

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改37
提出年月日	平成29年9月19日

# 東海第二発電所

## 重大事故等対処設備について

### (補足説明資料)

平成29年9月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について

39-4 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

添付資料 - 1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

41-1 重大事故等対処施設における火災防護に係る基準規則等への適合性について

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

41-3 火災による損傷の防止と行う重大事故等対処施設に係る火災区域・火災区画の設定について

41-4 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災感知設備について

41-5 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の消火設備について

41-6 重大事故等対処施設が設置される火災区域・火災区画の火災防護対策について

## 共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

## 44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験及び検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

## 45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

45-7 その他の原子炉冷却時圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備について

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他設備

46-11 過渡時自動減圧機能について

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 その他

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

- 49-6 容量設定根拠
- 49-7 接続図
- 49-8 保管場所図
- 49-9 アクセスルート図
- 49-10 その他設備
- 49-11 その他

~~50 条~~

~~50-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~

~~50-2 単線結線図~~

~~50-3 計装設備系統図~~

~~50-4 配置図~~

~~50-5 系統図~~

~~50-6 試験及び検査~~

~~50-7 容量設定根拠~~

~~50-8 接続図~~

~~50-9 保管場所図~~

~~50-10 アクセスルート図~~

~~50-11 その他設備~~

51 条

51-1 SA 設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 ペDESTAL(ドライウェル部)底部の構造変更について
- 51-11 原子炉圧力容器の破損判断について
- 51-12 ペDESTAL(ドライウェル部)内の水位管理方法について
- 51-13 その他設備

## 52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 接続図
- 52-8 計装設備の測定原理
- 52-9 水素及び酸素発生時の対応について

## ~~53 条~~

- ~~53-1 SA 設備基準適合性 一覧表~~
- ~~53-2 単線結線図~~
- ~~53-3 配置図~~

~~53-4 系統図~~

~~53-5 試験及び検査~~

~~53-6 容量設定根拠~~

~~53-7 その他設備~~

54 条

54-1 SA 設備基準適合性 一覧表

54-2 単線結線図

54-3 配置図

54-4 系統図

54-5 試験及び検査

54-6 容量設定根拠

54-7 接続図

54-8 保管場所図

54-9 アクセスルート図

54-10 その他の燃料プール代替注水設備について

54-11 使用済燃料プール監視設備

54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

54-14 その他

55 条

55-1 SA 設備基準適合性 一覧表

55-2 配置図

55-3 系統図



55-4 試験及び検査

55-5 容量設定根拠

55-6 接続図

55-7 保管場所図

55-8 アクセスルート図

55-9 その他設備

56 条

56-1 SA 設備基準適合性 一覧表

56-2 配置図

56-3 系統図

56-4 試験及び検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 その他設備

57 条

57-1 SA設備基準適合性一覧表

57-2 配置図

57-3 系統図

57-4 試験及び検査

57-5 容量設定根拠

57-6 アクセスルート図

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

57-9 代替電源設備について

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について

58 条

58-1 SA 設備基準適合性 一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験及び検査

58-6 容量設定根拠

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-8 可搬型計測器について

58-9 主要パラメータの耐環境性について

58-10 パラメータの抽出について

59 条

59-1 SA 設備基準適合性一覧

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験及び検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

- 59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

## 60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 単線結線図
- 60-3 配置図
- 60-4 試験及び検査
- 60-5 容量設定根拠
- 60-6 保管場所図
- 60-7 アクセスルート図
- 60-8 監視測定設備について

## 61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 61-2 単線結線図
- 61-3 配置図
- 61-4 系統図
- 61-5 試験及び検査性
- 61-6 容量設定根拠
- 61-7 保管場所図
- 61-8 アクセスルート図
- 61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）
- 61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

62-1 SA 設備基準適合性 一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験及び検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて



## 目 次

1. はじめに .....	39-4-1
2. 基準の規定内容 .....	39-4-3
2.1 設置許可基準規則第 39 条 ( S A 施設 ) の規定内容	
2.2 設置許可基準規則第 4 条 ( D B 施設 ) の規定内容	
2.3 JEAG4601 の規定内容	
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 ..	39-4-9
4. 荷重の組合せの検討手順 .....	39-4-14
5. 荷重の組合せの検討結果 .....	39-4-18
5.1 地震の従属事象・独立事象	
5.2 荷重の組合せの検討結果	
5.2.1 全般施設	
5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備	
5.2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備	
5.2.4 S A 施設の支持構造物	
6. 許容応力状態の検討結果 .....	39-4-43
6.1 全般施設	
6.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備	
6.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備	
6.4 S A 施設の支持構造物	
7. まとめ .....	39-4-47

