発生確率，継続時間，地震動の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，選定フローを図 4.3 に示す。

#### 【選定手順】

- ① S A事象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超過確率を参照し，JEAG4601・補-1984 で記載されている  $S_2$ ， $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ， $S_d$  の超過確率に読み替えて適用する。（添付資料 2 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う。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，柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉では，DB施設の設計の際のスクリーニング基準である  $10^{-7}$ /炉年に保守性を見込んだ  $10^{-8}$ /炉年とする。（補足 2）
- ④ ①②の積と③を踏まえて弾性設計用地震動  $S_d$  または，基準地震動  $S_s$  と組合せるべき S Aの継続時間を設定する。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  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期(LL)（運転状態V (LL)）とする。
- ⑤ ④を踏まえて，施設分類毎に荷重の組合せを検討する。

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	重大事故等の発生確率	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 $S_d$	基準地震動 $S_s$	
$10^{-8}$ /年以上	$10^{-4}$ /年 <sup>※1</sup>	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年 <sup>※2</sup>	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年 <sup>※2</sup>	$2 \times 10^{-1}$ 年以上

※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  $10^{-4}$ /年とした。

※2：JEAG4601-1984 に記載されている地震動  $S_2$ ， $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ， $S_d$  に読み換えた

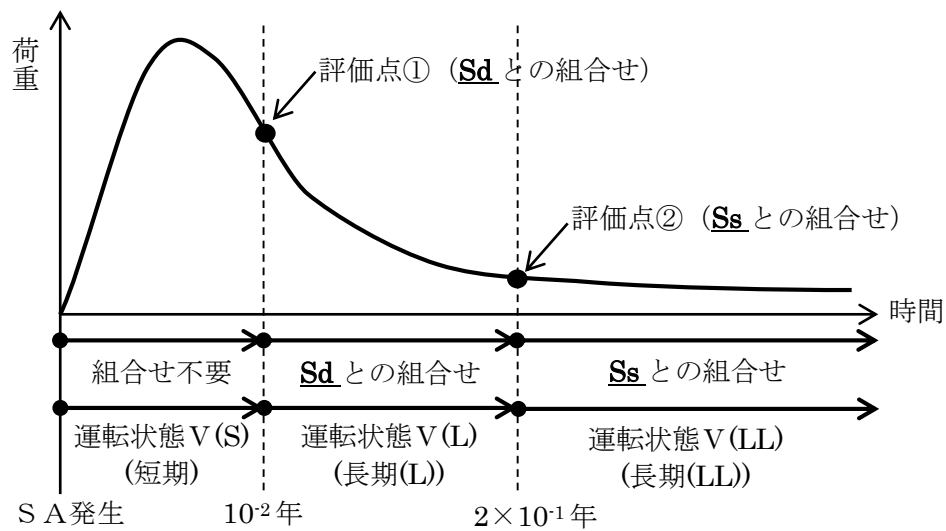


図 4.2 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

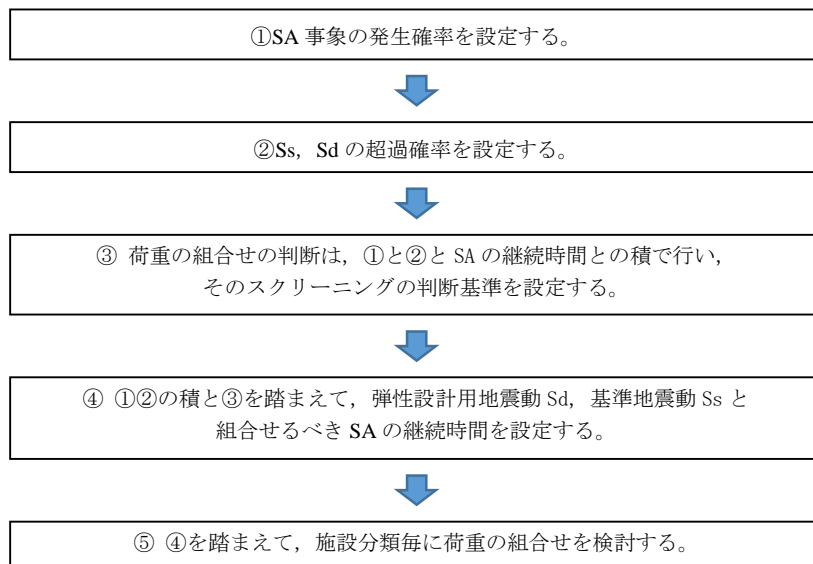


図 4.3 独立事象に対する荷重の組合せの選定手順



## 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 S A 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、P C V バウンダリ、R P V バウンダリに分けて、S A 荷重と地震力の組合せ条件を検討する。なお、S A 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、D B 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、D B 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。

耐震 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。この安全機能にかかる設計は、耐震 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。耐震 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、D B 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することとする。

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合せる。なお、地震 P R A の結果を参照し、確率論的な考察を実施した。S A 施設に期待した場合の地震 P R A 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 (C D F) であって、S A 施設による対策の有効性の評価が D B 条件を超えるものの累積値は、 $8.2 \times 10^{-8}$ /炉年である。性能目標の C D F ( $10^{-4}$ /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、 $8.2 \times 10^{-8}$ /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 D B 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。(「(補足 3) 「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、以下では施設分類毎に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。

#### (2) 地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  の超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2参照)

#### (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)で得られた値の積により、組合せの目安となる継続時間を判断する。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  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。

表 5.2.1.1 組合せの目安となる継続時間

事故 シーケンス	重大事故等の 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 <sup>※2</sup>		
全てのSA	$10^{-4}$ /年 <sup>※1</sup>	基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年 <sup>※2</sup>	$10^{-8}$ /年以上	$10^{-2}$ 年以上
					$2 \times 10^{-1}$ 年以上

※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  $10^{-4}$ /年とした。

※2：JEAG4601-1984 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  $S_s$ ,  $S_d$  に読み換えた

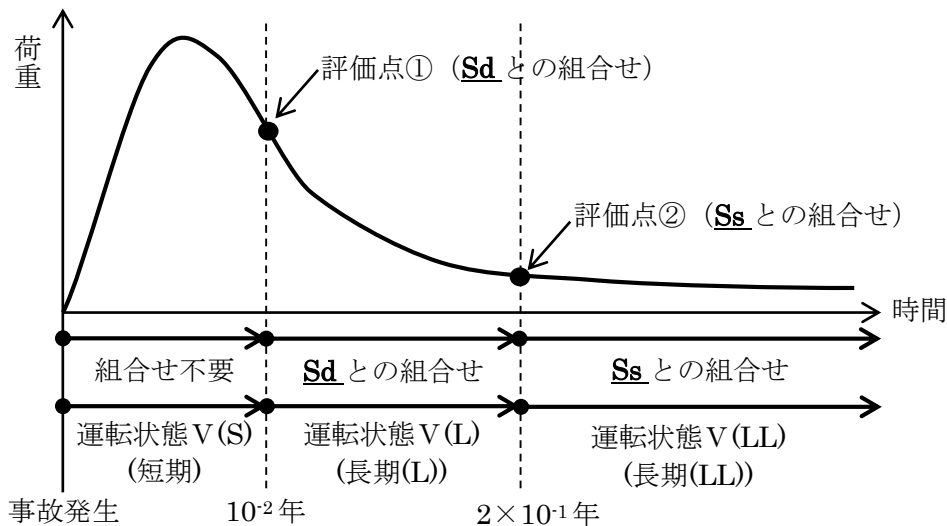


図 5.2.1.1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

#### (4) 荷重組合せの検討

(1)～(3)から、SAの発生確率、地震動の超過確率と掛け合わせた発生確率は表3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超過確率を参照し、地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

表 5.2.1.2 の SA の発生確率、地震動の超過確率、組合せの目安となる SA の継続時間との積を考慮し、SA 発生後  $10^{-2}$  年以上に  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間のうち最大となる荷重と S d を組合せる。また、SA 発生後  $2 \times 10^{-1}$  年以上の期間における最大値と S s による地震力を組合せることとする。

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

表 5.2.1.2 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，SA発生後の最大荷重とS<sub>s</sub>による地震力を組合せることとする。

## 5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

### (1) SAの発生確率

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

### (2) 地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  の超過確率に読み替えて適用する。(添付資料2 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  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期(LL)(運転状態V(LL)) とする。

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	重大事故等の発生確率	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 <sup>※2</sup>		
全てのSA	$10^{-4}$ /年 <sup>※1</sup>	基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年 <sup>※2</sup>	$10^{-8}$ /年以上	$10^{-2}$ 年以上
					$2 \times 10^{-1}$ 年以上

注(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  $10^{-4}$ /年とした。

注(2)：JEAG4601-1984 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  $S_s$ ,  $S_d$  に読み換えた

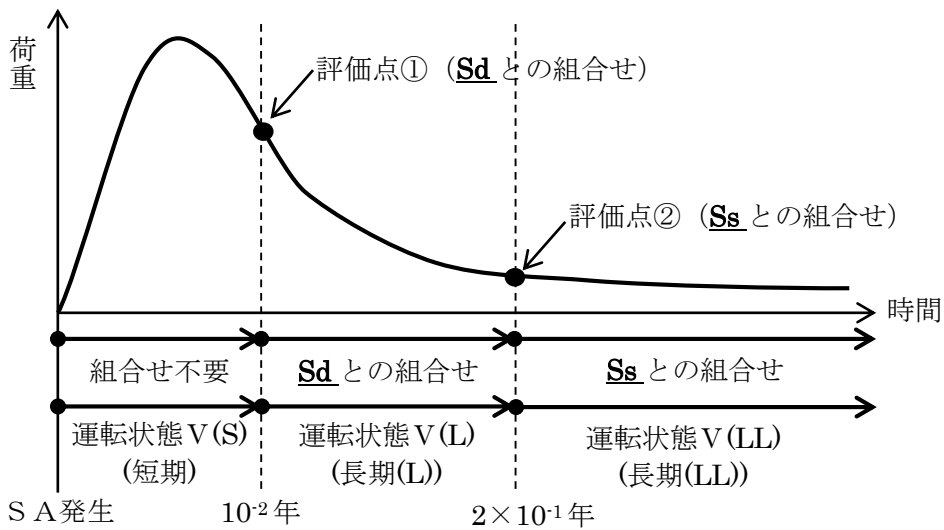


図 5.2.2.1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(4) 荷重の組合せの検討

a. SAの選定

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下表に示す。

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	
全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)	○
全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	○
全交流電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	○
全交流電源喪失(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)	× <sup>※1</sup>
「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）	
代替循環冷却を使用する場合	○
代替循環冷却を使用しない場合	○
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

※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）（代替循環冷却を使用しない場合）

なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等において、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等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，重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで，各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており，他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる（本来は，高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）（代替循環冷却を使用しない場合）」は，大破断LOCAが発生し，流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，炉心損傷に伴うジルコニウム－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により，原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。

上記の2つの事故シーケンスグループ等について，事故発生後の原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度， $10^{-2}$ 年の圧力及び温度を表5.2.2.2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 5.2.2.2 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 （代替循環冷却を使用する 場合）	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却を使用し ない場合）
最高圧力	約 0.60MPa[gage]	約 0.62MPa[gage]
最高温度	約 165℃ <sup>※1</sup>	約 168℃ <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℃ <sup>※3</sup>	約 139℃

※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℃であるが、保守的に最高温度は 0.62MPa の飽和温度とする

※3：サブプレッション・チェンバの最高温度

表 5.2.2.2 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、S A 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等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、S A 発生後 10<sup>-2</sup>年前を V(S)（S A 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。

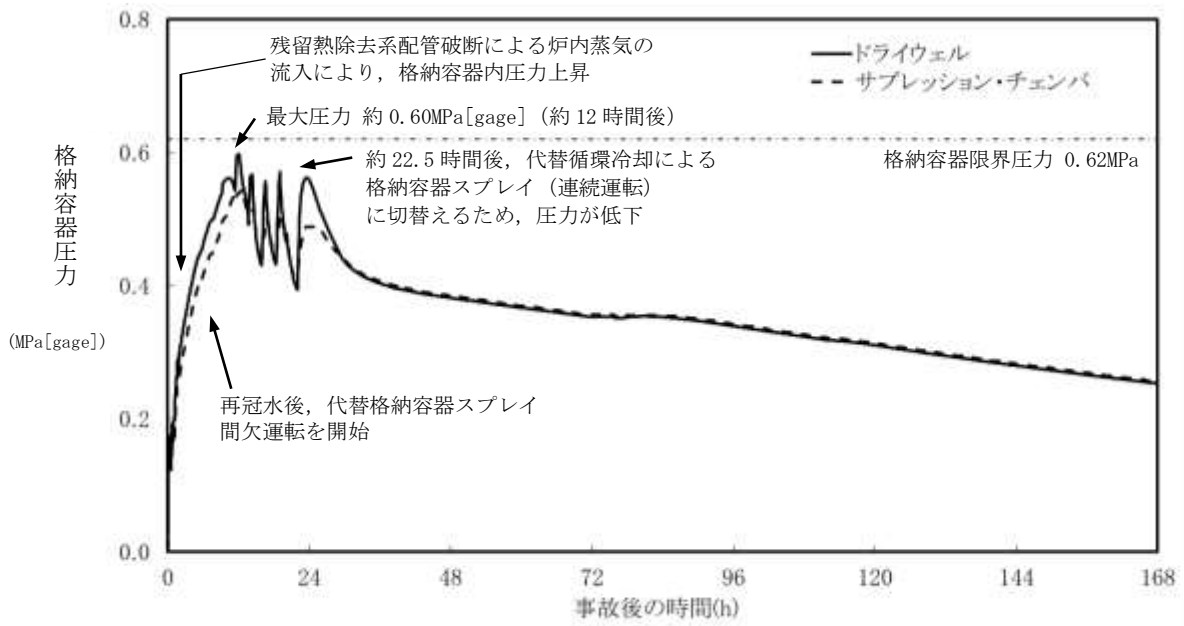


図 5.2.2.2 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用する場合）における格納容器圧力の推移

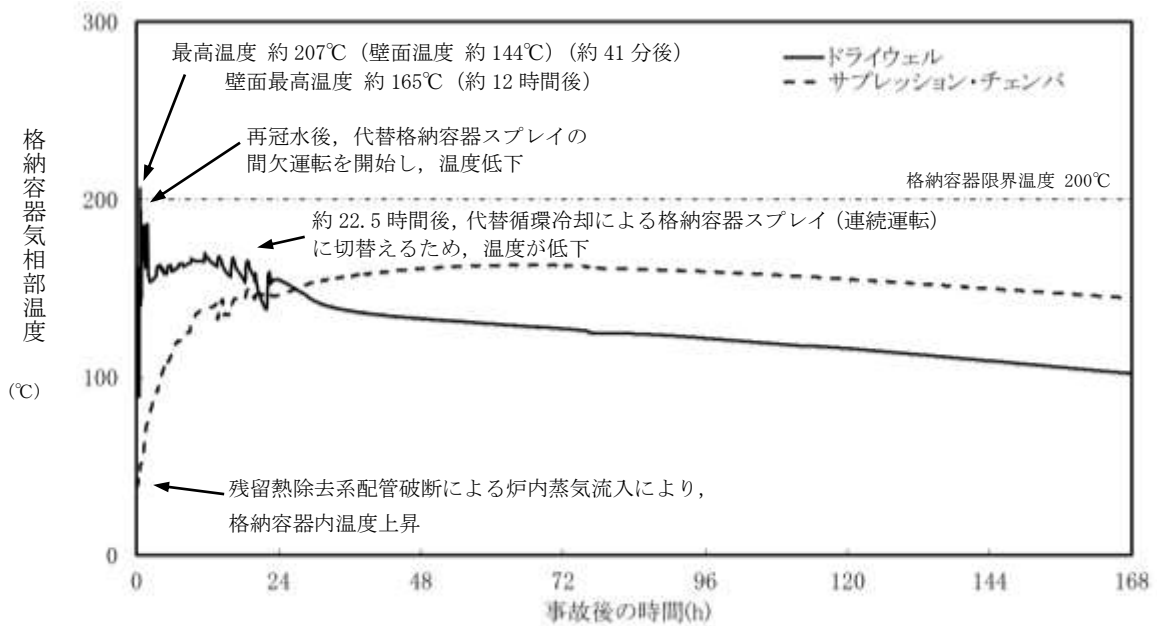


図 5.2.2.3 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移

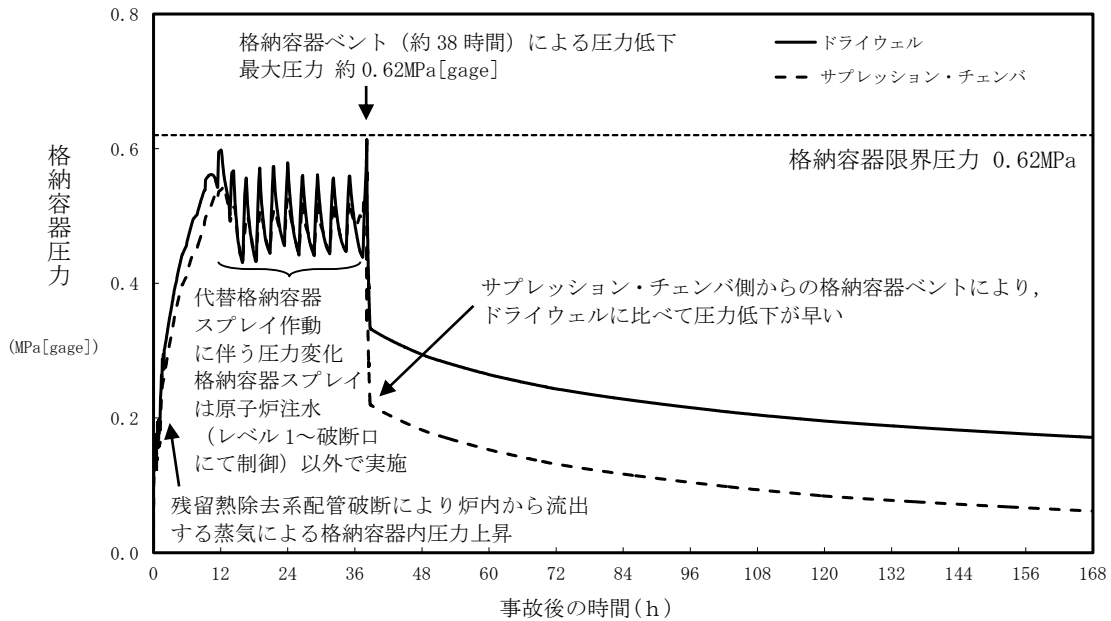


図 5.2.2.4 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）における格納容器圧力の推移

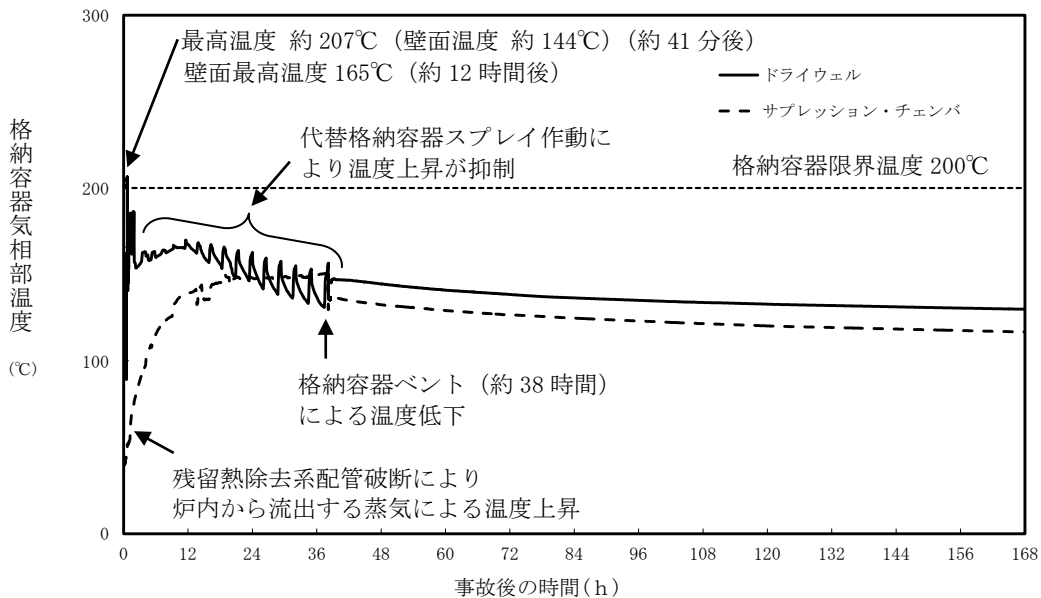


図 5.2.2.5 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）における格納容器温度（気相部）の推移

【長期(L)および長期(LL)における荷重の継続時間】

S A 発生後の原子炉格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として代替循環冷却を使用する場合と代替循環冷却を使用しない場合では大幅に挙動が異なる。S A 発生後 10<sup>-2</sup> 年という断面においては、表 5.2.2.2 に示したとおり、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用する場合）の方が圧力及び温度ともに高い。かつ、除熱機能の確保はS A 設備である代替循環冷却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。

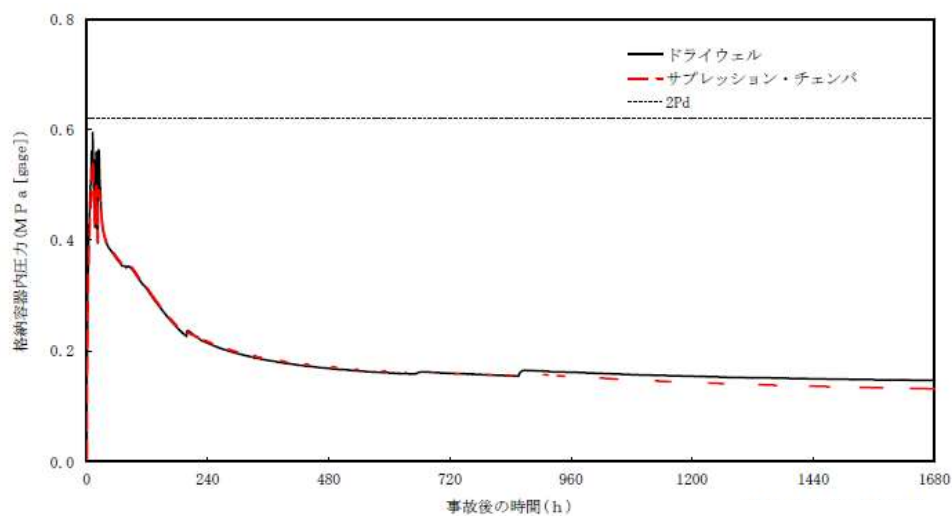


図 5.2.2.6 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用する場合）における格納容器圧力の推移（長期間解析）

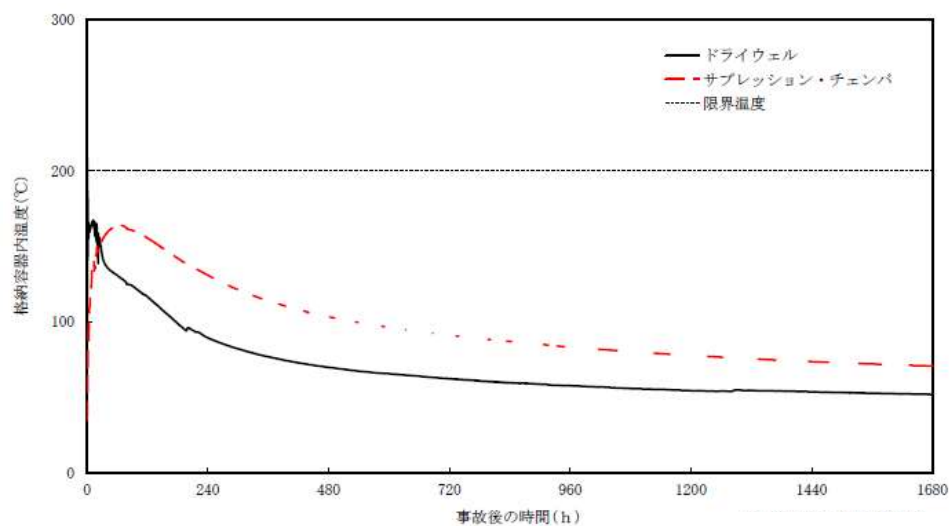


図 5.2.2.7 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）

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 5.2.2.3 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・温度は上回るごととなる。