( 補足 1 ) S A 施設に対する許容応力状態の考え方

( 補足 2 ) 事象発生確率の考え方

( 補足 3 ) 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について

( 補足 4 ) D B A による履歴を考慮しなくてもよい理由

### 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. 東海第二発電所における運転状態 V (LL) の適切性について
10. 荷重条件として組み合わ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

#### 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 7
- 〔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〕 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



## 1. はじめに

重大事故等<sup>1</sup>（以下「S A」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「S A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S Aが長期にわたり継続することを念頭に、S A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S A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。

### 【S A施設の耐震設計の位置づけ】

設計基準事故対処施設（以下「D B施設」という。）が十分に機能せず設計基準事故（以下「D B A」という。）を超える事象が発生した場合に備え、S A施設は、S A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み合わ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S Aに対処する。

具体的には、

S A施設は、S A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。

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、 に記載の施設の具体的な設計条件を決めるに当たり、  
S A 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。ここで，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（DB施設）の規定内容

- (1) DB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。」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、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。」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」組み合わ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 ~ 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、これと組み合わせるべき状態は、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 において組み合わせるべき荷重を整理したものを第 2.3-1 表に示す。第 2.3-1 表では、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。

第 2.3-1 表 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

表 I - 1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

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

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

## (2) 運転状態と許容応力状態

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  $\sim$  に対応する許容応力状態  $A$  から  $A$  及び，地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態  $AS$ ，  $AS$  を定義している。

### 【運転状態】

運転状態  $A$  : 告示の運転状態  $A$  の状態

運転状態  $B$  : 告示の運転状態  $B$  の状態

運転状態  $C$  : 告示の運転状態  $C$  の状態

運転状態(長期) (L) : 告示の運転状態  $A$  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) (S) : 告示の運転状態  $A$  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  $A$  : 告示の運転状態  $A$  相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態  $A^*$  : ECCS等のように運転状態 (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  $A$  に準ずる。

許容応力状態  $B$  : 告示の運転状態  $B$  相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態  $C$  : 告示の運転状態  $C$  相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態  $A$  : 告示の運転状態  $A$  相当の応力評価を行う許容応力状態

許容応力状態  $AS$  : 許容応力状態  $A$  を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

許容応力状態  $AS$  : 許容応力状態  $A$  を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態



### 3. SA施設の荷重の組合せと許容応力状態の設定に関する基本方針

#### (1) 対象施設

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第 3-1 表に示す。

#### (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 ~ に加え、SAの発生している状態として運転状態 を新たに定義する。

さらに運転状態 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 (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 (L)、(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 (LL)とする。

#### 【運転状態の説明】

~ : JEAG4601 で設定している運転状態

(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

(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

(LL) : SAの状態のうち (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 D B 施設の考え方を踏まえた，S A 施設における荷重組合せの基本方針は以下のとおり。

a . D B 施設の組合せの考え方

- ・  $S_s$  ,  $S_d$  による地震力と運転状態の組合せを考慮する。
- ・ 運転状態 ~ 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  $10^{-7}$  / 炉年超の事象は組み合わせる。
- ・ 格納容器は，L O C A 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 L O C A 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 . S A 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 ~ を想定するとともに，それを超える S A の状態と，運転状態 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，総合的に組み合わせるか否かを判断する。

組み合わせるか否かの判断は，国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値，炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし，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。

- ・ S A 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とともに、確率論的な考察も考慮した上で判断する。

- ・格納容器について、D B 施設では L O C A 後の最終障壁として、S A に至らないよう強度的な余裕をさらに高めるべく、L O C A 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、S A 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。

S A 施設としての原子炉格納容器については、D B 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  $200\text{ }^\circ\text{C}$ 、 $2Pd$ （最高使用圧力の 2 倍の圧力）の条件で、格納容器の放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

#### (4) 許容限界の基本方針

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」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、以下のとおり定めた（補足 1）。

##### a . D B 施設における方針

- ・弾性設計の許容限界として、運転状態  $S_1$  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  $S_A$  を用いる。

- ・機能維持設計の許容限界として、運転状態 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  $A_S$  を用いる。

b. S A 施設における方針

- ・ S A 施設の耐震設計は、 D B 施設に準拠することとしていることから、運転状態 から と地震による地震力の組合せに対しては、 D B 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 の許容応力状態として  $A$  を定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態  $A_S$  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、 D B 施設では、許容応力状態  $A_S$  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  $A_S$  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、東海第二発電所では、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  $A_S$  と同じ許容限界を適用する。