表 5.2.2.3 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°C※ <sup>1</sup>

※1：サブプレッション・チェンバの温度

(1)～(3)から、S A の発生確率、継続時間、地震の発生確率（添付資料 2 参照）を踏まえた事象発生確率は表 5.2.2.4 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超過確率を参照し、地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

以上より、表 5.2.2.2 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、S A 発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10^{-1}$  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（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を S d と組合せる。また、S A 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 による地震力を組合せることとする。

表 5.2.2.4 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
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

(5) 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，SA発生後の最大となる荷重とS<sub>d</sub>による地震力を組合せることとする。

### 5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

#### (1) SAの発生確率

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

#### (2) 地震動の超過確率

地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、JEAG4601・補-1984 で記載されている  $S_2$ ,  $S_1$  の発生確率を  $S_s$ ,  $S_d$  の超過確率に読み替えて適用する。(添付資料 2 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) で得られた値の積により、組合せの目安となる継続時間を判断する。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  $2 \times 10^{-1}$  年以降を長期(LL)(運転状態V(LL)) とする。

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	重大事故等の 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 <sup>※2</sup>		
全てのSA	$10^{-4}$ /年 <sup>※1</sup>	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年 <sup>※2</sup>	$10^{-8}$ /年以上	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ /年 <sup>※2</sup>		$2 \times 10^{-1}$ 年以上

※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  $10^{-4}$ /年とした。

※2：JEAG4601-1984 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  $S_s$ ,  $S_d$  に読み換えた

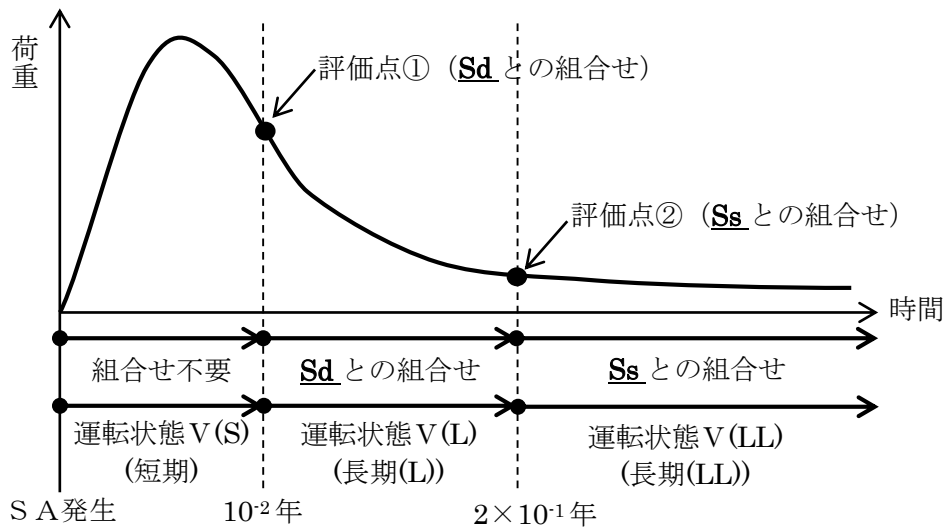


図 5.2.3.1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(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」である。「原子炉停止機能喪失」は、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。

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	
全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)	×
全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +RCIC 失敗	×
全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) +直流電源喪失	×
全交流電源喪失 (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)	
代替循環冷却を使用する場合	—※2



代替循環冷却を使用しない場合	—※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

※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、事故後、急速に減圧するシナリオであり、また、他のシナリオは、原子炉が高圧の状態維持（その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御）するが、原子炉水位がBAF+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抱絡される。

※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抱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、「全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」、「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閉失敗が発生していることを前提にしており、表7に示すDB条件を超えることはない。

「原子炉停止機能喪失」（以下、「ATWS」という。）の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（ARI）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクリュー機能が、電気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，スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し，最も早く原子炉冷却材圧力が上昇する事象である。

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

- ・原子炉停止機能喪失

この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉圧力の最高値，原子炉冷却材温度の最高値を表5.2.3.2に示す。

表 5.2.3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリの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 8.92MPa[gage]
最高温度	約 304℃

表 5.2.3.2 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 5.2.3.2 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～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。

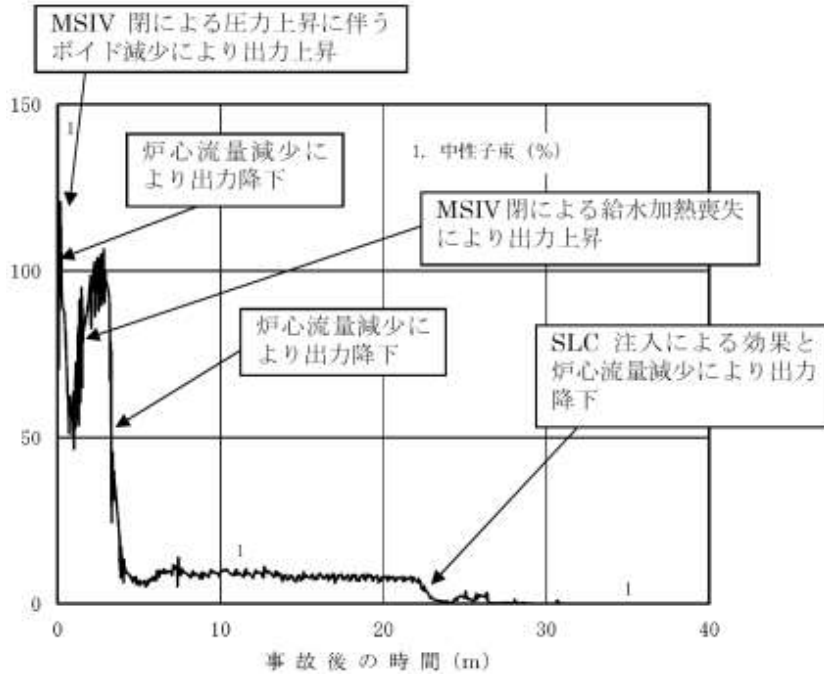
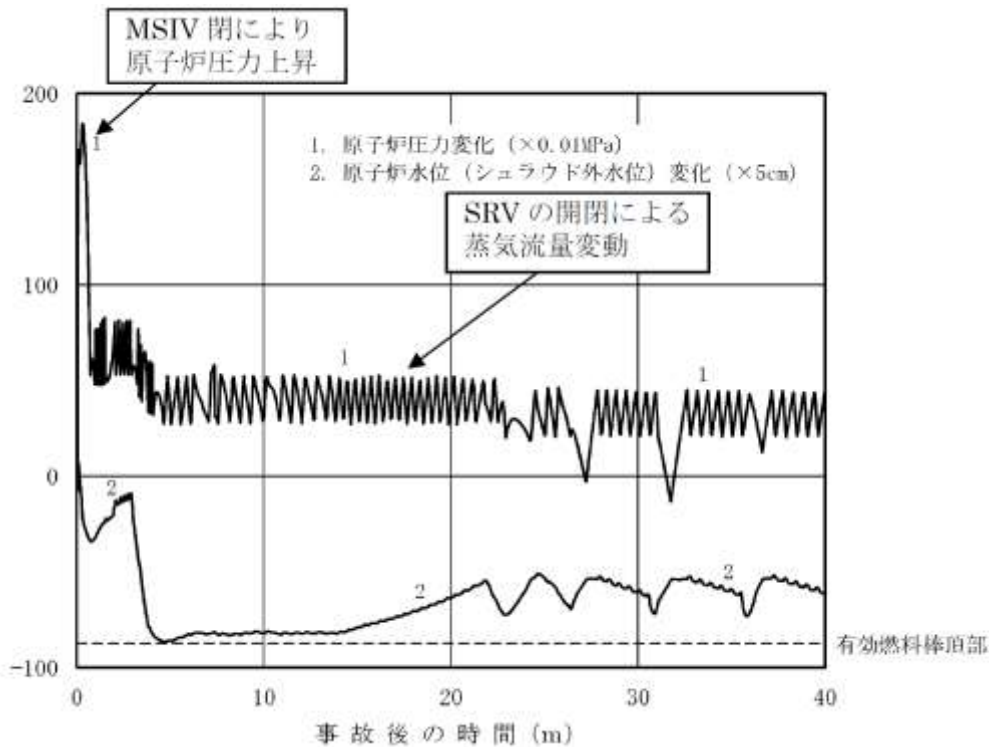


図 5.2.3.2 原子炉停止機能喪失における中性子束の時間変化  
(事象発生から 40 分後まで)



\*: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、S A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 5.2.3.3 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。

【R P VバウンダリのS Aの発生確率、継続時間、地震動の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超過確率を参照し、地震動の超過確率は JEAG4601・補-1984 に記載の発生確率を用いている。

表 5.2.3.3 より、S Aの発生確率、継続時間、地震動の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S A 後長期(L) 荷重、S sによる地震力とS A後長期(LL) 荷重を組合せる。

表 5.2.3.3 S A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	S Aの発生確率	地震の発生確率	組合せの目安となるS A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 $2 \times 10^{-1}$ 年未満	V(L)	$10^{-8}$ /炉年以下
		S s : $5 \times 10^{-4}$ /年以下	$2 \times 10^{-1}$ 年以上	V(LL)	$10^{-8}$ /炉年以下

#### (5) まとめ

以上より、R P Vバウンダリとしては、S A後長期(LL)に生じる荷重とS sによる地震力、S A後長期(L)に生じる荷重とS dによる地震力を組合せることとする。

#### 5.2.4 S A施設の支持構造物

S A施設の支持構造物については、S A 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合せる。ただし、S A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：JEAG4601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>：JEAG4601で設定している許容応力状態と同じ

III<sub>A</sub>S～IV<sub>A</sub>S：JEAG4601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>A</sub>S：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 d	S s	S d	S s	
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DBと同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DBと同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV <sub>A</sub> ECCS等： I <sub>A</sub> *	III <sub>A</sub> S※1	—	III <sub>A</sub> S※1	—	DBと同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV <sub>A</sub>	—	—	—	—	—
V(LL)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>A</sub> S※2	V <sub>A</sub> Sの許容限界は、柏崎刈羽6号炉及び7号炉では、IV <sub>A</sub> Sと同じものを適用する。
V(L)						
V(S)						

※1：ECCS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 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

5.2.2 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 6.2.1 に示す。DB条件における評価では、S<sub>d</sub>と事故後長期荷重の組合せではⅢ<sub>A</sub>S を許容応力状態としているが、これは、ECCS 等と同様、原子炉格納容器が事故を緩和・収束させるために必要な施設に挙げられていることによるものである。また、DB施設として原子炉格納容器については、LOCA後（DBA）の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で、LOCA後の最大内圧とS<sub>d</sub>の組合せを実施している。SA施設としての原子炉格納容器については、最終障壁としての安全裕度の確認として、重大事故時の原子炉格納容器の最高温度、最高内圧を大きく超える 200℃、2Pd 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。

表 6.2.1 PCVバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
I	I <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	—	Ⅳ <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	—	Ⅳ <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	Ⅳ <sub>A</sub> S	—	Ⅳ <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV(L)	I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	—	Ⅲ <sub>A</sub> S	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S <sup>※1</sup>	—	—	—	—
V(LL)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>A</sub> S <sup>※2</sup>	V <sub>A</sub> S の許容限界は、柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉では、Ⅳ <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
V(L)	V <sub>A</sub>			V <sub>A</sub> S <sup>※2</sup>	—	
V(S)	V <sub>A</sub>			—	—	—

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

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

### 6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備

5.2.3 項の荷重の組合せ方針から、各組合せ条件に対する許容応力状態を表 6.3.1 に示す。DB条件における評価では、S dと事故後長期荷重の組合せでは、E C C S 等はIII<sub>A</sub>S を許容応力状態としているが、これは、E C C S 等が事故時に運転を必要とする施設に挙げられていることによるものである。

表 6.3.1 R P Vバウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	DB施設		SA施設		備考
		S d	S s	S d	S s	
I	I <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
II	II <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	—	IV <sub>A</sub> S	DB と同じ許容応力状態とする。
IV(L)	IV <sub>A</sub> E C C S 等: I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S <sup>※1</sup>	—	IV <sub>A</sub> S <sup>※1</sup>	—	DB と同じ許容応力状態とする。
IV(S)	IV <sub>A</sub>	—	—	—	—	—
V(LL)	V <sub>A</sub>			—	V <sub>A</sub> S	V <sub>A</sub> S の許容限界は、柏崎刈羽6号炉及び7号炉では、IV <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
V(L)	V <sub>A</sub>			V <sub>A</sub> S	—	
V(S)	V <sub>A</sub>			—	—	—

※1：E C C S に係るものはIII<sub>A</sub>S

### 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 $S_s$ 、 $S_d$ いずれか適切な地震力を組合せて評価することとし、その組合せ検討結果としては、以下のとおりとなる。

**【凡例】**  
 ○：組合せ要  
 -：組合せ不要

**【全般施設】**

	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 <sup>※1</sup>	10 <sup>-4</sup> /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	SA発生後全期間	10 <sup>-8</sup> /炉年以上	○	SA荷重 + $S_s$
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下	SA発生後全期間	10 <sup>-8</sup> /炉年以上	○	

※1：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 $S_s$ を組合せる。

**【PCVバウンダリ】**

	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	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	10 <sup>-2</sup> /年未満	10 <sup>-8</sup> /炉年以下	-	SA発生後の最大荷重 + $S_d$
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		5 × 10 <sup>-10</sup> /炉年	-	
$S_d : 10^{-2}$ /年以下		10 <sup>-2</sup> /年以上，	2 × 10 <sup>-7</sup> /炉年未満	○	SA荷重 V(LL) + $S_s$	
$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		2 × 10 <sup>-1</sup> 年未満	10 <sup>-9</sup> /炉年以下	-		
SA荷重 V(LL)	10 <sup>-4</sup> /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	2 × 10 <sup>-1</sup> 年以上	2 × 10 <sup>-7</sup> 以下	- <sup>※1</sup>	SA荷重 V(LL) + $S_s$
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年以下	○	

※1： $S_s$ による評価に包含されるため“-”としている。



【R P Vバウンダリ】

	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 以下	—	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	—	
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>-9</sup> /炉年 以下	—	
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> 以下	—*1	
		S s : 5×10 <sup>-4</sup> / 年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年以 下	○	

※1 : S s による評価に包含されるため “—” としている。

(補足 1) S A施設に対する許容応力状態の考え方

1. はじめに

S A施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「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」（第 39 条第 1 項第 1 号，第 3 号）とされており，許容限界の設定に際しては，D B施設の機能維持設計の解釈である第 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，JEAG4601 のD B施設に対する規定内容を踏まえ，S A施設における荷重の組合せと許容限界の設定方針を定めた。

本資料では，D B施設を兼ねるS A施設である原子炉格納容器を代表に，許容応力状態の考え方を示す。

2. D B施設としての原子炉格納容器の考え方

D B施設の耐震設計として，設置許可基準規則では，弾性設計（第 4 条第 1 項）と機能維持設計（第 4 条第 3 項）が求められている。それらの基本的な考え方は，別記 2 によると，以下のとおりである。

【地震力】

事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組合せて考慮すること

【許容限界】

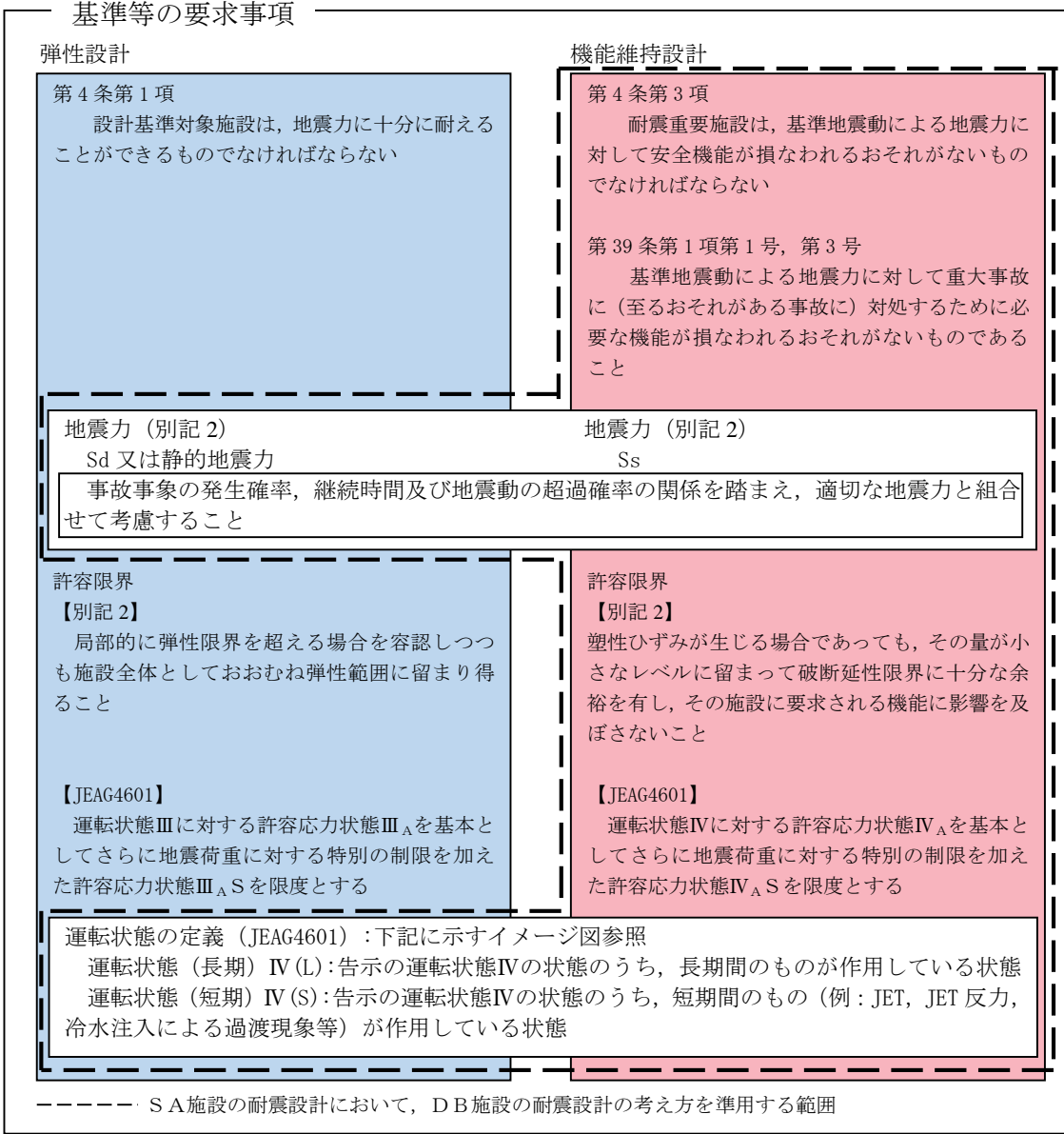
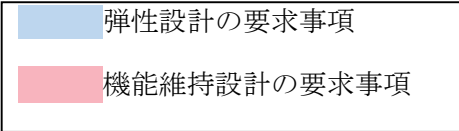
弾性設計：局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体としておおむね弾性範囲に留まり得ること

機能維持設計：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

これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足 1.1 図に示す。

JEAG4601 の許容応力状態の基本的な考え方を参考に，D B施設の各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を，補足 1.1 表に整理した。運転状態 I ～ III と弾性設計用地震動 S d の組合せに対しては，許容応力状態 III<sub>A</sub>S の許容限界が，又，運転状態 I ～ III と基準地震動 S s の組合せ及び運転状態 IV と弾性設計用地震動 S d の組合せに対しては，許容応力状態 IV<sub>A</sub>S の許容限界が適用される。

ここで，JEAG4601 において，E C C S 等および原子炉格納容器に属する機器は，本来運転状態 IV (L) を設計条件としていることから，運転状態 IV (L) と弾性設計用地震動 S d の組合せに対して，許容応力状態 III<sub>A</sub>S の許容限界を適用している。この考え方を反映し，D B施設の原子炉格納容器についての各運転状態と地震力との組合せに対する許容応力状態を補足 1.2 表の通り定めた。



補足 1.1 図 弾性設計と機能維持設計の考え方

補足 1.1 表 許容応力区分 (ECCS 等以外)

地震動 運転状態	—*	S d	S 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
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV (L)	IV <sub>A</sub>	IV <sub>A</sub> S	—
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—	—

※ 本列には、強度評価で使用する許容応力状態を記載しているが、JEAG4601 に倣い、—と記載する。(以降の表も同様)

補足 1.2 表 許容応力区分 (ECCS 等)

地震動 運転状態	—*	S d	S 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
III	III <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S
IV (L)	I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	III <sub>A</sub> S	—
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—*	—

**【JEAG4601】**

ECCS 等に属する機器は、本来運転状態IV (L) を設計条件としている。すなわち当該設備においては、この状態が運転状態Iに相当するので、許容応力状態 I<sup>\*</sup><sub>A</sub> とした。

※ 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造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 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。

### 3. SA施設としての原子炉格納容器の考え方

SA施設の耐震設計として、設置許可基準規則では、「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」（第39条第1項第1号、第3号）とされており、以下のとおり、機能維持設計の解釈である第4条第3項に係る別記2の規定に準ずる。

#### 【地震力】

事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組合せて考慮すること

#### 【許容限界】

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

DB施設の考え方のうち、SA施設の機能維持設計で準ずる範囲を補足1.1図の破線で示す。これらを基に、以下のとおり、SA施設としての原子炉格納容器の地震力及び許容限界を検討した。

#### 【地震力】

事故発生時を基点として、 $10^{-2}$ 年までの期間を短期（運転状態V(S)）、 $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)（運転状態V(L)）、 $2 \times 10^{-1}$ 年以降を長期(LL)（運転状態V(LL)）と定義し、頻度概念を適用して各運転状態と組合せる適切な地震力を検討した。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各パラメータの設定にあたり、以下の事項を考慮した。

- ① SAの発生確率は、個別プラントの炉心損傷頻度（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。
- ② 地震ハザード解析結果から得られる超過確率を参照し、地震動の超過確率はJEAG4601・補-1984に記載の発生確率を用いた。

その結果、運転状態V(L)と組合せる地震力として、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力、運転状態V(LL)と組合せる地震力として、基準地震動 $S_s$ による地震力を選定した。（補足1.3表 参照）

補足 1.3 表 原子炉格納容器の S A と地震の組合せの検討結果

運転状態	① S A の発生確率	② 事象の継続時間	③ 地震動の超過確率	④ ①～③の積
V (S)	1.0×10 <sup>-4</sup> /炉年	0 年～10 <sup>-2</sup> 年	S s : 5×10 <sup>-4</sup> /年未満	10 <sup>-9</sup> /炉年未満
			S d : 10 <sup>-2</sup> /年未満	10 <sup>-8</sup> /炉年未満
V (L)		10 <sup>-2</sup> ～2×10 <sup>-1</sup> 年	S s : 5×10 <sup>-4</sup> /年未満	10 <sup>-8</sup> /炉年未満
			S d : 10 <sup>-2</sup> /年未満	10 <sup>-6</sup> /炉年未満
V (LL)		2×10 <sup>-1</sup> 年以降	S s : 5×10 <sup>-4</sup> /年以上	10 <sup>-8</sup> /炉年以上
			S d : 10 <sup>-2</sup> /年以上	10 <sup>-6</sup> /炉年以上

【許容限界】

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>A</sub>S を定義した。

新たに定義する許容応力状態 V<sub>A</sub>S は、S A 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、前述の保守的な考慮により設定された運転状態 V (L) と S d による地震力との組合せに対して、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では、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>A</sub>S と同じ許容限界を設定する。

上記の基本的な考え方に基づき検討すると、補足 1.4 表に整理される。

加えて、柏崎刈羽原子力発電所 6 号炉及び 7 号炉では、D B A の状態である運転状態 I ～IV は、D B 施設と同様の許容応力状態とし、各運転状態と地震力の組合せに対する許容応力状態を補足 1.5 表のとおり設定した。

補足 1.4 表 機能維持設計の考え方を適用した場合の原子炉格納容器の許容応力区分

地震動 運転状態	—	S d	S s
I	I <sub>A</sub>	—	IV <sub>AS</sub>
II	II <sub>A</sub>	—	IV <sub>AS</sub>
III	III <sub>A</sub>	—	IV <sub>AS</sub>
IV (L)	I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	IV <sub>AS</sub>	—
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>	—	V <sub>AS</sub> (IV <sub>AS</sub> )
V (L)	V <sub>A</sub>	V <sub>AS</sub> (IV <sub>AS</sub> )	—
V (S)	V <sub>A</sub>	—	—

事象の発生確率，継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力と組合せて考慮すること。

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。

補足 1.5 表 DB施設の許容応力状態に配慮した場合の  
原子炉格納容器の許容応力区分

地震動 運転状態	—	S d	S s
I	I <sub>A</sub>	—	IV <sub>AS</sub>
II	II <sub>A</sub>	—	IV <sub>AS</sub>
III	III <sub>A</sub>	—	IV <sub>AS</sub>
IV (L)	I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	III <sub>AS</sub>	—
IV (S)	IV <sub>A</sub>	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>	—	V <sub>AS</sub> (IV <sub>AS</sub> )
V (L)	V <sub>A</sub>	V <sub>AS</sub> (IV <sub>AS</sub> )	—
V (S)	V <sub>A</sub>	—	—

【柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉の方針】

DB A の状態である運転状態 I ~ IV は，DB 施設と同様の許容応力状態とする

4. S A施設とD B施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較

補足 1.6 表に今回のS A施設とD B施設の荷重条件に対する許容応力状態を比較する。今回のS A施設の荷重条件は、D B施設として規格基準上求められる設計条件を上回るものとなっている。

補足 1.6 表 S A施設とD B施設の荷重条件に対する原子炉格納容器の許容応力状態の比較

運転状態	許容応力状態	圧力条件 [MPa (gage)]	D B施設		S A施設	
			S d	S s	S d	S s
I	I <sub>A</sub>	通常運転圧力	①Ⅲ <sub>AS</sub>	②Ⅳ <sub>AS</sub>	—	②Ⅳ <sub>AS</sub>
II	II <sub>A</sub>		①Ⅲ <sub>AS</sub>	②Ⅳ <sub>AS</sub>	—	②Ⅳ <sub>AS</sub>
III	III <sub>A</sub>		①Ⅲ <sub>AS</sub>	②Ⅳ <sub>AS</sub>	—	②Ⅳ <sub>AS</sub>
IV (L)	I <sup>*</sup> <sub>A</sub>	LOCA後 10 <sup>-1</sup> 年後	③Ⅲ <sub>AS</sub>	—	③Ⅲ <sub>AS</sub>	—
IV (S)	IV <sub>A</sub>	約 0.25 <sup>※1</sup>	④Ⅳ <sub>AS</sub> <sup>※4</sup>	—	—	—
V (LL)	V <sub>A</sub>	約 0.15 <sup>※2</sup>			—	V <sub>AS</sub> <sup>※5</sup>
V (L)	V <sub>A</sub>	約 0.36 <sup>※3</sup>			V <sub>AS</sub> <sup>※5</sup>	—
V (S)	V <sub>A</sub>	0.62			—	—

※1：運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故のうち、原子炉格納容器圧力が最も高くなる「原子炉冷却材喪失」の評価結果

※2：重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」における事故発生から2×10<sup>-1</sup>年後の圧力

※3：重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用する場合）」の事故発生から10<sup>-2</sup>年後の圧力

※4：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 d（又は静的地震力）との組合せを考慮する。

※5：V<sub>AS</sub>の許容限界は、柏崎刈羽原子力発電所6号炉、7号炉では、Ⅳ<sub>AS</sub>と同じものを適用する。



## (補足2) 事象発生確率の考え方

日本及び米国では性能目標として、CDFであれば $10^{-4}$ /炉年、CCFであれば $10^{-5}$ /炉年程度とされている。

DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である $10^{-7}$ /炉年という値は、CDFやCCFの性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。(補足2.1表参照)

米国標準審査指針においても、重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率として許容しうる基準として、 $10^{-7}$ /炉年という値が用いられている。また、航空機落下に関しても $10^{-7}$ /年という値が用いられている。本補足では、DB施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である $10^{-7}$ /炉年を踏まえ、SA施設の耐震設計に用いるスクリーニングの目安を検討する。

補足 2.1 表 日本，米国の安全目標と地震との組合せ条件

	米国 (NRC)	日本
安全目標	<p><math>10^{-6}</math>/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p><math>10^{-4}</math>/炉年(CDF)</p> <p><math>10^{-5}</math>/炉年(LERF)</p> <p>(Regulatory Guide 1.174 Rev.1, 2002)</p> <p>【参考】IAEAの安全目標</p> <p>○既存の原子力発電所について</p> <p>重大な炉心損傷&lt; 約 <math>10^{-4}</math>/炉年</p> <p>大規模放出頻度&lt; 約 <math>10^{-5}</math>/炉年</p> <p>○将来の原子力発電所について</p> <p>重大な炉心損傷&lt; 約 <math>10^{-5}</math>/炉年</p> <p>大規模放出頻度&lt; 約 <math>10^{-6}</math>/炉年</p> <p>(75-INS AG-3 Rev.1 INS AG-12)</p>	<p><math>10^{-6}</math>/炉年</p> <p>【性能目標】</p> <p><math>10^{-4}</math>/炉年(CDF)</p> <p><math>10^{-5}</math>/炉年(CFF-1)</p> <p><math>10^{-6}</math>/炉年(CFF-2) (100TBqの管理目標(環境への影響の視点))</p> <p>(第2回原子力規制委員会(平成25年4月10日)資料5)</p> <p>(第2回原子力規制委員会での議論)</p> <p>○平成18年までに旧原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われており、この検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。</p> <p>(安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ平成15年12月)</p> <p>(発電用軽水型原子炉施設の性能目標について平成18年3月)</p> <p>○東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。</p> <p>具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、事故時のCs137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万年に1回程度を超えないように抑制されるべきである(テロ等によるものを除く)ことを、追加すべきである。</p>
地震との組合せ	<p>「適切な組合せ」を考慮する。</p> <p>具体的な記載はなし。</p> <p>(10CFR50付則A「一般設計指針(GDC) )</p>	<p>(設置許可基準規則の解釈別記2(=DB施設に対する規定))</p> <p>発生確率，継続時間，地震動の超過確率を踏まえて，適切な地震力と組合せる。</p> <p>(JEAG4601(=DB施設に対する規定))</p> <p><math>10^{-7}</math>/炉年以下の発生確率は考慮しない。</p>
(参考) 航空機落下の判断基準	<p><math>10^{-7}</math>/年</p> <p>(SRP3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS)</p> <p>【参考】</p> <p>10CFR100(立地基準)におけるオフサイト・ハザード(重大なFPの放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象)に関する十分低い確率として容認しうる基準として，正確に確率を推定するのが難しい場合は，<math>10^{-7}</math>/年としている。</p> <p>(SRP 2.2.3 EVALUATION OF POTENTIAL ACCIDENTS)</p>	<p><math>10^{-7}</math>/年</p> <p>実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(平成21・06・25原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)</p>

## 1. 確率論的リスク評価における「影響」について

- ・ 原子力施設の安全性を議論する際の「リスク」とは、施設周辺の人々の健康や社会、環境に影響を及ぼす潜在的危険性、例えば、炉心が損傷し、放射性物質が放出され、人々等に被害をもたらす場合の発生確率と被害の大きさの積のことをいう。
- ・ リスクの定量的評価の技術である確率論的リスク評価（PRA）における「影響」とは、健康や社会、環境への被害である。その被害には、プラント安全の脅威となる炉心損傷や格納容器機能喪失を含んでいる。



- ・ 炉心損傷頻度（CDF）
- ・ 格納容器機能喪失頻度（CFF）

炉心損傷、格納容器機能喪失という「影響」について、そのシナリオ群の頻度の合計

- ・ 施設の有するリスクが安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標
  - 炉心損傷頻度（CDF）を  $10^{-4}$  / 炉・年 以下
  - 格納容器機能喪失頻度（CFF）を  $10^{-5}$  / 炉・年 以下



- ・ したがって、性能目標には影響が考慮されている

### 原子力安全委員会の安全目標専門部会

- 安全目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。」（平成15年12月の中間とりまとめ）
- 発電用軽水型原子力炉施設を対象として、施設の有するリスクが安全目標案に適合していることの判断の目安となる性能目標として、「1基あたりの炉心損傷頻度は年あたり1万分の1程度以下、1基あたりの格納容器機能喪失頻度は年あたり10万分の1程度以下とし、両方が同時に満足されること」（平成18年3月報告書）

## 2.スクリーニング基準の設定の考え方

項目	目標値 (注)	スクリーニング 基準 (／炉 年)	スクリーニング基準を定めている事例 (※2)
炉心損傷頻度 (CDF)	$10^{-4}$ (／炉年)	$10^{-6}$ (／炉年)	・原子力学会標準 (外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準) ・米国 ASME／ANS RA-S A-2009 (EXT-C1)
格納容器機能 喪失頻度 (CF F)	$10^{-5}$ (／炉年)	$10^{-7}$ (／炉年)	・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下) ・航空機落下確率評価基準 (H21.6.30 原子力安全・保安院)

(注) 原安委「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

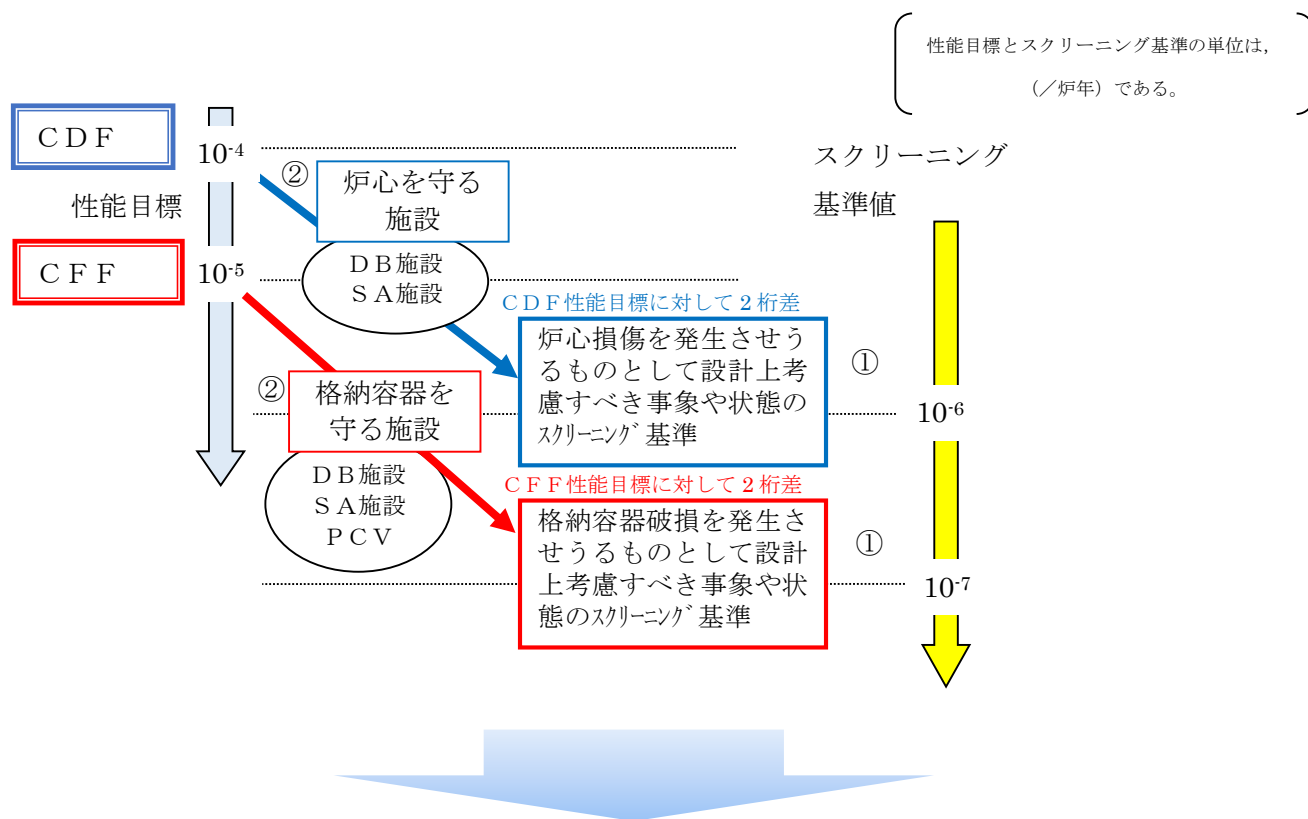
(※2) 【参考1】を参照



CDF目標値  $10^{-4}$ /炉年に対しては2桁を見越した  $10^{-6}$ /炉年が、CF F目標値  $10^{-5}$ /炉年に対しても2桁を見越した  $10^{-7}$ /炉年がスクリーニング基準として用いられている例があるが、これは、目標に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象であるので、これを考慮しない場合であっても目標に対して影響がないとみなしている。

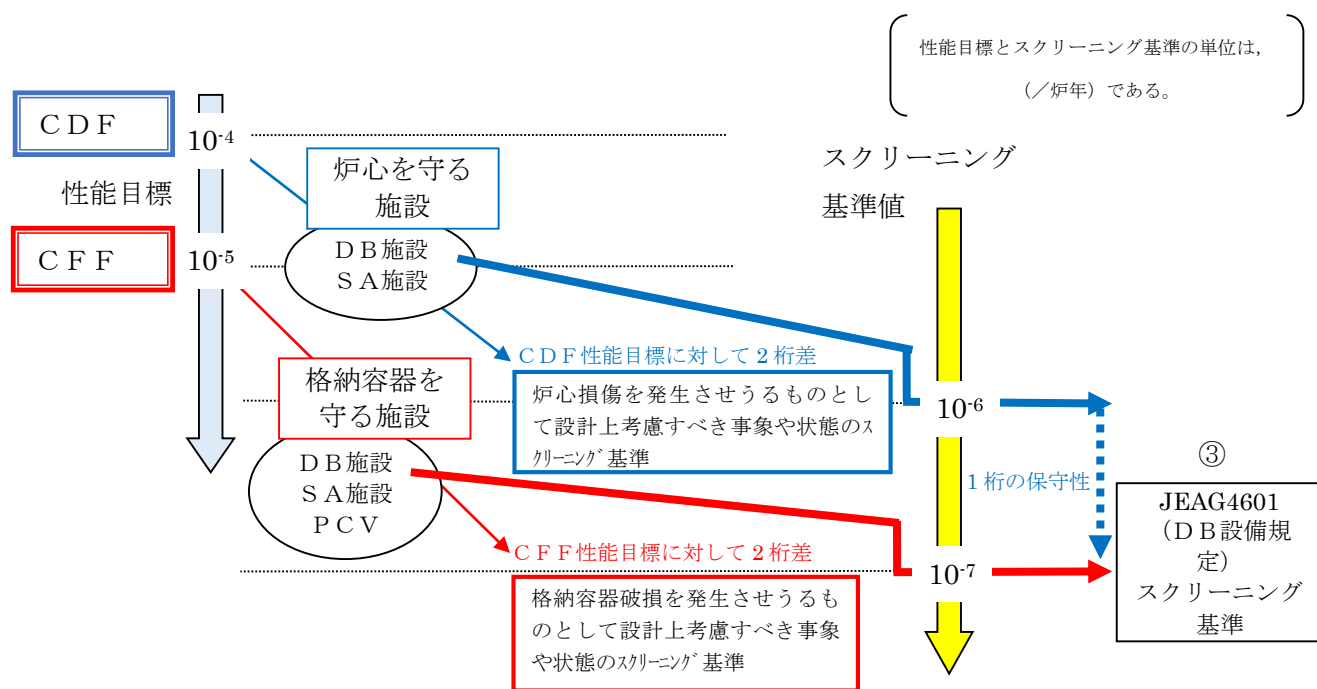
(注) スクリーニング基準とは、頻度への影響度を勘案し、考慮する必要がないと判断できるしきい値

### 3.スクリーニング基準設定の体系的整理



- ① 炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として  $10^{-6}$  /炉年 (性能目標  $10^{-4} \times 10^{-2}$ ) を適用することは妥当であり、また、格納容器を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として  $10^{-7}$  /炉年 (性能目標  $10^{-5} \times 10^{-2}$ ) を適用することは妥当と考える。
- ② 『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として  $10^{-6}$  を適用することが妥当と考える。また、同様に『格納容器を守る』という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として  $10^{-7}$  /炉年を用いることは妥当と考える。

#### 4.スクリーニング基準設定の体系的整理と JEAG4601 との関係性



③ DB 施設に対する基準である JEAG4601 で、炉心を守る設備と格納容器を守る設備の両方に対してスクリーニング基準として  $10^{-7}$ /炉年が採用されていることは、前述のスクリーニング基準設定の体系的整理から言えば、 $10^{-7}$ /炉年は格納容器を守る設備の基準に相当し、炉心を守る設備に対して 1 桁保守性を有している。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉のこの度の荷重の組合せの検討においては、SA 施設としての重要性に鑑み、JEAG4601 に規定されている 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  $10^{-8}$ /炉年を SA 施設共通のスクリーニングの目安とする。

【参考1】スクリーニング基準を定めている事例内容について

<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 日本原子力学会 AESJ-SC-RK008:2014「外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準」</li> <li>・ 米国 ASME/ANS RA-S A-2009 「Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs」 (EXT-C1)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AESJの外部ハザード選定標準では、外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”，“決定論的なCDF評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で<math>10^{-6}</math>/年と置くことが考えられる。</li> <li>・ ASME/ANS RA-S A-2009 PRAスタンダードにおいて、外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいはCDFが受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に<math>10^{-6}</math>/炉年を用いている。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を越える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が<math>10^{-7}</math>/炉年以下となること。</li> </ul>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 航空機落下確率評価基準 (H21.6.30 原子力安全・保安院)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 標準的な評価手法に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が<math>10^{-7}</math>/炉年を超えないこと。</li> <li>・ 立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が<math>10^{-7}</math>/炉年を超えないこと。</li> </ul>

(補足3)「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」についての当社の定義

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」について当社の定義を示す。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の規定とも整合したものとなっている。

### (1) 地震の従属事象

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

- ・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)」の当社の定義は以下のとおり。

- ・上記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

耐震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。この安全機能にかかる設計は、耐震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。(補足3.1表)

耐震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。(補足3.2表)

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合せる。



補足 3.1 表 耐震 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。(4条)
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないよう設計する。(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。(9条)
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(5条)
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について

類型化 グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上 の S <sub>s</sub> 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	—※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	○		
				CSP周り配管	○		
				廃棄物処理建屋(RW/B)	○		
			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＋SR V再開失敗＋高 圧注水失敗＋低 圧注水失敗	過渡事象＋SR V再開失敗＋高 圧注水失敗＋低 圧注水失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態 II
			SRV再 開失敗	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				○			
CSP周り配管				○			
廃棄物処理建屋(RW/B)				○			
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	○			

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS <sub>s</sub> 耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
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	—※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	○		
			CSP周り配管	○		
		廃棄物処理建屋(RW/B)	○			
		原子炉減圧失敗	逃がし安全弁 (18 弁)	○	×	
			SRV用アキュムレータ	○		
			HPIN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	—※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			○			
CSP周り配管			○			
廃棄物処理建屋(RW/B)		○				
原子炉減圧失敗		逃がし安全弁 (18 弁)	○	×		
		SRV用アキュムレータ	○			
		HPIN配管	○			
	窒素ガス供給弁	○				

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS <sub>s</sub> 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	○				
	外部電源喪失+DG喪失+SRV再閉失敗	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	○					
SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×			

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について

類型化 グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上 の S <sub>s</sub> 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喪失+RC IC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	○		
CSP 周り配管	○						
廃棄物処理建屋(RW/B)	○						

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS <sub>s</sub> 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喪失+直流電源喪失	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	○				
		直流電源	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	○			
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	—※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	—※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	○						

補足 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS <sub>s</sub> 耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
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	—※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	○						
6	LOCA時注水機能喪失	—					
7	格納容器バイパス(ISLOCA)	—					

※1 「地震加速度大」信号によるスクラムを想定

【凡例】

DB上のS<sub>s</sub>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) 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>1</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条件を超えるものの累積値は，S A施設を考慮した場合のPRA評価を実施した結果，約  $8.2 \times 10^{-8}$ /炉年となった。

補足 3.3 表 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	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	1.3E-09	8.2E-08
	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	5.7E-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)	2.4E-08	
	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再閉失敗	5.6E-09	
	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗	3.0E-08	
	外部電源喪失+直流電源喪失	6.9E-09	
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗	4.8E-09	
	過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	1.9E-11	
	LOCA+崩壊熱除去失敗	1.4E-09	
	格納容器バイパス+崩壊熱除去失敗	4.0E-14	
	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +崩壊熱除去失敗	3.6E-09	
原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	3.4E-16	
	大LOCA+原子炉停止失敗	1.7E-17	
	格納容器バイパス+原子炉停止失敗	4.3E-20	
	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +原子炉停止失敗	5.6E-17	
LOCA時注水機能喪失	大LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.2E-09	

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， $8.2 \times 10^{-8}$ /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。