【許容応力状態の説明】

$A \sim A$  : JEAG4601 で設定している許容応力状態

$A_S \sim A_S$  : JEAG4601 で設定している許容応力状態

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

$A_S$  : 許容応力状態  $A$  を基本として、それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態  
( S A 時に要求される機能が満足できる許容応力状態 )

第 3-1 表(1) 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	
	格納容器内	格納容器外
格納容器	逃がし安全弁	常設低圧代替注水系ポンプ 代替循環冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ 残留熱除去系熱交換器 サプレッション・プール 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
原子炉圧力容器	-	常設低圧代替注水系ポンプ 残留熱除去系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ 残留熱除去系海水ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ ほう酸注入ポンプ 残留熱除去系熱交換器 代替淡水貯槽 サプレッション・プール ほう酸貯蔵タンク 格納容器圧力逃がし装置 原子炉周期（ペリオド短）原子炉スクラム

#### 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み合わせることとしていることから、まず、荷重の組合せの検討に当たって、運転状態が、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、 $S_s$ と組み合わせ、独立事象と判断された場合は、以下の(2)(3)項の手順に従う。

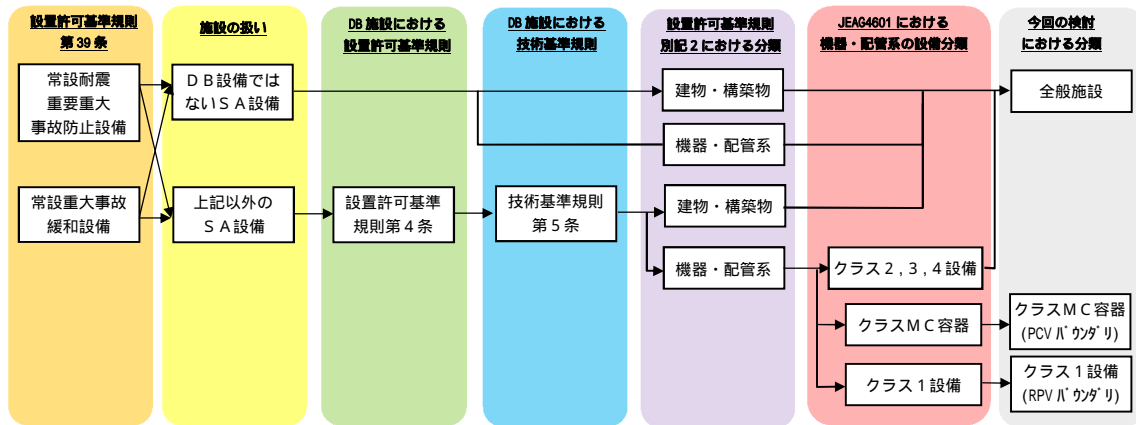
##### (2) 施設分類

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第4-1図のとおり分類し、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。



第4-1図 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，SA施設に適用する荷重の組合せの選定手順を示す。考え方としては，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，選定フローを第4-3図に示す。

#### 【選定手順】

SA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。

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）

荷重の組合せの判断は，と及びSA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持たせた値として，東海第二発電所では，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）

の積と を踏まえて弾性設計用地震動  $S_d$  又は基準地震動  $S_s$  と組み合わせるべき  $S_A$  の継続時間を設定する。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（S）），弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2}$  から  $2 \times 10^{-1}$  年を長期(L)（運転状態（L）），基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$  年以上を長期(LL)（運転状態（LL））とする。