<sup>1</sup> 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。

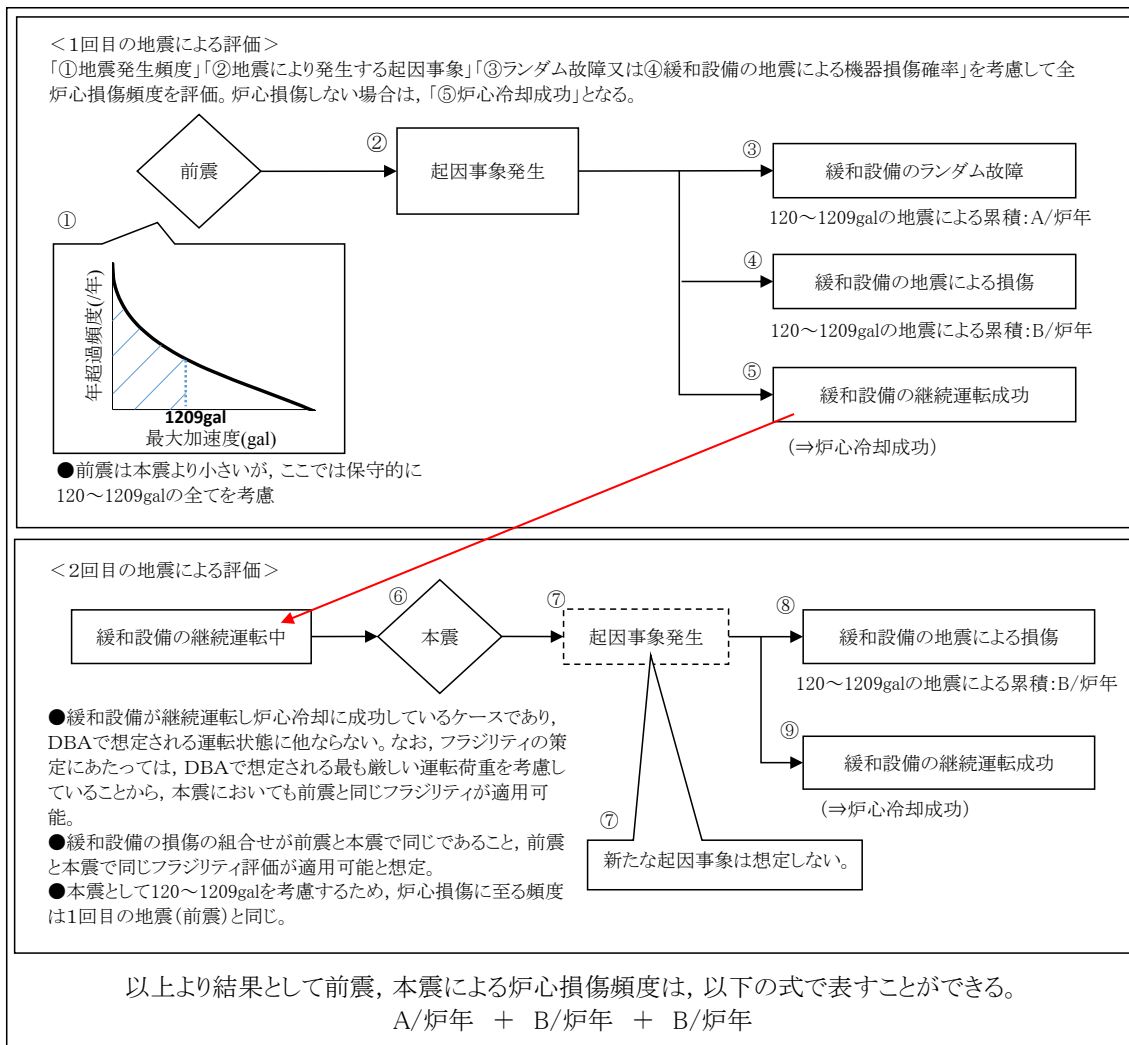


(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出

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参考1.1.1図に示す。

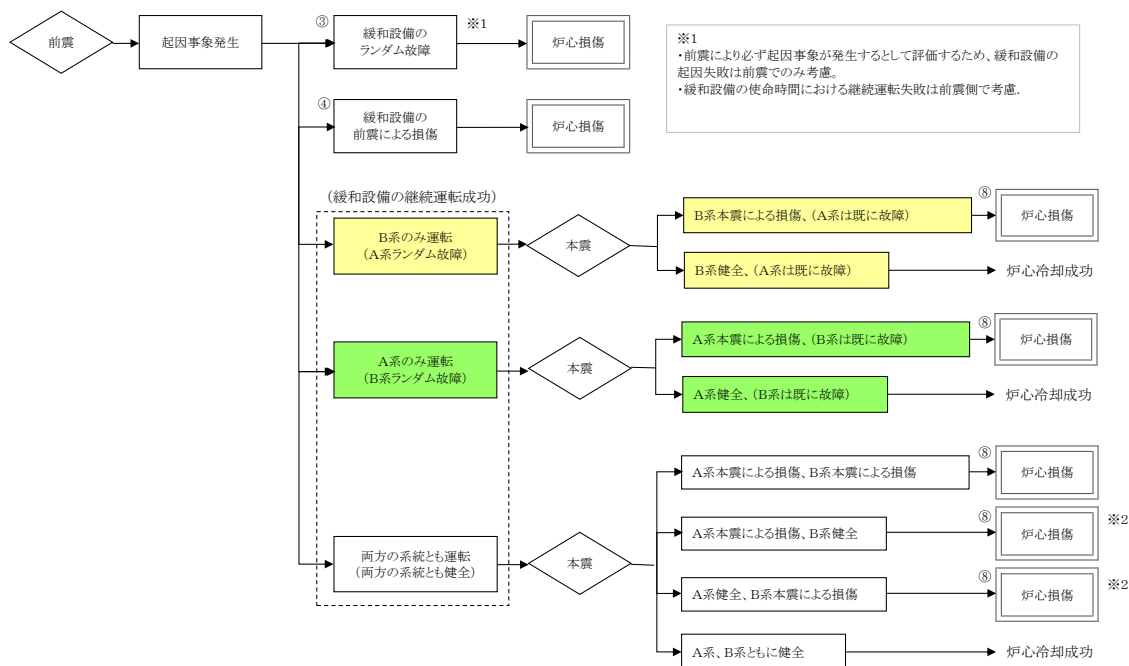


参考 1.1.1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

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）。



※1  
 ・前震により必ず起因事象が発生するとして評価するため、緩和設備の起因失敗は前震でのみ考慮。  
 ・緩和設備の使用時間における継続運転失敗は前震側で考慮。

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	前震による機器損傷		○(健全)	ランダム故障(前震)
	前震による機器損傷	○(健全)		本震による機器損傷	本震による機器損傷
	○(健全)	前震による機器損傷		本震による機器損傷	○(健全)
	ランダム故障(前震)	○(健全)		○(健全)	本震による機器損傷
	○(健全)	ランダム故障(前震)		ランダム故障(前震)	○(健全)
	○(健全)	○(健全)		○(健全)	本震による機器損傷

※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じとなった。

- 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合せる場合、「(4)本震前に前震を考慮した場合の影響」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合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、

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

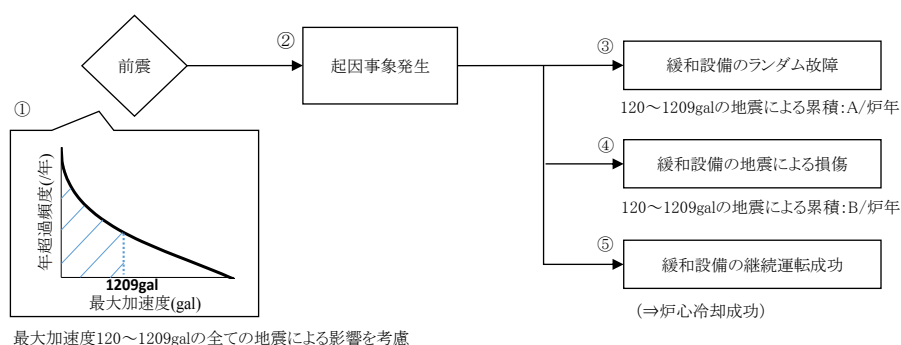
で算出される

## 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 $1.2 \times 10^{-7}$ /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 $9.5 \times 10^{-8}$ /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 項及び 1.3 項の算出式で，評価を行った。

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

$$= \text{約 } 2.5 \times 10^{-8} / \text{炉年} + \text{約 } 9.5 \times 10^{-8} / \text{炉年} + \text{約 } 9.5 \times 10^{-8} / \text{炉年}$$

$$= \text{約 } 2.2 \times 10^{-7} / \text{炉年}$$

以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約  $2.2 \times 10^{-7} / \text{炉年}$  と非常に低い値となる。

(補足4) DBAによる履歴を考慮しなくてよい理由

6.1～6.4 項において、運転状態 I～IVと S s の組合せにおいて適用するとした許容応力状態IV<sub>A</sub>S の適用性について、以下のとおり検討した。

JEAG4601 に規定されるIV<sub>A</sub>S は、材料の塑性域にわずかに入ること許容した許容応力状態であり、IV<sub>A</sub>S における許容応力は、設計引張強さ Su または設計降伏点 Sy に一定の係数を乗じて設定するものである。

例として、クラス1 容器及びクラスMC容器の許容応力を補足 4.1 表 及び補足 4.2 表に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を補足 4.1 図 にそれぞれ示す。

補足 4.1 表、4.2 表 及び補足 4.1 図 より、IV<sub>A</sub>S は、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、S s に対する安全機能を損なうおそれのない用件を十分満足できるものである。

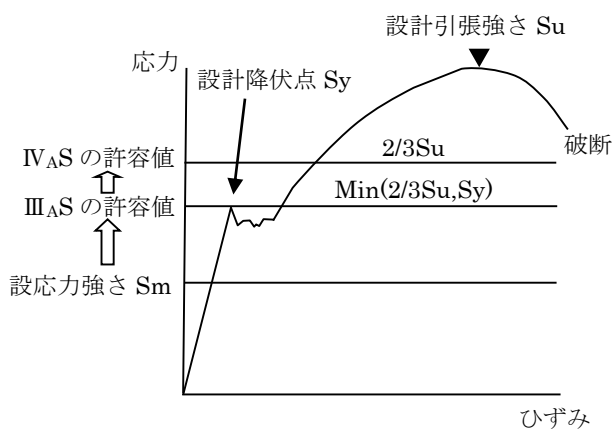
補足 4.1 表 クラス1 容器の許容応力

許容応力状態	1 次一般膜応力	1 次膜応力+1 次曲げ応力	備考
III <sub>A</sub> S	Min(2/3Su,Sy)	左欄の 1.5 倍の値	
IV <sub>A</sub> S	2/3Su	左欄の 1.5 倍の値	

補足 4.2 表 クラスMC容器の許容応力

許容応力状態	1 次一般膜応力	1 次膜応力+1 次曲げ応力	備考
III <sub>A</sub> S	Min(0.6Su,Sy)	左欄の α 倍の値 (注)	
IV <sub>A</sub> S	0.6Su <sup>※1</sup>	左欄の α 倍の値 (注)	※1 不連続な部分は Min(0.6Su,Sy)

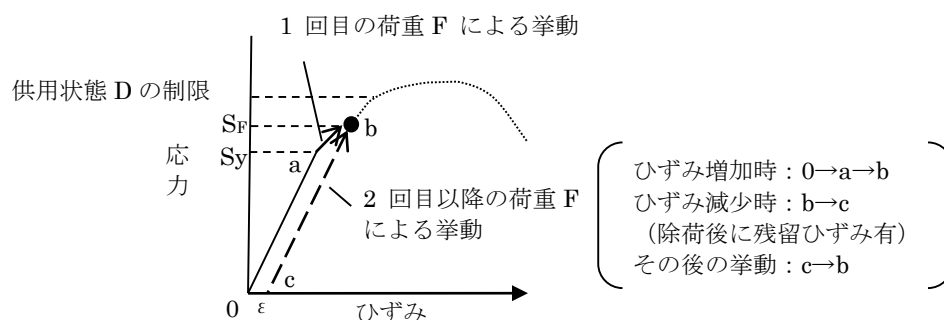
(注) : α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比または 1.5 のいずれか小さいほうの値とする。



補足 4.1 図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

次に、 $IV_{AS}$  相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力（一次応力）が  $S_y$  を超える場合に生じるひずみ履歴（イメージ図）を補足 4.2 図に示し、以下のとおり検討する。

- (1)  $IV_{AS}$  は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。
- (2) 発生応力が設計降伏点  $S_y$  以下なら残留ひずみは生じない。 $(0 \rightarrow a \rightarrow 0)$
- (3) 発生応力  $S_F$  (荷重  $F$  による応力) が  $S_y$  を超える場合は、除荷後に残留ひずみ  $\epsilon_r$  が生じる。 $(0 \rightarrow a \rightarrow b \rightarrow c)$
- (4) 2 回目以降、荷重  $F$  と同等の荷重が生じた場合、1 回目と同様の弾性的挙動を示し、 $S_F$  が発生する。 $(c \rightarrow b)$
- (5) (1)により、 $IV_{AS}$  相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、 $IV_{AS}$  相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3)と同様の挙動を示す。
- (6) 2 回目以降、同様の荷重が発生したとしても、(4)の挙動を示すことから、耐震設計において  $IV_{AS}$  を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。



補足 4.2 図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)

## 添付資料

1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設
2. 地震動の超過確率
3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ
4. 建物・構築物のS A施設としての設計の考え方
5. 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について
6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について
7. 荷重の組合せ表
8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について
9. A B W Rにおける運転状態V (LL)の適切性について
10. 荷重条件として組合せるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について

1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 水素燃焼	—	復水移送ポンプ 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	逃がし安全弁	復水移送ポンプ 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ
	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	—	復水移送ポンプ 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ
	溶融炉心・コンクリート相互作用	—	復水移送ポンプ 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ
原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	—	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ
	高圧注水・減圧機能喪失	—	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器
	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）） 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）＋RCIC失敗） 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）＋直流電源喪失）	—	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ポンプ
	全交流動力電源喪失（全交流電源喪失＋SRV再閉失敗）（24時間以内の交流動力電源復旧に期待する場合）	—	復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ポンプ
	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）	—	復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ポンプ



防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉圧力容器	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系故障)	—	高圧炉心注水系ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ
	原子炉停止機能喪失	—	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク 高圧炉心注水系ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器
	LOCA時注水機能喪失	—	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ
	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	—	高圧炉心注水系ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器
	運転停止中の原子炉 における崩壊熱除去 機能喪失 運転停止中の原子炉 における原子炉冷却 材の流出	—	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器
	運転停止中の原子炉 における全交流動力 電源喪失	—	復水移送ポンプ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 熱交換器ユニット 代替原子炉補機冷却海水ポンプ
	運転停止中の原子炉 における反応度の誤 投入	—	ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)

2. 地震動の超過確率

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

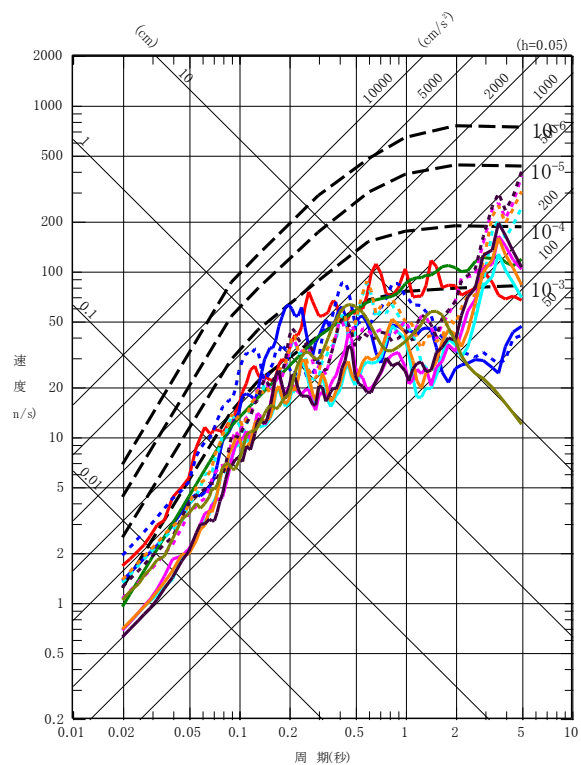
$S_2$  の発生確率  
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年  
 $S_1$  の発生確率  
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ /年

- 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。

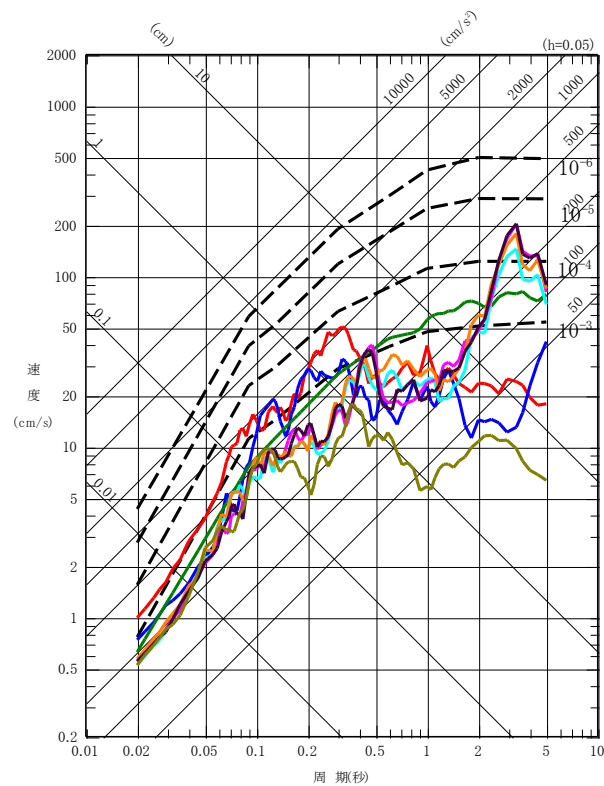
- 弾性設計用地震動 Sd-1H
- 弾性設計用地震動 Sd-2NS
- - - 弾性設計用地震動 Sd-2EW
- 弾性設計用地震動 Sd-3H
- 弾性設計用地震動 Sd-4NS
- - - 弾性設計用地震動 Sd-4EW
- 弾性設計用地震動 Sd-5NS
- - - 弾性設計用地震動 Sd-5EW
- 弾性設計用地震動 Sd-6NS
- - - 弾性設計用地震動 Sd-6EW
- 弾性設計用地震動 Sd-7NS
- - - 弾性設計用地震動 Sd-7EW
- 弾性設計用地震動 Sd-8H

- 弾性設計用地震動 Sd-1V
- 弾性設計用地震動 Sd-2UD
- 弾性設計用地震動 Sd-3V
- 弾性設計用地震動 Sd-4UD
- 弾性設計用地震動 Sd-5UD
- 弾性設計用地震動 Sd-6UD
- 弾性設計用地震動 Sd-7UD
- 弾性設計用地震動 Sd-8V

一様ハザードスペクトル



水平方向



鉛直方向

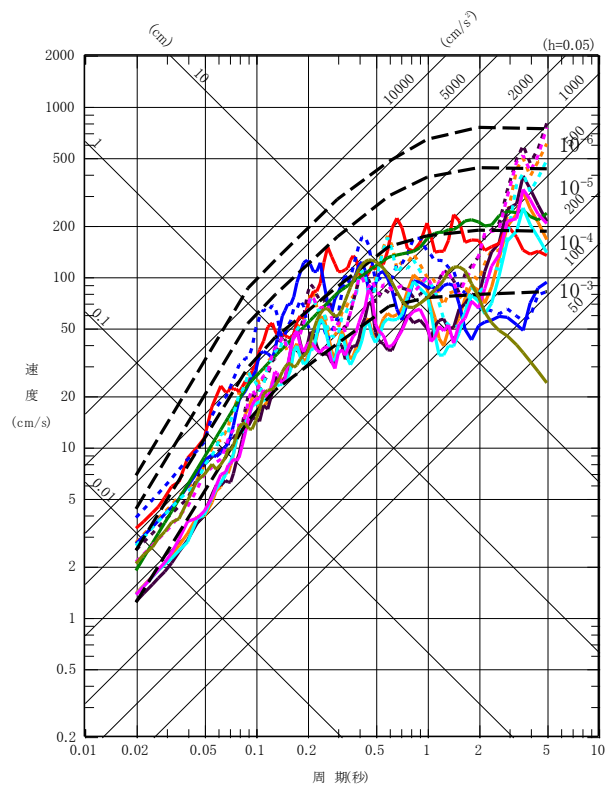
弾性設計用地震動 (Sd) の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトルの比較 (大湊側)

- 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

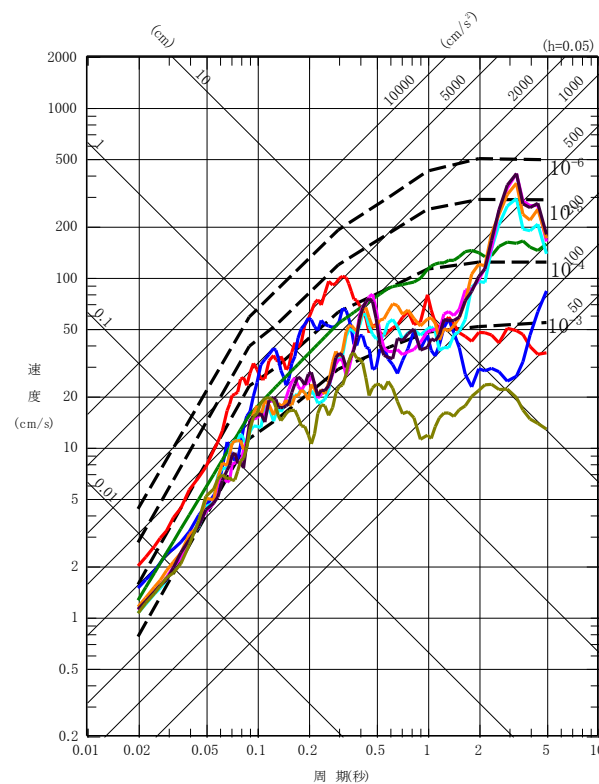
- 基準地震動 Ss-5NS
- · - · 基準地震動 Ss-5EW
- 基準地震動 Ss-6NS
- · - · 基準地震動 Ss-6EW
- 基準地震動 Ss-7NS
- · - · 基準地震動 Ss-7EW
- 基準地震動 Ss-8H

- 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

一様ハザードスペクトル



水平方向

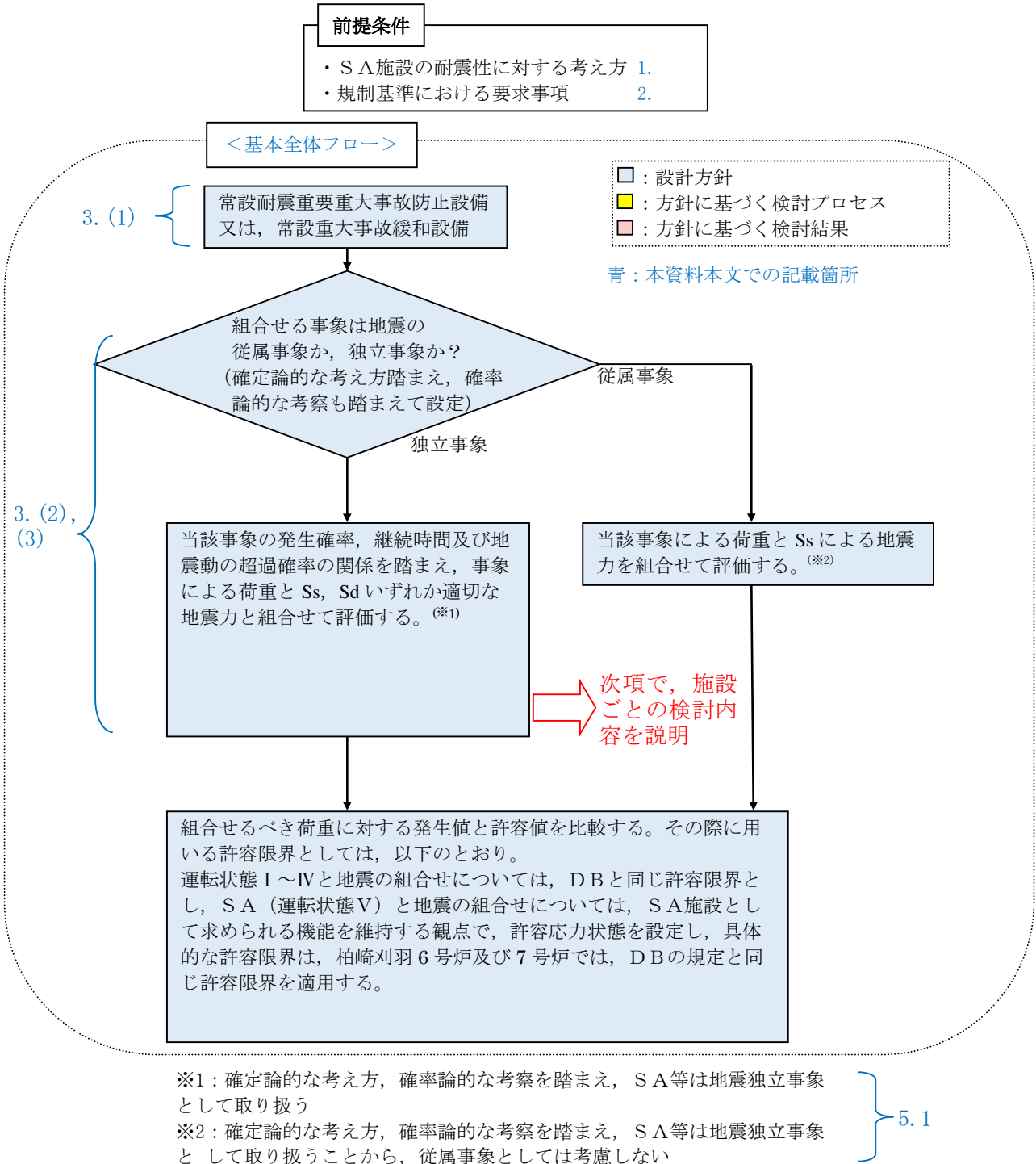


鉛直方向

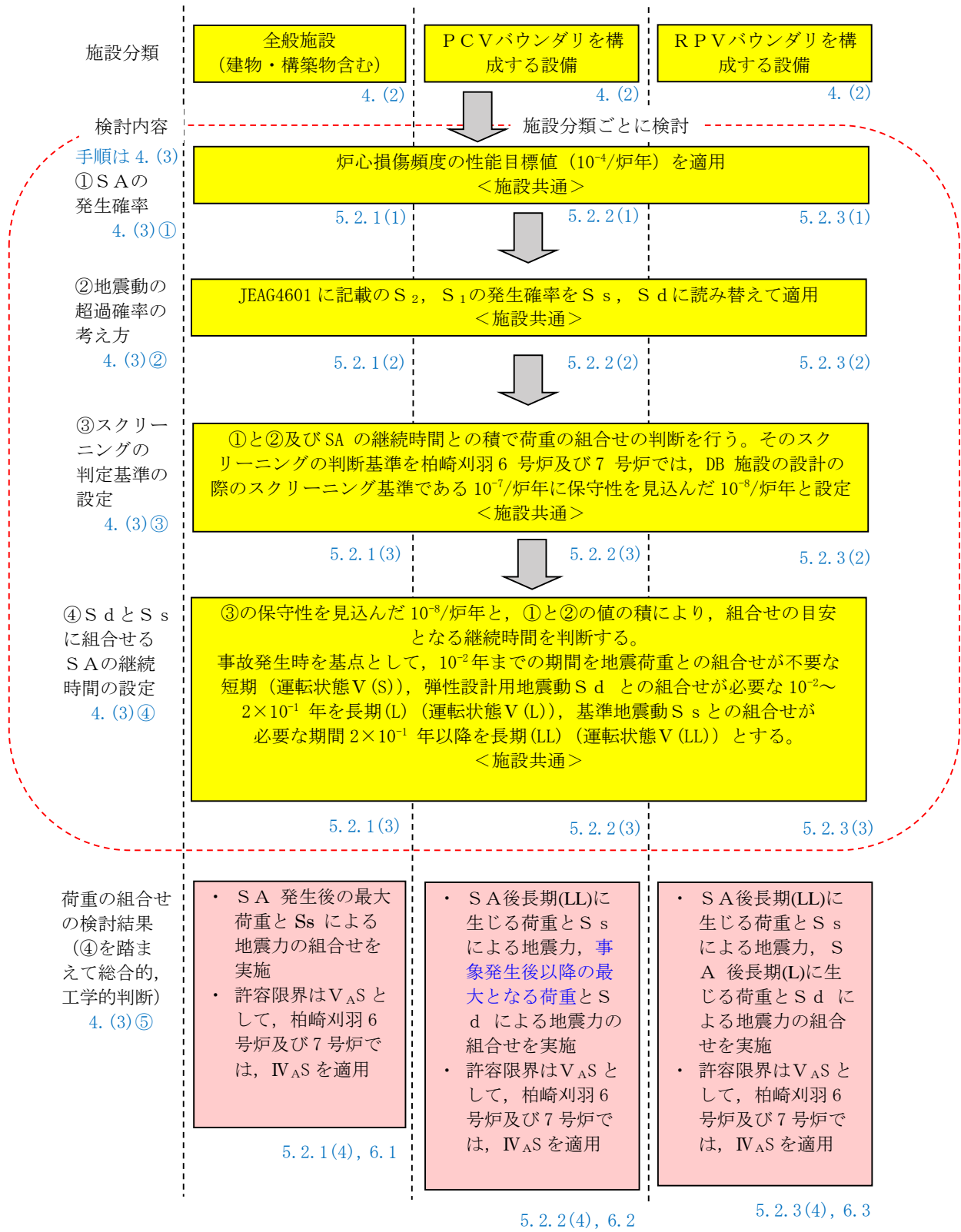
基準地震動 (Ss) の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトルの比較 (大湊側)

### 3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

#### S A荷重と地震の組合せの検討の流れについて



SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



#### 4. 建物・構築物の SA 施設としての設計の考え方

4 項(2)では建物・構築物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 による地震力を組合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，本文の各項毎に説明する。

##### (1) 対象施設とその施設分類 (3 項(1)に対する考え方)

表 1 に SA 施設の建物・構築物を示す。これら 8 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」，「常設重要事故緩和設備」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)」である補機冷却用海水取水路についても，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」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

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	○	—	○
使用済燃料貯蔵プール	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室待避室遮蔽	—	—	○
海水貯留堰	○	—	○
スクリーン室	—	○	○
取水路	—	○	○
補機冷却用海水取水路	—	○	—

##### (2) DB 施設としての設計の考え方

###### (a) 新規制基準における要求事項

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」の第 4 条 (地震による損傷の防止) には，建物・構築物，機器・配管系の区分なく，次の事項が規定されている。

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

(b) JEAG4601 の規定内容（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、以下のように規定されている。

【荷重の組合せ】

- ・ 地震力と常時作用している荷重，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合せる。
- ・ 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  $S_1$  による荷重を組合せる。

【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，事故時の荷重と組合せる場合には，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、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規定されているものである。

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

(3) SA 施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針（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、JEAG4601-1987 の DB 施設に対する規定内容を踏まえ、以下のとおりとする（建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる）。



#### 【SA 施設（建物・構築物）における設定方針】

- ・ Ss, Sd 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、耐震 S クラス施設は Ss 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 Ss 若しくは Sd の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 Ss 若しくは Sd の超過確率の積と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 Sd による地震力と組み合わせる。
- ・ 許容限界として、DB 施設の Ss 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<sub>A</sub>S に相当するもの）を設定する。ここで、柏崎刈羽 6 号炉及び 7 号炉では、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 Ss 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(5.2.1 項に対する考え方)

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<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 5.2.1 項(2)b. の分類を設備ごとに検討した結果を添付 4 補足資料-1 に示す。）

地震動の超過確率 …………… JEAG4601 の地震動の発生確率 (Ss :  $5 \times 10^{-4}$ /年以下, Sd :  $10^{-2}$ /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 Ss 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(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
	Sd	Ss	Sd	Ss	
運転時	許容 応力度 <sup>※1</sup>	終局 <sup>※2</sup>	—	終局 <sup>※2</sup>	DB と同じ許容限界とする。
DB 事故時 (長期)	終局 <sup>※2</sup>	—	終局 <sup>※2</sup>	—	DB と同じ許容限界とする。
SA 事故時	—	—	—	注 2	注 2：SA 荷重と地震力との 組合せに対する許容限界 として、柏崎刈羽 6 号炉 及び 7 号炉では、終局 <sup>※2</sup> とする。

※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 4 補足資料-2 に、Ss による地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。

使用済み燃料プールを除く施設は、DB 事故時（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「DB 事故時（長期）+Sd」は地震力が大きい「運転時+Ss」に包絡されることになる。使用済み燃料プールについては、「SA 事故時+Ss」の条件を DB 設計条件で包絡出来ないことから、「SA 事故時+Ss」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。

## 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)	5.2.1(2)b. 継続時間 設定の分類※	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。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。
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。
中央制御室待避室遮蔽	c	中央制御室待避室遮蔽については DB 施設ではない。
海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	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。

※ 5.2.1 項(2)b. 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

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補足表 2-1 のとおりとなる。

補足表 2-1 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	DB 事故 (長期)	SA 事故時
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
	使用済燃料プール	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
	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	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 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

JEAG4601-1987 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貯蔵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（参考資料 [参考 5] 参照）。これを踏まえ、補足表 2-1 から温度荷重を消去すると使用済み燃料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、DB 事故時 ( $S_d$  との組合せ) は運転時 ( $S_s$  との組合せ) に包絡され、SA 事故時は運転時と同一となる。

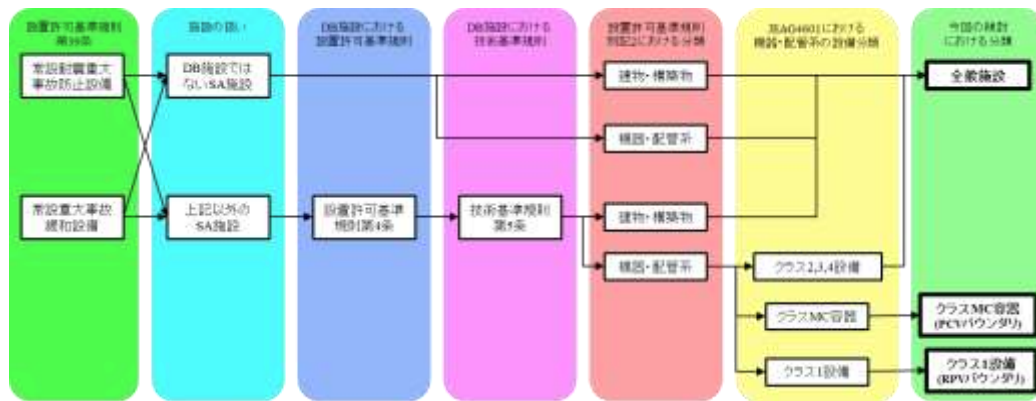
一方、使用済み燃料プールについては、DB 設計条件とは異なる異常時荷重を考慮する必要があるため、DB 条件では包絡できない荷重条件となるため、SA 事故時 ( $S_s$  との組合せ) による検討を実施する。

## 5. 対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性について

S A 荷重の組合せの検討においては，全ての対象設備，事故シーケンス，荷重条件等を網羅的に検討している。以下では，それぞれについて，その考え方を説明する。

### (1) 対象設備

今回の S A 荷重の組合せの検討においては，常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備を対象とし，全ての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。）のいずれかに分類している。



(2) 事故シーケンス

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等は、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて、以下のとおり選定されている。ここには「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」及び、「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」を挙げており、考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。

継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から、DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し、その条件を超える時間を継続時間として設定している。

また、地震と組合せるSA荷重としては、全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。

事故シーケンスグループ等
「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
全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）
全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗
全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失
全交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再開失敗
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至るおそれがある事故」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）
代替循環冷却を使用する場合
代替循環冷却を使用しない場合
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

「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
使用済燃料貯蔵プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
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

(3) 設計条件

耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せは JEAG4601・補-1984 より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。

- ・自重(D)
- ・圧力による荷重(P)
- ・機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M)

SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。

施設分類 (SA) (DB)	荷重の組合せ	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設				炉心支持 構造物
		重大事故等クラス2設備						
		クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S <sub>d</sub>	III <sub>AS</sub>	III <sub>AS</sub>	—	—	—	—	III <sub>AS</sub>
	D+P <sub>D</sub> +M <sub>D</sub> +S <sub>d</sub>	—	—	III <sub>AS</sub>	III <sub>AS</sub>	III <sub>AS</sub>	III <sub>AS</sub>	—
	D+P <sub>L</sub> +M <sub>L</sub> +S <sub>d</sub>	IV <sub>AS</sub>	III <sub>AS</sub>	—	—	—	—	IV <sub>AS</sub>
	D+P+M+S <sub>s</sub>	IV <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	—	—	—	—	IV <sub>AS</sub>
	D+P <sub>D</sub> +M <sub>D</sub> +S <sub>s</sub>	—	—	IV <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	IV <sub>AS</sub>	—
SA荷重 の組合せ	D+P <sub>RSA(L)</sub> +M+S <sub>d</sub>	V <sub>AS</sub> <sup>**2</sup>	—	—	—	—	—	SA施設 ではない
	D+P <sub>RSA(LL)</sub> +M+S <sub>s</sub>	V <sub>AS</sub> <sup>**2</sup>	—	—	—	—	—	
	D+P <sub>PSA</sub> +M+S <sub>d</sub>	—	V <sub>AS</sub> <sup>**2</sup>	—	—	—	—	
	D+P <sub>PSA(LL)</sub> +M+S <sub>s</sub>	—	V <sub>AS</sub> <sup>**2</sup>	—	—	—	—	
	D+(P <sub>D</sub> <sup>**1</sup> 又はP <sub>SA</sub> の 厳しい方)+M+S <sub>s</sub>	—	—	V <sub>AS</sub> <sup>**2</sup>	V <sub>AS</sub> <sup>**2</sup>	V <sub>AS</sub> <sup>**2</sup>	V <sub>AS</sub> <sup>**2</sup>	

※1 : DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。

※2 : V<sub>AS</sub> の許容限界は, IV<sub>AS</sub> と同じものを適用する。

【記号の説明】

D：自重（JEAG4601・補-1984 では「死荷重」と記載）

P：地震と組合せるべき圧力荷重，又は最高使用圧力等

M：地震，死荷重以外で地震と組合せるべき機械荷重，又は設計機械荷重等

$P_L$ ：LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重

$M_L$ ：LOCA直後を除いてその後に生じる死荷重及び地震荷重以外の機械荷重

$P_D$ ：地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重

$M_D$ ：地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む），又は当該設備に設計上定められた機械的荷重

$P_{PSA}$ ：原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重

$P_{PSA(LL)}$ ：原子炉格納容器の重大事故における長期的な（長期（LL））圧力荷重

$P_{RSA(L)}$ ：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な（長期（L））圧力荷重

$P_{RSA(LL)}$ ：原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な（長期（LL））圧力荷重

$P_{SA}$ ：重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重

$S_d$ ：弾性設計用地震動 $S_d$ により定まる地震力，又は静的地震力

$S_s$ ：基準地震動 $S_s$ により定まる地震力

$IV_{AS}$ ：JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

$V_{AS}$ ：運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力を基本として，それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態



【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】

耐震クラスA s, A ⇒耐震クラスS

第1種 ⇒クラス1

第2種 ⇒クラスMC

第3種 ⇒クラス2

第4種 ⇒クラス3

第5種 ⇒クラス4

S<sub>1</sub> ⇒S d

S<sub>2</sub> ⇒S s

## 6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について

### (1) はじめに

S A施設は、S A施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、S A施設としての温度条件を設定する。

S A施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とS A条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。

- ・ S A時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合  
DB設計条件とは別に、S A設計条件を設ける。
- ・ S A時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合 (※)  
S A設計条件はDB設計条件で代表させる。

※「S A時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重および温度について、S Aを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す

以下では、DB施設を兼ねるS A施設を対象に、S A荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、PCV、RPV)毎に示す。

### (2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性

#### a. 全般施設

##### 【DB設計条件とS A設計条件の整理】

全般施設はRPV(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))とPCV(現クラスMC容器(JEAG4601においては、第2種容器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ<sup>※1</sup>を考慮して設定した設計用荷重PD, MD(以下、DB設計荷重という)および温度条件と、S<sub>s</sub>とを組合せている。

このことから、S A施設としての設計においては、S A時の荷重がDB設計荷重を超える場合は、S A時の荷重を元に新たに設定した設計荷重(以下、S A設計荷重という)とS<sub>s</sub>を組合せる。また、S A時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS<sub>s</sub>との組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。

※1 : ECCS等については運転状態Ⅳ(L)も含む。その理由は以下のとおり。

ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態Ⅳ(L)に対する許容応力状態がI<sub>A</sub><sup>\*</sup>と定められており、I<sub>A</sub><sup>\*</sup>の定義としては、「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<sub>A</sub> に準ずる。」とされている。

つまり、ECCS 等については、運転状態 I～III だけでなく、運転状態 IV(L) も設計条件となっており、運転状態 I～IV(L) を考慮して DB 設計条件 (荷重・温度) を設定している。

なお、JEAG4601 においては荷重の組合せの考え方は、運転状態 I～III と S<sub>s</sub> を、運転状態 IV(L) と S<sub>d</sub> を組合せることとなっているが、実設計においては、設計用荷重である P<sub>D</sub>, M<sub>D</sub> を用いて設計を行うことから、運転状態 I～IV(L) を包絡するように P<sub>D</sub>, M<sub>D</sub> を設定し、それらと S<sub>s</sub> を組合せている。

ここで、旧指針においては、耐震 A<sub>s</sub>, A, B, C クラスというクラス分類がなされていたことから、耐震 A クラスの設備においては、S<sub>2</sub> との組合せは実施せず、S<sub>1</sub> との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震 A S A クラスを統合して、耐震 S クラスとし、S<sub>s</sub>, S<sub>d</sub> 双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P<sub>D</sub>, M<sub>D</sub> と S<sub>s</sub> の組合せを実施することになる。

#### 【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

DB 設計において S<sub>s</sub>, S<sub>d</sub> との組合せを行う荷重、温度条件は、「DB 設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。

添付 6.1 表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>
DB 荷重・温度	DB 設計荷重・温度	DB 設計荷重・温度
SA 荷重・温度	(DB 設計荷重・温度 < SA 時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA 長期荷重・温度の 厳しい方  (DB 設計荷重・温度 ≥ SA 時荷重・温度の場合) DB 設計荷重・温度	—

b. PCV

**【DB設計条件とSA設計条件の整理】**

DB設計での組合せでは JEAG4601 に記載のとおり，運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS<sub>s</sub>と組合せ，また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS<sub>d</sub>と組合せている。

ここで，PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ，また，運転状態Ⅳ(L)（LOCA後長期間経過した状態）の荷重・温度は，運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから，DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。

- ・ 運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度
- ・ 運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度

以上を踏まえ，PCVのSA施設としての設計においては，組合せを検討する条件として，以下の2種類を設定し，それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。

- ・ SA発生後の最大荷重・温度
- ・ SA後の長期(LL)における荷重・温度

**【継続時間の検討における対象条件の網羅性】**

DBにおいては，以下の組合せに対する設計を行っている。

- ・ 通常運転時圧力+S<sub>s</sub>
- ・ LOCA後の最大内圧+S<sub>d</sub>

SAにおける設計条件（組合せ）は，このDB設計条件への包絡性を踏まえ

- ① SA後の長期(LL)荷重+S<sub>s</sub>  
→S<sub>s</sub>には，継続時間を考慮して長期(LL)荷重（ $2 \times 10^{-1}$ 年以降）を組合せる。
- ② SA発生後の最大荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）+S<sub>d</sub>  
→S<sub>d</sub>には，継続時間を考慮して最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を組合せる。

添付 6.2 表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度

	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)

c. R P V

**【DB設計条件とSA設計条件の整理】**

DB 設計での組合せでは JEAG4601 に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重は S s と組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重は S d と組合せている。

ここで、R P Vの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ（全給水流量喪失又はタービントリップ）であり、これは運転状態Ⅳ(L)（L O C A後長期間経過した状態）の圧力・温度より高いため、実際の評価では「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度と S s , S d を組合せて評価している。

以上を踏まえ、R P VのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件（組合せ）は、このDB 設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重と S s , SA後の長期(L)荷重と S dを組合せる方針とする。

**【継続時間の検討における対象条件の網羅性】**

DB においては、以下の組合せに対する設計を行っている。

- ・全給水流量喪失又はタービントリップ + S s
- ・全給水流量喪失又はタービントリップ + S d

SAにおける設計条件（組合せ）は、このDB 設計条件への包絡性を踏まえ

- ① SA後の長期(LL)荷重 + S s  
→ S s には、継続時間を考慮して長期(LL)荷重（ $2 \times 10^{-1}$ 年以降）を組合せる。
- ② SA後の長期(L)荷重（SA後の最高圧力・温度） + S d  
→ S d には、継続時間を考慮して長期(L)荷重（ $10^{-2} \sim 2 \times 10^{-1}$ 年）を組合せる。

添付 6.3 表 R P Vの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件

	S s	S d
DB 荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度
SA 荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度

### (3) JEAG4601 のアプローチを用いた検討

本項では、DB設備における荷重の組合せ (JEAG4601) と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。

#### a. JEAG4601 における荷重の組合せ検討のアプローチ

- ① 運転状態の発生確率を設定
- ② 地震の発生確率を設定
- ③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が  $10^{-7}$ /炉年になる継続時間を設定
- ④  $10^{-7}$ /炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組合せる条件とする

#### b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ

- ① SA事象の発生確率を設定
- ② 地震の発生確率を設定
- ③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が  $10^{-8}$ /炉年になる継続時間を設定
- ④  $10^{-8}$ /炉年となる継続時間における荷重を, 地震と組合せる条件とする

以上より, ③, ④で用いた組合せの判定基準は, 今回のSA荷重の組合せの検討 ( $10^{-8}$ /炉年) の方が, JEAG4601 における荷重の組合せ検討 ( $10^{-7}$ /炉年) のアプローチよりも, 保守的な条件となっている。

### (4) まとめ

以上のとおり, 各施設のSA荷重と組合せの検討では,  $S_s$ ,  $S_d$ とSA荷重を適切に考慮しており, JEAG4601 における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。

## 7. 荷重の組合せ表

### (1) 記号の説明

- D : 死荷重
- $P_D$  : 地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを  
含む）、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- $P_{PSA}$  : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力
- $P_{PSA(LL)}$  : 原子炉格納容器の重大事故における長期圧力（長期（LL））
- $P_{RSA(L)}$  : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力
- $P_{RSA(LL)}$  : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力（長期（LL））
- $P_{SA}$  : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組合すべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故後  
の状態は除く）で設備に作用している機械的荷重（各運転状態における P 及び M に  
ついては、安全側に設定された値（最高使用圧力、設計機械荷重等）を用いてもよ  
い。）
- $M_D$  : 地震と組合すべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合にはこれを  
含む）、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- $T_D$  : 設計基準対象施設の耐震設計上の設計温度
- $T_{PSA}$  : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大温度（最高使用温度を用いてもよい。）
- $T_{PSA(LL)}$  : 原子炉格納容器の重大事故における長期温度（最高使用温度を用いてもよい。）
- $T_{RSA(L)}$  : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度（最高使用温度を用  
いてもよい。）
- $T_{RSA(LL)}$  : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度（最高使用温度を用  
いてもよい。）
- $T_{SA}$  : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度
- $T_a$  : 重大事故における施設本体の温度、及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した  
温度
- $S_d$  : 弾性設計用地震動  $S_d$  により定まる地震力又は静的地震力
- $S_s$  : 基準地震動  $S_s$  により定まる地震力
- $IV_{AS}$  : JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じ  
る応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態
- $V_{AS}$  : 運転状態 V 相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる  
応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態

(2) 荷重の組合せ表

施設区分			荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考	
原子炉格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)			$D+P_{PSA}+M+S_d$	$T_{PSA}$	$V_{AS}^{*2}$	検討項目 6.2	
			$D+P_{PSA(LL)}+M+S_s$	$T_{PSA(LL)}$	$V_{AS}^{*2}$		
原子炉格納容器内のSA施設	原子炉冷却材 圧力バウンダリを構成する 設備(RPVバウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	$V_{AS}^{*2}$	検討項目 6.3	
			$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}^{*2}$		
		支持構造物	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_a$	$V_{AS}^{*2}$	検討項目 6.4	
			$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	$T_a$	$V_{AS}^{*2}$		
	全般施設	施設本体	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_b+S_s$	$T_D^{*1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{*2}$	検討項目 6.1	
		支持構造物	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_b+S_s$	$T_a$	$V_{AS}^{*2}$	検討項目 6.4	
原子炉格納容器外の全般施設			施設本体	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_b+S_s$	$T_D^{*1} \text{ 又は } T_{SA}$	$V_{AS}^{*2}$	検討項目 6.1
			支持構造物	$D+(P_D^{*1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_b+S_s$	$T_a$	$V_{AS}^{*2}$	検討項目 6.1

※1 DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。

※2  $V_{AS}$  の許容限界は、 $IV_{AS}$  と同じものを適用する。



## 8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について

### (1) はじめに

重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)にかかる圧力・温度を組合せる場合、耐震評価に用いる圧力・温度は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組合せる圧力・温度条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のRPV及びPCVにかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、RPV及びPCVの圧力・温度が最も厳しくなるものを選定することとした。

選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

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おり(別紙2～別紙4参照)、耐震評価に用いるRPV及びPCV圧力・温度条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。

耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組合せるRPV及びPCVの具体的な圧力・温度条件について、次項以降に示す。

### (2) 耐震評価で用いるRPVの圧力・温度について

RPVの圧力・温度が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変化のうち、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。

「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能(ARI)を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、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。

この事故シーケンスにおけるS A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添付 8.1 表に示す。スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。

添付 8.1 表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、添付 8.1 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として、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。

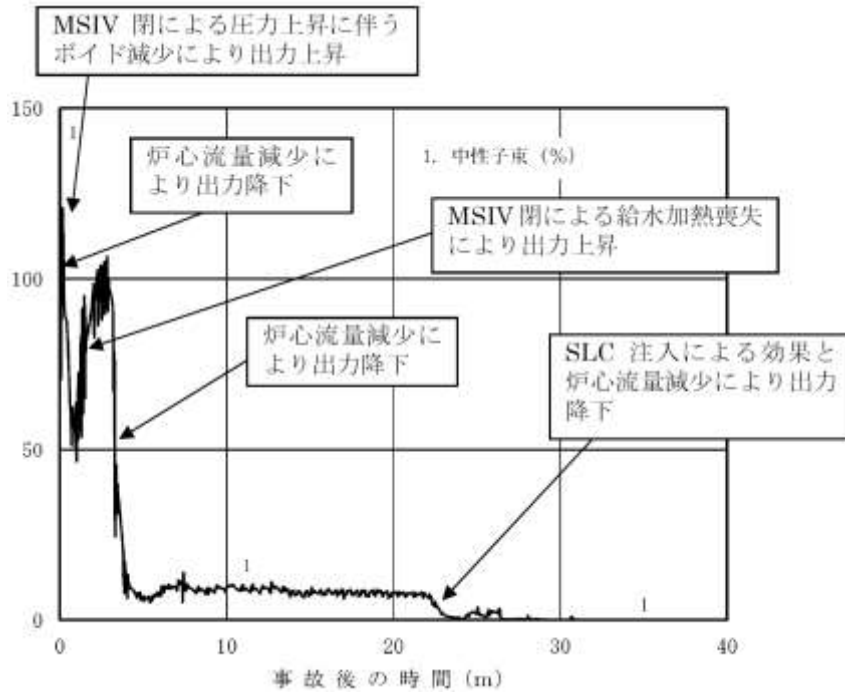
「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付 8.1 図～8.2 図に示す。原子炉圧力は 10 秒以内に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である 8.38MPa[gage]を下回っている。また、冷却材温度も、原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により、耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが、原子炉圧力の低下に伴い、同様に低下する傾向となる。長期的な観点では、事象発生後 10 秒以降、逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。

事象発生後 11 分で運転員がほう酸注入系によるほう酸水の注入を開始することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。

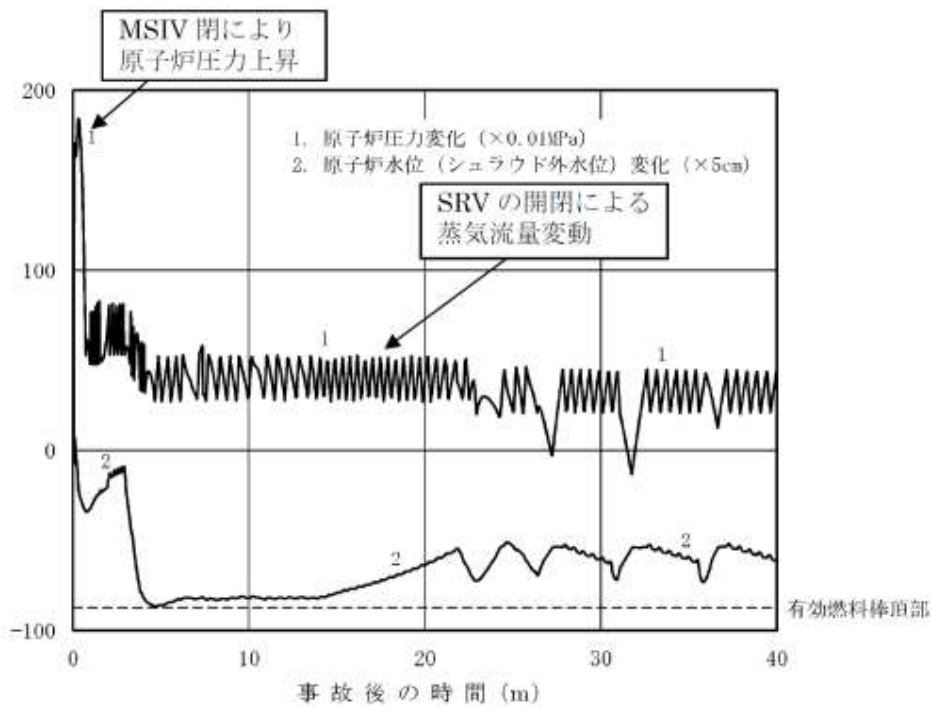
以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、RPVの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。

添付 8.1 表 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	DB条件
最高圧力	約 8.92MPa[gage]	8.38MPa[gage]
最高温度	約 304℃	299℃



添付 8.1 図 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]

添付 8.2 図 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)

### (3) 耐震評価で用いるPCVの圧力・温度について

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)(代替循環冷却を使用しない場合)

なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等において、事象発生後 $10^{-2}$ 年(約3日後)後前までに原子炉格納容器圧力逃がし装置等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(約3日後)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(約3日後)までの圧力・温度に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後には生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対処設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、高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)。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い。

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PCVの最高圧力及び最高温度を添付8.2表に示す。添付8.2表に示すとおり、最高圧力及び最高温度は

ほぼ同等であり、これら2つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度を、耐震評価における重大事故時の地震力と組合せるPCVの圧力・温度条件とする。

なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。

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おり、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、耐震評価に用いるPCVの圧力・温度条件には、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）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、SA発生後 $10^{-2}$ 年以上 $2 \times 10^{-1}$ 年未満の期間として組合せる荷重は、添付8.2表の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Sdと組合せる。

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・温度の解析結果を添付8.3図～8.6図に示す。添付8.3図～8.6図より、SA発生後 $10^{-2}$ 年（約3日後）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（約3日後）以降は、原子炉格納容器圧力逃がし装置等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ていることが確認できる。

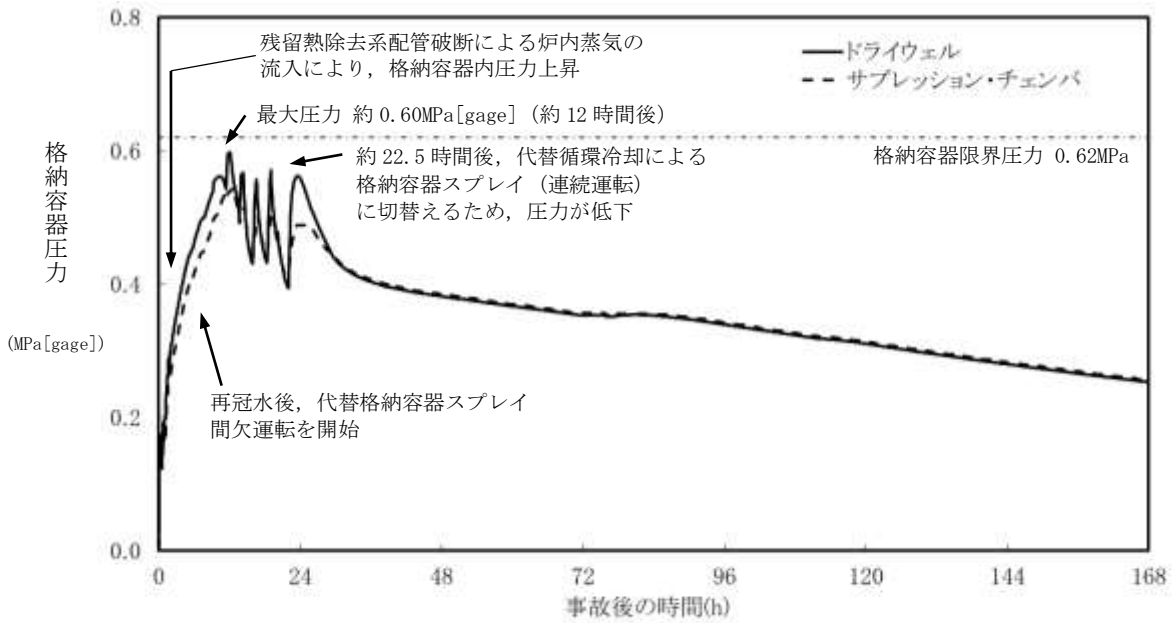
添付8.2表原子炉格納容器のSA時の圧力・温度（有効性評価結果）

	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）
最高圧力	約0.60MPa[gage]	約0.62MPa[gage]
最高温度	約165℃ <sup>※1</sup>	約168℃ <sup>※2</sup>
圧力（ $10^{-2}$ 年）	約0.36MPa[gage]	約0.25MPa[gage]
温度（ $10^{-2}$ 年）	約164℃ <sup>※3</sup>	約139℃

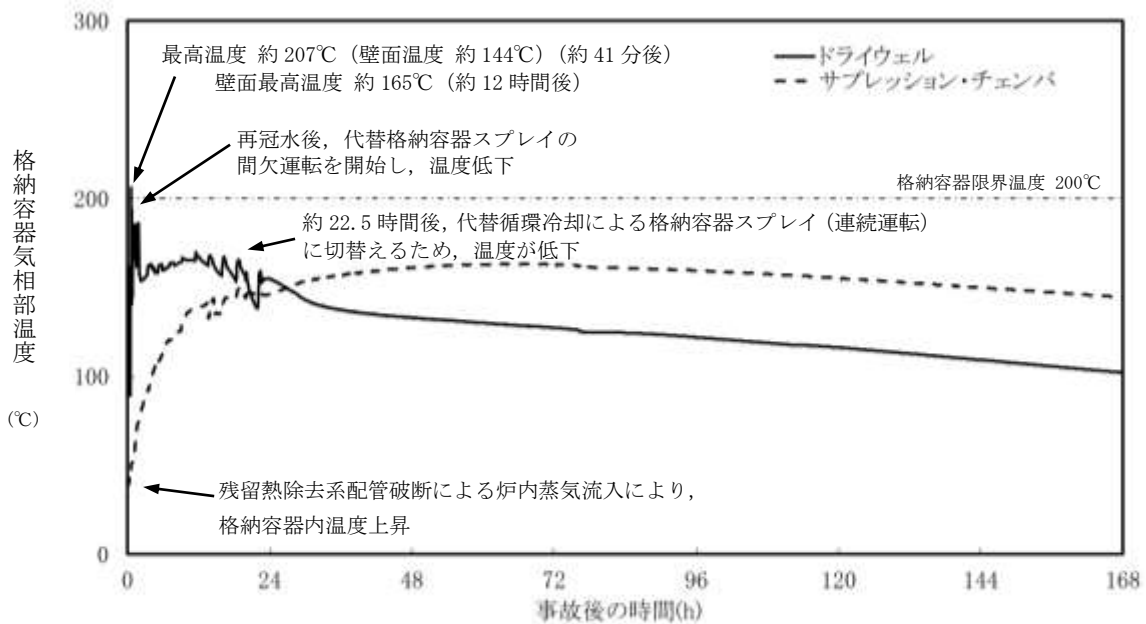
※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）

※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℃であるが、保守的に最高温度は0.62MPaの飽和温度とする

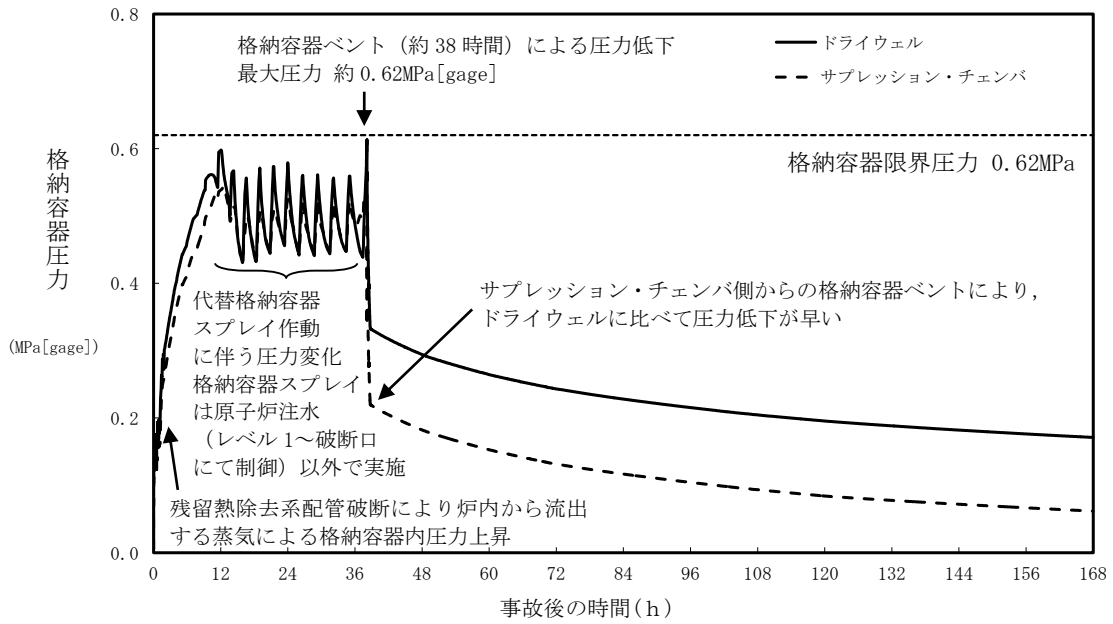
※3：サブプレッション・チェンバの最高温度



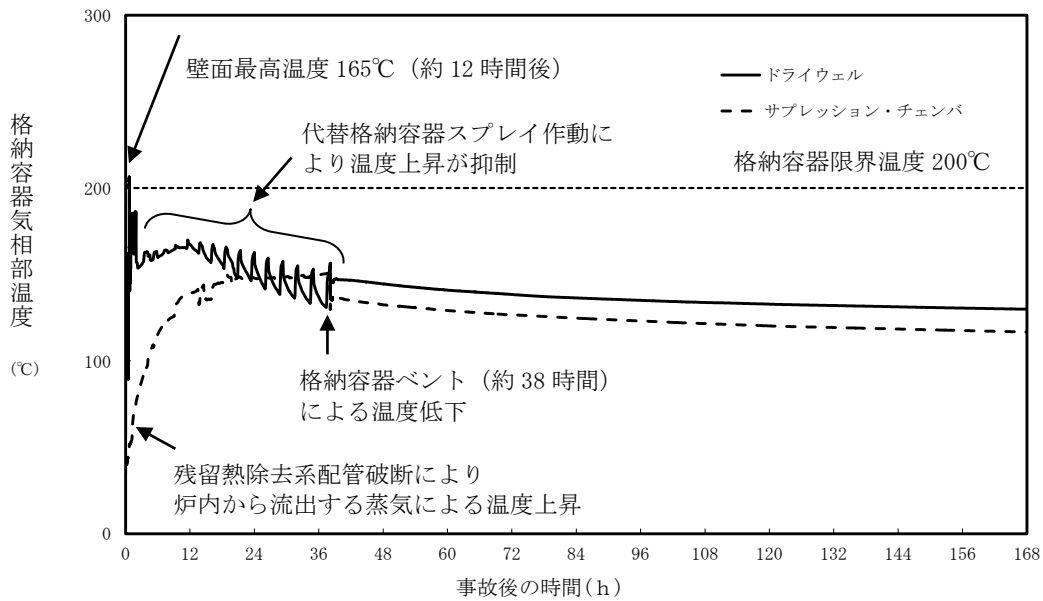
添付 8.3 図 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用する場合）における格納容器圧力の推移



添付 8.4 図 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移



添付 8.5 図 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）における格納容器圧力の推移



添付 8.6 図 格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）における格納容器温度（気相部）の推移

(4) SA時の耐震評価で用いるRPV及びPCVの圧力・温度条件について

前述のとおり、重大事故等対処施設の耐震評価で用いるRPV及びPCVの圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの圧力・温度条件については、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち、最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。

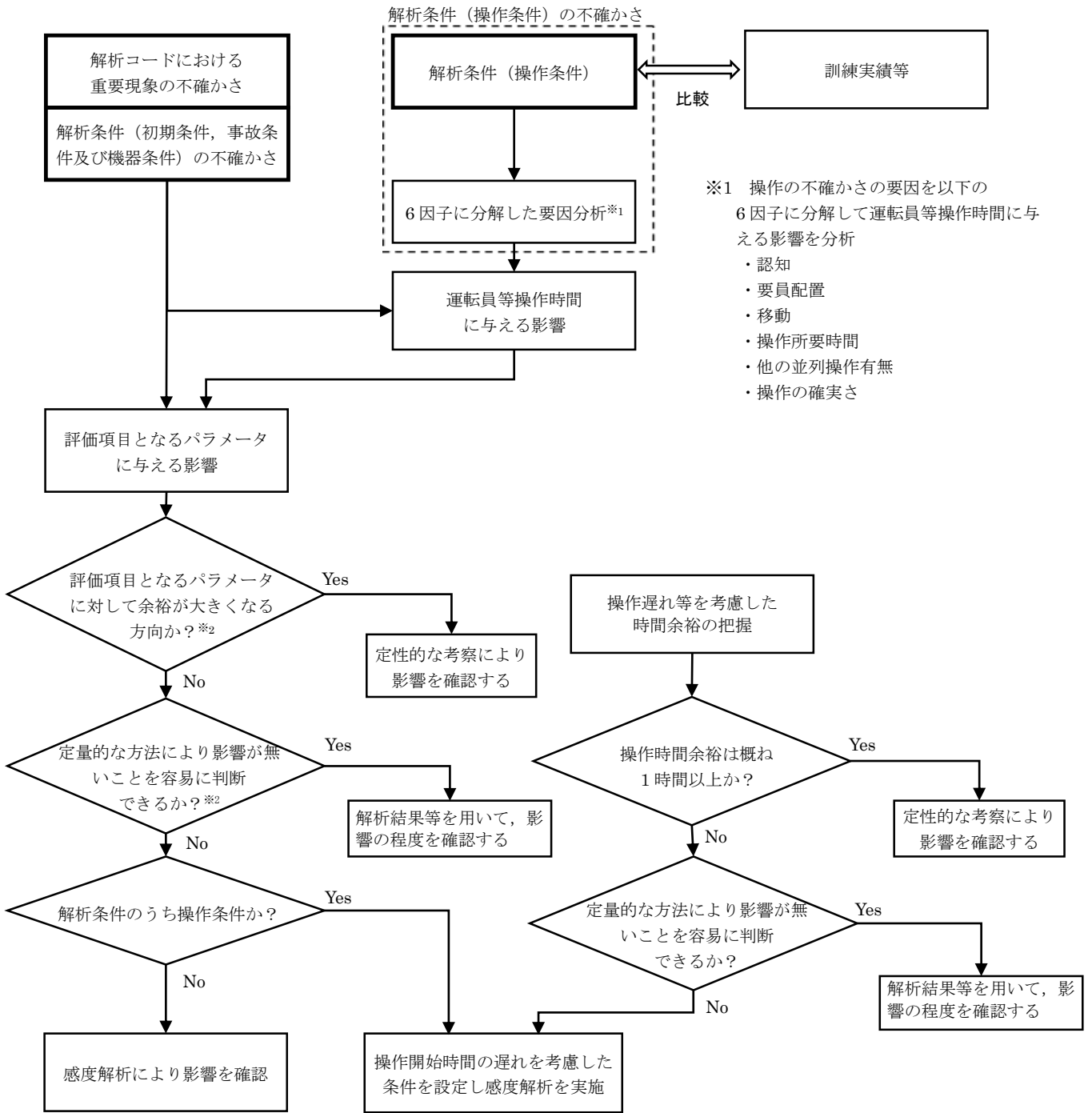
耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組合せるRPV及びPCVの圧力・温度条件の考え方を添付8.3表に示す。

添付8.3表 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度条件の考え方

	条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
RPV	圧力	原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力, 原子炉圧力, 炉心流量, 給水温度は, 最確条件を使用するが, 本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい, 主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。
	温度		
PCV	圧力	格納容器過圧・過温破損 (全事故シーケンスのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	格納容器空間部容積は設計値を, サプレッション・プール水位, 初期格納容器温度は, 最確条件を使用するが, 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については, 保守的な条件として設定している。
	温度		



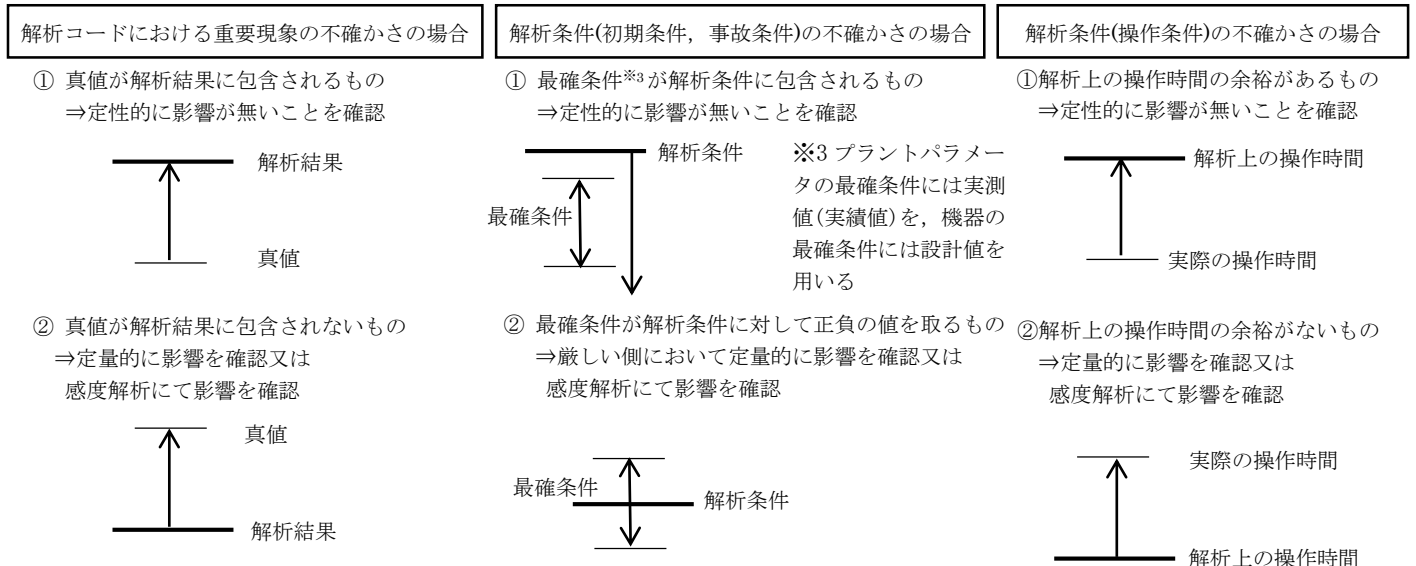
# 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



※1 操作の不確かさの要因を以下の6因子に分解して運転員等操作時間に与える影響を分析

- ・認知
- ・要員配置
- ・移動
- ・操作所要時間
- ・他の並列操作有無
- ・操作の確実さ

## ※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方



※3 プラントパラメータの最確条件には実測値(実績値)を、機器の最確条件には設計値を用いる

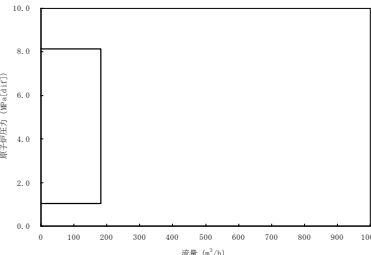
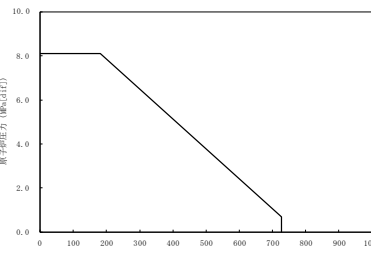
主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（1/5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		プラント動特性：REDY	—
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常水位（セパレータスカート 下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	52.2×10 <sup>3</sup> t/h	定格炉心流量として設定
	主蒸気流量	7.64×10 <sup>3</sup> t/h	定格主蒸気流量として設定
	給水温度	215℃	初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後、200秒程度で57℃まで低下し、その後は57℃一定に設定
	燃料及び炉心	9×9燃料（A型）（単一炉心）	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）の熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料（A型）を設定
	核データ（動的ボイド係数）	サイクル末期の値の1.25倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定
	核データ（動的ドップラ係数）	サイクル末期の値の0.9倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定
	ドライウエル空間容積	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）
	サプレッション・チェンバ容積	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）
サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定	
復水貯蔵槽水温	32℃	—	
事故条件	起回事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能 手動での原子炉スクラム 代替制御棒挿入機能	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	評価対象とする炉心の状態	平衡炉心のサイクル末期	サイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きく、保守的な評価となることを考慮して設定
	外部電源	外部電源あり	外部電源が使用できる場合、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップしないため、原子炉出力が高く維持されることから、格納容器圧力及びサプレッション・チェンバ・プール水温上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（2/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	主蒸気隔離弁閉	—
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3 秒	設計上の下限値（最も短い時間）として設定
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが、原子炉圧力高（7.48MPa[gage]）で4台、原子炉水位低（レベル2）で残りの6台がトリップ	原子炉冷却材再循環系のインターロックとして設定
原子炉圧力高設定点	7.48MPa[gage]	再循環ポンプ4台トリップの設計値
ドライウェル圧力高設定点	13.7kPa[gage]	非常用炉心冷却系ポンプの起動信号等の設計値
原子炉水位低（レベル2）設定点	セパレータスカート下端から-58cm	再循環ポンプ6台トリップ等の設計値 （セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm）
原子炉水位低（レベル1.5）設定点	セパレータスカート下端から-203cm	高圧炉心注水系起動信号等の設計値 （セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm）
原子炉水位低（レベル1）設定点	セパレータスカート下端から-287cm	自動減圧系起動信号等の設計値 （セパレータスカート下端は原子炉圧力容器底部から+1223cm）
再循環ポンプ・トリップの作動遅れ時間	0.2 秒	—
原子炉再循環流量制御系	自動運転モード 高速ランバック機能には使用できないものと仮定する	—
逃がし安全弁（逃がし弁機能）の動作設定値	逃がし弁機能 7.51MPa[gage]×1個、363t/h/個 7.58MPa[gage]×1個、367t/h/個 7.65MPa[gage]×4個、370t/h/個 7.72MPa[gage]×4個、373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個、377t/h/個 7.86MPa[gage]×4個、380t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（3/5）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低（レベル2）又はドライウェル圧力高信号（13.7kPa[gage]）によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 30 秒</li> <li>注水流量 182m<sup>3</sup>/h（8.12～1.03MPa[dif]において）</li> </ul>	<p>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定</p>  <p>原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性</p>
	高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位低（レベル1.5）又はドライウェル圧力高信号（13.7kPa[gage]）によって自動起動</li> <li>注水遅れ時間 24 秒（設計値の 37 秒から D/G の起動遅れ 13 秒を除いた値）</li> <li>注水流量 182～727m<sup>3</sup>/h（8.12～0.69MPa[dif]において）</li> </ul>	<p>高圧炉心注水系の設計値として設定</p>  <p>高圧炉心注水系ポンプ1台による注水特性</p>
	ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> <li>注水流量 190 リットル/分</li> <li>ほう酸濃度 13.4w%</li> </ul>	<p>ほう酸水注入系の設計値として設定</p>
	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）	<ul style="list-style-type: none"> <li>熱交換器 1 基あたり約 8MW（サプレッション・チェンバのプール水温 52℃，海水温度 30℃において）</li> </ul>	<p>残留熱除去系の設計値として設定</p>

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（4/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	自動減圧系の自動起動阻止操作	・自動減圧系の自動起動阻止操作に成功するものとし、自動減圧系は動作しない	・急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの30秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定
	ほう酸水注入系運転操作	・原子炉スクラムの失敗を確認した後から10分後に起動	・原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転操作	・サプレッション・チェンバ・プール水温が49℃に到達した後から10分後に起動	・サプレッションプール水温高警報設定値（49℃）到達から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（5/5）

項目	主要解析条件・相関式	条件設定の考え方
解析コード	SCAT（ホットバンドル解析）	—
最小限界出力比（MCPR）	1.22	通常運転時のMCPRの下限值
最大線出力密度（MLHGR）	44kW/m	通常運転時のMLHGRの上限値
BT判定（時刻）	GEXL相関式	—
BT後の被覆管表面熱伝達率	修正Dougall-Rohsenow式	—
リウエット相関式	学会標準における相関式2	—

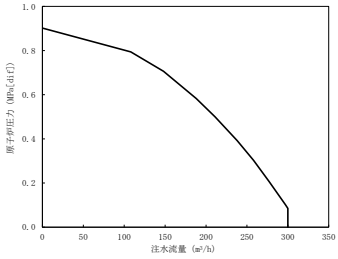
主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））（代替循環冷却を使用する場合）（1/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	—	
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
	燃料	9×9 燃料（A型）	—
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
	格納容器容積（ドライウエル）	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）
	格納容器容積（ウェットウエル）	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）
	真空破壊装置	3.43kPa （ドライウエルーサブプレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値
	サブプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m（NWL）	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水位として設定
	サブプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
	格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
	外部水源の温度	50℃（事象開始12時間以降は45℃，事象開始24時間以降は40℃）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））（代替循環冷却を使用する場合）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	外部電源が喪失するものとして設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））（代替循環冷却を使用する場合）（3/4）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
	低圧代替注水系（常設）	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水，その後は炉心を冠水維持するよう注水	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
	代替格納容器スプレィ冷却系	140m <sup>3</sup> /h にてスプレィ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレィ流量を考慮し，設定
	代替循環冷却	循環流量は，全体で約 190m <sup>3</sup> /h とし，原子炉注水へ約 90m <sup>3</sup> /h，格納容器スプレィへ約 100m <sup>3</sup> /h に流量を分配	代替循環冷却の設計値として設定



主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））（代替循環冷却を使用する場合）（4/4）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作	炉心冠水後，格納容器温度が約 190℃到達時	格納容器限界温度到達防止を踏まえて設定
	代替原子炉補機冷却系運転操作	事象発生 20 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定
	代替循環冷却による原子炉格納容器除熱操作	事象発生約 22.5 時間後	代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮して設定

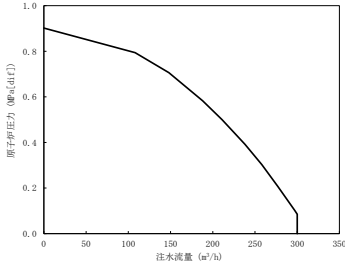
## 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）（1/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	—	
初期条件	原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	7.07MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータスカート下端から+119cm）	通常運転時の原子炉水位として設定
	炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
	燃料	9×9 燃料（A型）	—
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
	格納容器容積（ドライウエル）	7,350m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値（全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値）
	格納容器容積（ウェットウエル）	空間部：5,960m <sup>3</sup> 液相部：3,580m <sup>3</sup>	ウェットウエル内体積の設計値（内部機器及び構造物の体積を除いた値）
	真空破壊装置	3.43kPa （ドライウエルーサプレッション・チェンバ間差圧）	真空破壊装置の設定値
	サプレッション・チェンバ・プール水位	7.05m（NWL）	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水位として設定
	サプレッション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサプレッション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
	格納容器圧力	5.2kPa	通常運転時の格納容器圧力として設定
	格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
	外部水源の温度	50℃（事象開始12時間以降は45℃， 事象開始24時間以降は40℃）	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉压力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	外部電源が喪失するものとして設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）（3/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
	低圧代替注水系（常設）	最大 300m <sup>3</sup> /h で注水，その後は炉心を冠水維持するよう注水	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
	代替格納容器スプレイ冷却系	140m <sup>3</sup> /h にてスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し，設定
	格納容器圧力逃がし装置等	格納容器圧力が 0.62MPa [gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して，原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作（流路面積約 50%開）にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置等の設定値として設定

主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）（4/4）

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生 70 分後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	代替格納容器スプレイ冷却系による原子炉格納容器冷却操作	炉心冠水後，格納容器温度が約 190℃到達時	格納容器限界温度到達防止を踏まえて設定
	格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱操作	格納容器圧力が 0.62MPa[gage]接近時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定

## 9.A BWRにおける運転状態V(LL)の適切性について

### (1) はじめに

S A施設は、DBを超え、S A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、S Aの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V(S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V(L)、V(L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V(LL)として定義している。ここでは、A BWRにおいて新たに定義した運転状態V(LL)の適切性について示す。

### (2) A BWRにおける格納容器除熱評価

添付9.1表に格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却を使用する場合)における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9.1表に示すとおり、事故後長期においても格納容器圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能であるものの、格納容器温度は後述(3)に示すA BWRの格納容器の特性により、海水温度を設計温度である30℃とした場合には、格納容器温度はDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下しない。

添付9.1表 格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却を使用する場合)における格納容器圧力・温度の推移

項目	代替循環冷却 10 <sup>-2</sup> 年後(3日後)	代替循環冷却 2×10 <sup>-1</sup> 年後(60日後)	DB耐震条件 (S s)
ドライウェル圧力	約0.36MPa[gage]	約0.15MPa[gage]	大気圧相当 (+14kPa)
サプレッション・ チェンバ圧力	約0.36MPa[gage]	約0.14MPa[gage]	
ドライウェル温度	約128℃	約54℃	35℃
サプレッション・ チェンバ気相温度	約164℃	約74℃	
サプレッション・ プール水温度	約149℃	約68℃	
サプレッション・ プール水位	約11.4m	約10.9m	HWL(7.1m)

(海水温度は設計温度である30℃を条件とする)

(3) ABWRの格納容器の特性について

(2)において、事故後長期においてもABWRの格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが、これはABWRの格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較した当社ABWRの格納容器の特性を示す。

- ・ABWRでは格納容器下部ドライウェルに熱の蓄積場所としてのサプレッション・プールが存在しており、その水温はPCV評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる
- ・ABWRではECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源（復水貯蔵槽）を使用する。これにより通常運転時よりサプレッション・プール水位が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある

上記より、ABWRでは格納容器の特徴を踏まえ、PWR（伊方3号）とは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件（温度、圧力、水位上昇）による影響を確認する必要がある。

なお、長期安定状態におけるABWRとPWR（伊方3号）の格納容器除熱手段は、添付9.2表であり、同等の除熱設備を有している。

添付9.2表 長期安定状態におけるABWRとPWR（伊方3号）の格納容器除熱手段

ABWR (KK6 /7)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)		残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却 (代替原子炉補機冷却系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし 装置, 代替格納容器圧 力逃がし装置)
PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷 却器)	格納容器スプレイ 再循環 (格納容器スプレ イ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循 環 (余熱除去冷却器, 使用済 燃料ピット冷却器)	格納容器再循環ユニッ トによる自然循環冷却

(4) 現実的な格納容器除熱評価

上記(2)(3)で述べたとおり、ABWRの格納容器の特性により海水温度を設計値である30℃として評価した場合には、格納容器温度をDB耐震条件35℃（通常運転状態）まで低下させることは難しいが、実測値に基づく海水温度を用いた場合の格納容器圧力・温度の推移を添付9.3表に示す。添付9.3表に示すとおり、事象開始後7日後からRHR1系列による格納容器除熱を追加し、実測値に基づく海水温度を用いた場合には、格納容器温度をDB耐震条件35℃（通常運転状態）まで低下させることが可能となる。しかしながら、通常

運転時よりサプレッション・プール水位が高くなることから、安全性確保の観点からこれを荷重条件として考慮し、荷重組合せに運転状態 V (LL) の考え方を適用して影響を確認する。

添付 9.3 表 実測値に基づく海水温度を用いた場合の格納容器圧力・温度の推移

項目	代替循環冷却 10 <sup>-2</sup> 年後 (3 日後)		
	海水温度 17℃ <sup>※1</sup>	海水温度 3℃ <sup>※1</sup>	海水温度 33℃ <sup>※1</sup>
ドライウェル圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]
サプレッション・チェンバ圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]
ドライウェル温度	約 118℃	約 106℃	約 130℃
サプレッション・チェンバ気相温度	約 157℃	約 150℃	約 164℃
サプレッション・プール水温度	約 143℃	約 136℃	約 151℃
サプレッション・プール水位	約 11.3m	約 11.2m	約 11.4m

項目	代替循環冷却 7 日後から RHR1 系列+代替循環冷却 2×10 <sup>-1</sup> 年後 (60 日後)		
	海水温度 17℃ <sup>※1</sup>	海水温度 3℃ <sup>※1</sup>	海水温度 33℃ <sup>※1</sup>
ドライウェル圧力	約 0.12MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	約 0.13MPa[gage]
サプレッション・チェンバ圧力	約 0.10MPa[gage]	約 0.09MPa[gage]	約 0.12MPa[gage]
ドライウェル温度	約 30℃	約 27℃	約 45℃
サプレッション・チェンバ気相温度	約 40℃ <sup>※2</sup>	約 28℃ <sup>※2</sup>	約 54℃ <sup>※2</sup>
サプレッション・プール水温度	約 30℃	約 16℃	約 45℃
サプレッション・プール水位	約 10.6m	約 10.9m	約 10.6m

※1：海水温度は 10 年間の観測記録の平均値である約 17℃，最小値である約 3℃，最大値である約 33℃を用いて評価している。

※2：有効性評価では RHR 系によるサプレッション・チェンバへのスプレイを模擬していないため、サプレッション・チェンバ気相温度はサプレッション・プール水温度より低下していないが、現実的な操作では、サプレッション・チェンバへのスプレイにて、サプレッション・プール水温度付近まで低下するものと考えられる。



(5) まとめ

ABWRはその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考える。

## 10.荷重条件として組合せるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について

### (1) はじめに

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を荷重条件として組合せるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。

ここでは、当該シナリオを荷重条件として組合せることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。

### (2) 荷重条件として組合せるシナリオの選定について

「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、① 格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を荷重条件として組合せるシナリオとして選定している。

① 格納容器過圧・過温破損シナリオ：「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」

② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ：「過渡事象+ECCS機能喪失+(S A炉心注水無し)」

②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等防止対策による原子炉注水は実施しないものとして評価しており、本来は高压代替注水系又は低压代替注水系による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。また、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とし、これに①のシナリオ（格納容器過圧・過温破損シナリオ）同様に、S B Oが重畳するものとした場合においても、事象発生から70分までに電源復旧及び低压代替注水系による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーション<sup>\*1</sup>を回避可能である。

また、炉心損傷頻度及び低压代替注水系による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10.1表に示すとおり保守性を考慮しても $10^{-8}$ /年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。

上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を選定することが適切である。

※1：内部事象レベル1.5PRAにおいて設定しているIVR失敗確率は、炉心が下部プレナムへ移行した後からの原子炉注水によるIVRに失敗する確率として設定したもの。

添付 10.1 表 R P V 破損発生と地震動が重畳する頻度

事故シーケンス	RPV 破損の発生頻度	×	地震動の発生確率	=	RPV 破損発生と地震動が重畳する頻度
過渡事象 +ECCS 機能喪失+(SA 炉心注水無し)	$10^{-4}/\text{年}^{*1}$ (炉心損傷頻度)	×	$10^{-2}$ 未満 <sup>*2</sup> 〔 弾性設計用 地震動 Sd 〕 又は $5 \times 10^{-4}/\text{年}^{*3}$ 〔 基準地震動 Ss 〕	=	$10^{-8}/\text{年未満}$

※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  $10^{-4}/\text{年}$  とした。柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の炉心損傷頻度は  $10^{-4}/\text{年}$  よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。

※2：事象発生後、低圧代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧代替注水系運転等の失敗確率を組み合わせで算出。

※3：JEAG4601-1984 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  $S_s$ 、 $S_d$  に読み換えた。

### (3) 荷重条件の保守性について

運転状態 V (L) , V (LL) に用いる荷重条件は、本文 5.2.2(4) a. に示すように格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断 LOCA+ECCS 機能喪失+SBO」の有効性評価結果を用いることとしている。

運転状態 V (L) に用いる荷重条件は、本文 5.2.2(4) b. に示すように格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用しない場合）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、事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力約 0.62MPa・最高温度約 168℃）を  $S_d$  と組合せることとしており、保守性を確保している。なお、この荷重は CUW ボトムドレン配管破断シナリオ（約 0.45MPa）及び PRV 破損後のシナリオ（約 0.48MPa）の 3 日後（ $10^{-2}$  年後）における荷重を包絡している。

運転状態 V (LL) に用いる荷重条件は、本文 5.2.2(4) b. に示すように除熱能力の観点から格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却を使用する場合）を参照している。さらに有効性評価では、格納容器圧力に対して厳しい条件となるよう、格納容器漏えい率は考慮しておらず、添付 10.2 表に示すとおり運転状態 V (LL) のような長期間の圧力・温度挙動では、この格納

容器漏えい率の考慮の有無の影響は大きく、十分な保守性を確保している。

添付 10.2 表 格納容器からの漏洩の有無による格納容器圧力・温度の差異

	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]
格納容器圧力 ( $2 \times 10^{-1}$ 年後)	約 0.15MPa [gage]	約 0.05MPa [gage]
格納容器温度 ( $2 \times 10^{-1}$ 年後)	約 74°C <sup>※1</sup>	約 72°C <sup>※1</sup>

※1：サプレッション・チェンバの温度

#### (4) まとめ

上記(2), (3)より「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を荷重条件として組合せるシナリオとして選定することは適切であり、また、その荷重条件については保守性が確保されている。

## 参考資料

- [参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈（抜粋）
- [参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈
- [参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2（抜粋）
- [参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド（抜粋）
- [参考5] JEAG4601（抜粋）
- [参考6] 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性
- [参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較
- [参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

〔参考1〕 設置許可基準規則第39条及び解釈（抜粋）

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	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解釈
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 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。</p> <p>二 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が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大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。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等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。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>第39条（地震による損傷の防止）</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4条第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>4 第1項第4号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために</p>

[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈

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	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解釈
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 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が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。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊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。</p>	<p>第4条（地震による損傷の防止）</p> <p>別記2のとおりとする。</p>



〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2（抜粋）（1／2）

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。

四 基準地震動の策定に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性並びに地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「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」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。



〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2（抜粋）（2／2）

・機器・配管系については、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基準地震動による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。なお、上記により求められる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。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「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」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

## 二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物

- ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。）が保持できること。
- ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能及び浸水防止機能）を保持すること。
- ・浸水防止設備及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能及び津波監視機能）を保持すること。
- ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。

また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位の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こと。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示す

[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)(1/3)

建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。

#### 4.2 荷重及び荷重の組合せ

##### 【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

##### 【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

##### (1) 地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・ JEAG4601

・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007)

##### (2) 荷重の組合せ

① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

#### 4.3 許容限界

##### 【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。

**【確認内容】**

許容限界については以下を確認する。

- (1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動  $S_s$  による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEAG4601 又は既往の研究等を参考に設定していること。

- ・ JEAG4601
- ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社) 日本機械学会, 2005/2007)

- (2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動  $S_2$ 、 $S_1$  をそれぞれ基準地震動  $S_s$ 、弾性設計用地震動  $S_d$  と読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。

4.4 地震応答解析

4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル

**【審査における確認事項】**

機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。

**【確認内容】**

地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。

(1) 地震応答解析手法

地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に設定していること。

(2) 地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル

① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル

地盤・建物－機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。

② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル

a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化



## 4.2 荷重及び荷重の組合せ

### 【審査における確認事項】

機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。

### 【確認内容】

荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。

#### (1) 地震力以外の荷重

施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。

・ JEAG4601

・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社) 日本機械学会, 2005/2007)

#### (2) 荷重の組合せ

① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。

② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力 (Bクラスの共振影響検討に係るもの) に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601 の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1/7) (JEAG4601・補-1984 P.44,45)

表I-3-1 第2種容器の運転状態の分類 (BWR)

昭和55年 通産省告示 第501号	事 象		地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 揺動事 象とし ての適 用の有 無	備 考
	分 類	項 目	説 明	適用の 有 無		
運転状態-I A-1	起 動	原子炉停止時から 通常運転までの過 渡、圧力の変動変 遷。	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> △	事象の継続時間は 時間のオーダー。	×	運転状態Iの出力 運転で代表される。
	停 止	上記の逆の事象が 生じる。	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> △	同 上	×	同 上
	出力運転	通常出力運転中の 圧力、温度、機械 的荷重。	S <sub>1</sub> ○ S <sub>2</sub> ○		×	
	高温待機	第2種容器に対し ては、上記と同じ 荷重。	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> △		×	運転状態Iの出力 運転で代表される。
	燃料交換		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> △		×	運転状態Iの出力 運転における設計 条件で代表される。

昭和55年 通産省告示 第501号	事 象		地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 揺動事 象とし ての適 用の有 無	備 考	
	分 類	項 目	説 明	適用の 有 無			説 明
運転状態-II A-2	外部電源喪失	これらの事象が 起これば、原子 炉圧力が上昇し 逃がし安全弁が 作動する。 この場合第2種 容器に空気の振 動による荷重が 作用する。	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×		△	運転状態IIの主蒸 気隔離弁の開鎖で 代表される。	
	負荷の喪失		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×		△	同 上	
	主蒸気隔離 弁の開鎖		S <sub>1</sub> ○ S <sub>2</sub> ×	事象後30分程度に わたる逃がし安全 弁作動。		○	
	給水制御系 の故障		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			△	運転状態IIの主蒸 気隔離弁の開鎖で 代表される。
	圧力制御装 置の故障		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			△	同 上
	全給水流量 喪失 (給水ポン プ停止)		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			△	同 上
	タービン トリップ		S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			△	同 上
運転状態-III A-3	逃がし安全 弁誤作動 (1個)	S <sub>1</sub> △ S <sub>2</sub> ×			×	同 上	
運転状態-III A-3	原子炉圧力 容器の過大 圧力	S <sub>1</sub> × S <sub>2</sub> ×	この事象の継続時 間は1分以内。		×		
運転状態-IV A-4	冷却材喪失 事 故	S <sub>1</sub> ○ S <sub>2</sub> ×	長時間* 継続する もの。 (* 10 <sup>-4</sup> 年以上)		×	長時間* 作用する 圧力、温度は基準 地震時 S <sub>1</sub> と組合 せるものとする。 また冷却材喪失事 故時に短時間働く 圧力、温度以外に、 プール水揺動によ る衝撃力があるが、 これは告示24条の ジェット荷重と同 等に扱う。 (* 10 <sup>-4</sup> 年以上)	

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (2 / 7) (JEAG4601・補-1984 P.41)

	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度、圧力の変動による荷重を考慮する。	$S_1 \times$ $S_2 \times$	同 上	$\times$	
運転状態-IV	主蒸気管破断事故A-4		$S_1 \times$ $S_2 \times$	同 上	$\times$	
	冷却材喪失事故 A-4		$S_1 \Delta$ $S_2 \times$	長時間 *継続するもの。 (* $10^{-1}$ 年以上)	$\times$	

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 JEAG 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。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (4/7) (JEAG4601・補-1984 P.49)

[記号の説明]

- D : 死荷重
- P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) における圧力荷重
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で (冷却材喪失事故後の状態は除く) 設備に作用している機械的荷重

〔各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値 (たとえば最高使用圧力、設計機械荷重) を用いてもよい。〕

- $P_L$  : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている圧力荷重
- $M_L$  : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重
- $P_D$  : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- $M_D$  : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- $P_d$  : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- $M_d$  : 当該設備に設計上定められた機械的荷重
- $S_1$  : 基準地震動  $S_1$  により定まる地震力又は静的地震力
- $S_2$  : 基準地震動  $S_2$  により定まる地震力
- $S_B$  : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力

〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動により求まる荷重とは基準地震動  $S_1$  に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕

- $S_C$  : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力
- $III_A S$  : 通産省告示 501 号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態
- $IV_A S$  : 通産省告示 501 号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態
- $B_A S$  : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態
- $C_A S$  : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態

〔 $III_A S$ 、 $IV_A S$ 、 $B_A S$ 、 $C_A S$ は JEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。〕



[参考5] JEAG4601 (抜粋) (5/7) (JEAG4601・補-1984 P.78,79)

## 1.2 基本的考え方

### 1.2.1 耐震A<sub>s</sub>及びAクラス施設について

運転状態と地震動の組合せ、これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。

#### (1) 基準地震動 $S_1$

基準地震動  $S_1$  による荷重を運転状態 I と組合せた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動  $S_1$  による荷重を運転状態 I 及び / 又は運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。

すなわち、運転状態 III に対する許容応力状態 III<sub>s</sub> を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 III<sub>s</sub> S を限度とする。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6 / 7) (JEAG4601-1987 P.377~378)

(e) 熱応力の扱い

S1地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。

熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、<sup>(5.3.2-1)</sup>設計法、<sup>(5.3.2-2-7)</sup>関連実験及び<sup>(5.3.2-8)</sup>関連規準を参考とされたい。

また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか<sup>(5.3.2-9-11)</sup>ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (7/7) (JEAG4601-1987 P.427)

表5.5.1-6 荷重の組合せ(基礎マット)

荷重の組合せ		許容応力度
(1)	D+O	長期
(2)	D+O+L*	
(3)	D+O+L	短期
(4)	D+O+S <sub>1</sub> *	
(5)	D+O+S <sub>2</sub>	機能維持の検討
(6)	D+O+L+S <sub>1</sub> *	

(5), (6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。

- D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等)
- O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等)
- L\* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重)
- L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重)
- S<sub>1</sub>\* : 基準地震動 S<sub>1</sub>又は静的地震力による地震荷重
- S<sub>2</sub> : 基準地震動 S<sub>2</sub>による地震荷重

[参考6] 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性

1. 検討方針

5.2.3において、PCVバウンダリに対する重大事故と地震の荷重条件についてSA後長期(LL)に生じる荷重とSsによる地震力、SA後長期(L)に生じる荷重とSdによる地震力と組合せることとしているが、ここでは、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(以降RCCV)に対して保守的な条件として限界温度・圧力(200℃, 2Pd)負荷によるRCCVへの影響を確認するとともに、除荷後のRCCVの挙動を検討し、耐震性安全性への影響を評価する。

2. 検討結果

2.1 RCCV躯体の耐震性に与える影響

評価温度・圧力(200℃, 2Pd)負荷の影響を確認すると共に、その影響を踏まえた原子炉建屋の地震応答解析を実施し、評価温度・圧力負荷によるRCCVの耐震安全性への影響を確認する。

評価温度・圧力(200℃, 2Pd)負荷時の影響検討の結果によれば、RCCVを構成する鉄筋コンクリート部材(鉄筋及びコンクリート)について、局所的な要素を除いて降伏ひずみを下回っており、構造全体としては弾性範囲となっている。従って、温度及び圧力が抜けた段階では、ほぼ元の状態に戻るものと考えられる。

一方、コンクリートには、温度依存性があることから、RCCV内が高温環境となる影響について考慮する必要がある。以下では高温環境を経験することが耐震安全性評価に与える影響について検討する。

RCCV内部の温度を200℃定常状態として、RCCV一般部の鉄筋コンクリート躯体温度の断面平均を評価すると、概ね110℃となる。その状態における、RCCV一般部の躯体のコンクリートの強度・剛性について、『Eurocode』に基づき評価した結果を表-1に示す。これより、コンクリートの強度低下は無視することができ、コンクリートの剛性低下のみを考慮すればよいことが分かる。

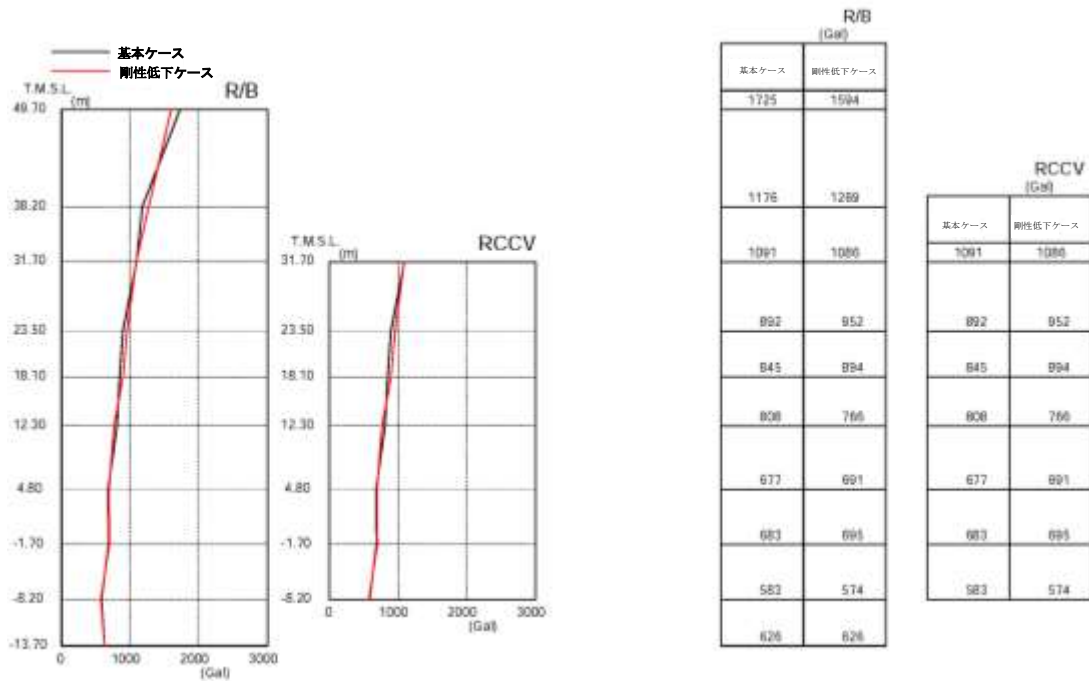
参考 6.1 表 高温環境時のコンクリートの強度・剛性

温度		20℃	100℃	200℃	110℃相当	解析設定値
コンクリート	ヤング係数比	1.0	0.63	0.43	0.61	0.6
	圧縮強度比	1.0	1.0	0.95	0.995	1.0

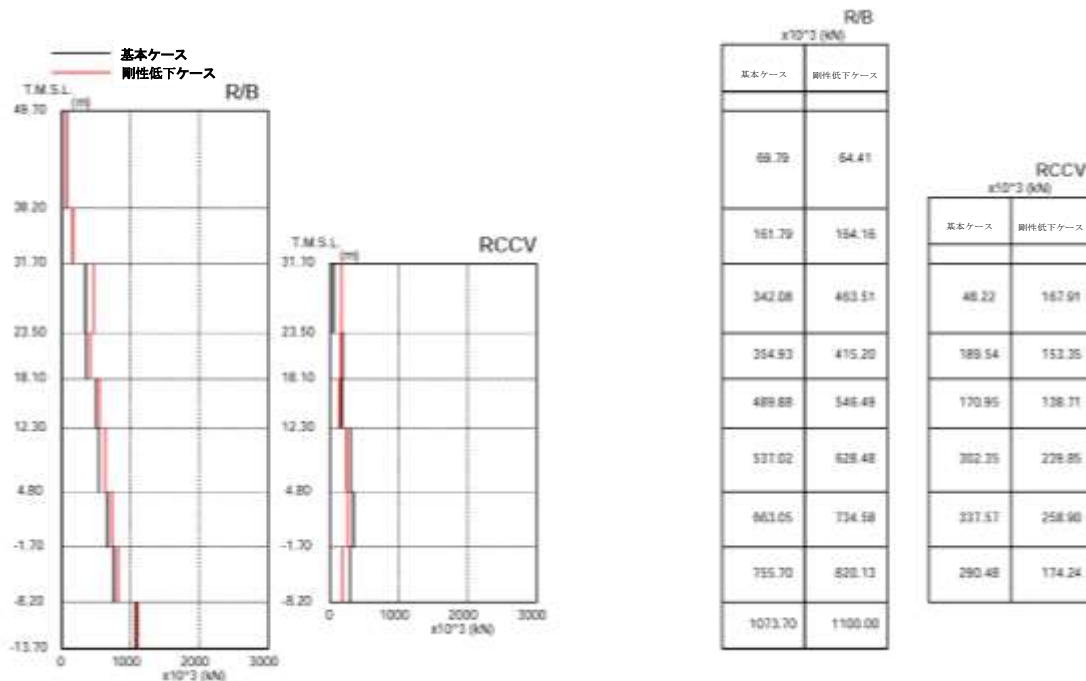
コンクリートの剛性低下は、高温環境で内部の水分が逸散することに起因しており、温度が低下したあともその影響は継続するものと考えられるため、RCCVの一般躯体部の剛性低下率は参考 6.1 表での評価結果を踏まえて 0.6 倍とし、RCCVの剛性

低下を考慮した地震応答解析を実施する。なお、本検討における地震応答解析は、基準地震動 S s-1 の NS 方向を代表として実施するものとする。耐震壁の復元力特性についてもコンクリートの剛性低下を考慮したものとする。

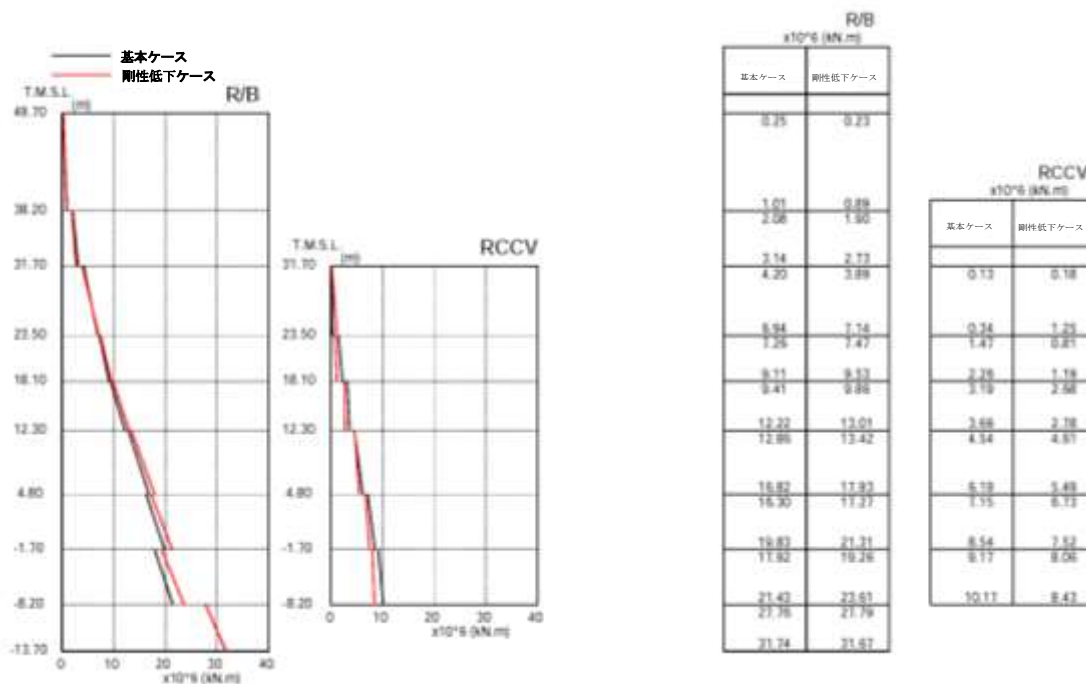
基準地震動 S s-1 に対する NS 方向の地震応答解析結果を参考 6.1~6.4 図に示す。なお、剛性低下の影響を確認するために基本ケース（剛性低下を考慮しないケース）の結果についても併せて図に示している。



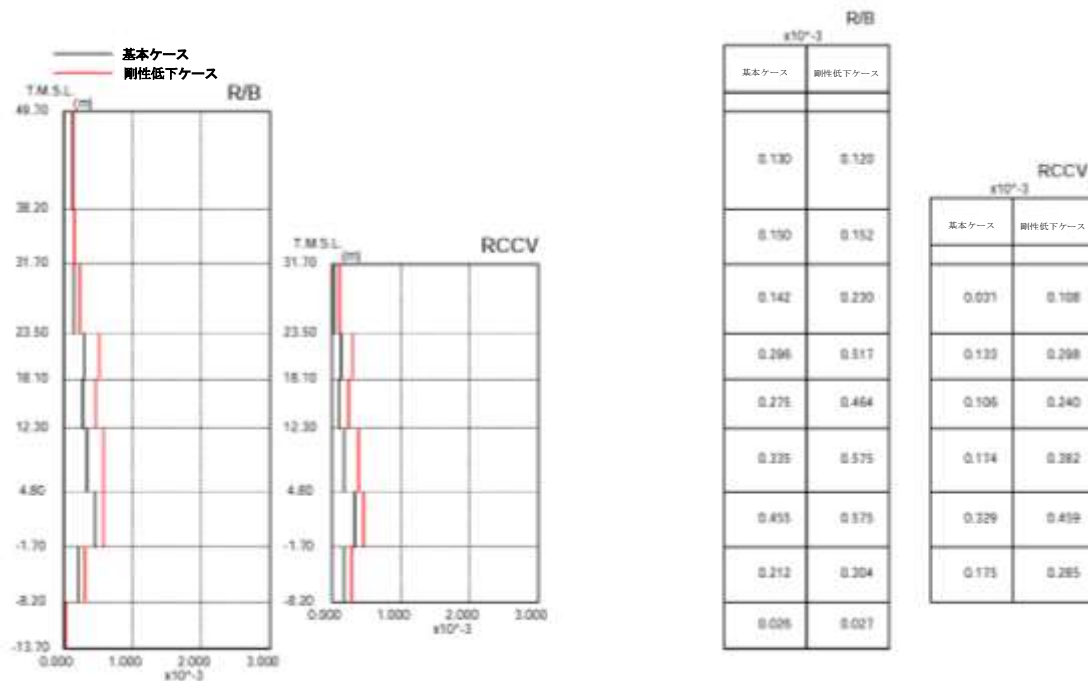
参考 6.1 図 最大応答加速度の比較



参考 6.2 図 最大応答せん断力の比較



参考 6.3 図 最大応答曲げモーメントの比較



参考 6.4 図 最大応答せん断ひずみの比較

これより、最大応答加速度については大きな差がないことが確認出来る。また、RCCVに生じる最大応答せん断力及び最大応答曲げモーメントは剛性低下ケースで基本ケース（剛性低下非考慮）の80%程度に低減されることから、RCCV躯体に作用する地震荷重は基本ケースよりも低減されることが確認出来る。一方、外壁に生じるせん断力及びモーメント、せん断ひずみは剛性低下ケース時に総じて大きくなるものの、最大応答せん断ひずみは許容値である  $2000\mu$  に対して十分余裕のある結果となっている。

以上より、評価温度・圧力負荷後の耐震性への影響として、RCCVのコンクリート剛性の低下が想定されるものの、RCCVに作用する地震荷重は基本ケースよりも低減されることから、耐震安全性に与える影響は小さいと考えられる。

〔参考7〕DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較

施設名称	DB条件		SA条件		備考
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	
原子炉圧力容器	S d : 8.37MPa	S d : 299	S d : 0.93以下	S d : 182以下	
	S s : 8.37MPa	S s : 299	S s : 0.93以下	S s : 182以下	
原子炉圧力容器支持スカート	—	S d : 171	S d : —	S d : 168	原子炉格納容器内雰囲気温度
	—	S s : 57	S s : —	S s : 74	
原子炉圧力容器基礎ボルト	—	S d : 171	S d : —	S d : 168	原子炉格納容器内雰囲気温度
	—	S s : 57	S s : —	S s : 74	
原子炉圧力容器スタビライザ	—	S d : 171	S d : —	S d : 168	原子炉格納容器内雰囲気温度
	—	S s : 57	S s : —	S s : 74	
原子炉格納容器	S d : 0.250MPa (D/W) 0.180MPa (S/C) (LOCA条件)	S d : 171°C (D/W) 104°C (S/C) (LOCA条件)	S d : 0.36	S d : 168	
	S s : -0.014MPa (通常運転)	S s : 171°C (D/W) 104°C (S/C) (通常運転)	S s : 0.15	S s : 74	
原子炉格納容器配管貫通部	S d : 0.250MPa (D/W) 0.180MPa (S/C) (LOCA条件)	S d : 171°C (D/W) 104°C (S/C) (LOCA条件)	S d : 0.36	S d : 168	
	S s : -0.014MPa (通常運転)	S s : 171°C (D/W) 104°C (S/C)	S s : 0.15	S s : 74	



施設名称	D B 条件		S A 条件		備考
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	
原子炉格納容器電気配線貫通部	S d : 0.250MPa (D/W) 0.180MPa (S/C) (LOCA条件)	S d : 171°C (D/W) 104°C (S/C) (LOCA条件)	S d : 0.36	S d : 168	
	S s : -0.014MPa (通常運転)	S s : 171°C (D/W) 104°C (S/C) (通常運転)	S s : 0.15	S s : 74	
高圧炉心注水系ポンプ	S d : -	S d : 100(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) 66(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	S d : -	S d : -	
	S s : -	S s : 100(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) 66(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	S s : -	S s : 113(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) 66(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	
残留熱除去系ポンプ	S d : -	S d : 182(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) 66(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	S d : -	S d : -	
	S s : -	S s : 182(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) 66(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	S s : -	S s : 137(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト) 66(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	

施設名称	DB条件		SA条件		備考
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	
原子炉補機冷却水系ポンプ	S d : -	S d : 70(ポンプ取付ボルト) 50(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	S d : -	S d : -	
	S s : -	S s : 70(ポンプ取付ボルト) 50(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	S s : -	S s : 70(ポンプ取付ボルト) 50(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	
原子炉補機冷却水系熱交換器	S d : 1.37	S d : 70	S d : -	S d : -	
	S s : 1.37	S s : 70	S s : 1.37	S s : 70	
原子炉補機冷却海水ポンプ	S d : -	S d : 50(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	S d : -	S d : -	
	S s : -	S s : 50(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	S s : -	S s : 50(ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	

<補足事項>

・本表において耐震評価に用いる温度，圧力を記載。ただし，SA条件において原子炉格納容器雰囲気に記載している場合はDB条件においても原子炉格納容器雰囲気における条件を記載。

・原子炉圧力容器は，胴板を代表して記載。

[参考8]「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明

1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは

「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器（＝耐震Sクラス施設）がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象である。

2. 耐震重要度分類の考え方

耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。耐震BCクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。

そのため耐震BCクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。

Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの

Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

3. 耐震BCクラス施設の破損による影響について

(1) 地震PRAにおける耐震BCクラス施設損傷の考慮について

地震PRAでは、耐震BCクラス施設損傷による過渡事象として「外部電源喪失」を考慮している。また、耐震BCクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして確認しており、問題のないことを確認することとする。

(2) 設計用荷重への影響

耐震BCクラス施設が破損した場合であっても、耐震Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、耐震Sクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定し

ている。この中で、耐震BCクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「全給水流量喪失」「タービントリップ」で代表できるとして整理されている。なお、タービントリップは主蒸気止め弁が閉鎖する事象であり、負荷の喪失事象におけるタービン蒸気加減弁閉鎖と同様事象であり、本プラントにおける過渡解析で評価している事象は「負荷の喪失」である。

#### 4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察

耐震Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で耐震Sクラス施設（重大事故等対処設備含む）が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的には、耐震Sクラス施設（重大事故等対処設備含む）はSsによって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、耐震SクラスであるDB施設又はSs機能維持である重大事故対処設備であっても、フラジリティーという考え方に基づけば、Ss以下の地震により機能喪失に至る確率は少なからず存在する。このSs以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、Ss規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。

#### （補足）耐震BCクラス施設破損による荷重の影響

BCクラス施設損傷による過渡における荷重に対する影響は、外部電源喪失による影響を含め、タービン側破損による主蒸気流量のしゃ断、給水流量の喪失、もしくは、電源系の機能喪失による原子炉給水ポンプ及び原子炉冷却材再循環ポンプの停止が外乱となる。設計基準における「運転時の異常な過渡変化」は、これらの機能が喪失又は誤動作するということを前提に評価を行っており、耐震BCクラス施設破損による荷重の影響は、「運転時の異常な過渡変化」のうち「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」及び「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」による荷重に包絡される。

このうち、以下の理由によりタービン側破損に伴う外乱は「負荷の喪失」で、給水ポンプの停止に伴う外乱は「全給水流量喪失」で、電源系の機能喪失に伴う外乱は「外部電源喪失」で代表させることができる。

- －「負荷の喪失」の過渡解析では、蒸気加減弁の急速閉鎖による圧力上昇に加えて、タービンバイパス弁の不作動を仮定している。このため、過渡解析における荷重に対するタービン側破損による外乱としては、厳しい組合せを想定していると言える。
- －「全給水流量喪失」の過渡解析では、給水ポンプ停止による全ての給水流量の喪失を仮定している。
- －「外部電源喪失」の過渡解析では、外部電源の喪失に伴う給水流量の喪失や炉心流量の

低下を仮定している。

- － 「負荷の喪失」と「全給水流量喪失」及び「外部電源喪失」が同時に発生することを考慮した場合、「全給水流量喪失」は「外部電源喪失」で発生する事象であることから、「負荷の喪失」と「外部電源喪失」が同時に発生することを考慮すればよい。この場合、タービン蒸気加減弁の閉鎖により原子炉がスクラムすること及び給水流量の喪失や炉心流量の低下が生じることにより原子炉圧力の観点で「負荷の喪失」より厳しくならない。したがって、「負荷の喪失」「全給水流量喪失」「外部電源喪失」の荷重で包絡できる。