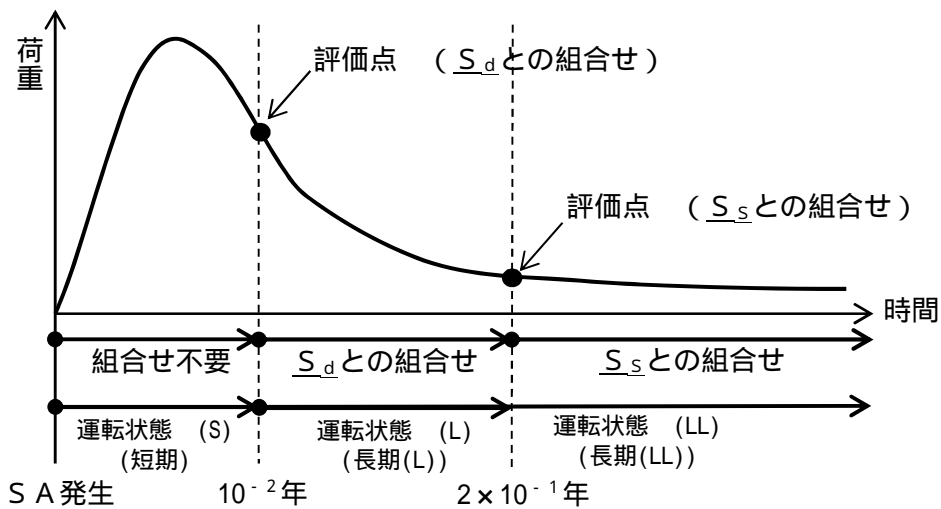
を踏まえて，施設分類毎に荷重の組合せを検討する。

第4-1表 組合せの目安となる継続時間

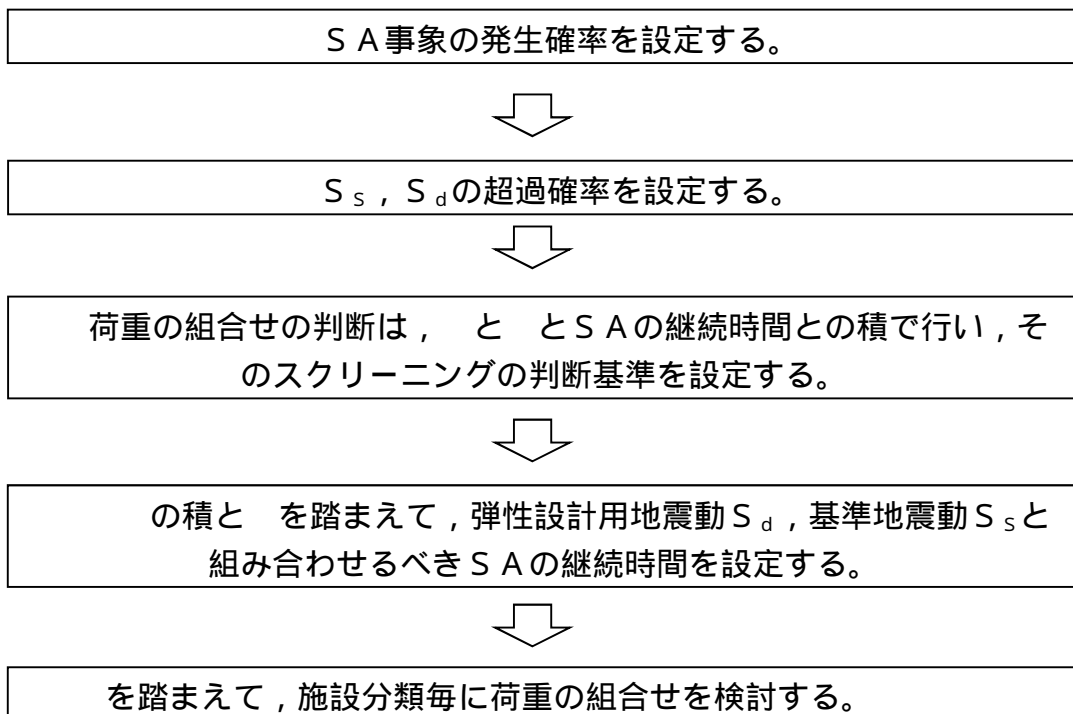
荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ / 年 <sup>2</sup>	
$10^{-8}$ / 年以上	$10^{-4}$ / 年 <sup>1</sup>	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ / 年 <sup>2</sup>	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ / 年 <sup>2</sup>	$2 \times 10^{-1}$ 年以上

- 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。





第 4-2 図 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)



第 4-3 図 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 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。この安全機能に係る設計は、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。

したがって、S A 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討とし

では、 $S_s$ 相当の地震に対して、運転状態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、運転状態の運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。なお、地震PRAの結果を参照し、確率論的な考察を実施した。 $S_A$ 施設に期待した場合の地震PRAにおいて、 $S_s$ 相当までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた炉心損傷頻度(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、 $3.7 \times 10^{-7}$  / 炉年である。性能目標のCDF ( $10^{-4}$  / 炉年) に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 $3.7 \times 10^{-7}$  / 炉年はこれを下回ることから、 $S_s$ 相当までの地震力によりDB条件を超える運転状態の発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、 $S_A$ 施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態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) $S_A$ の発生確率

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

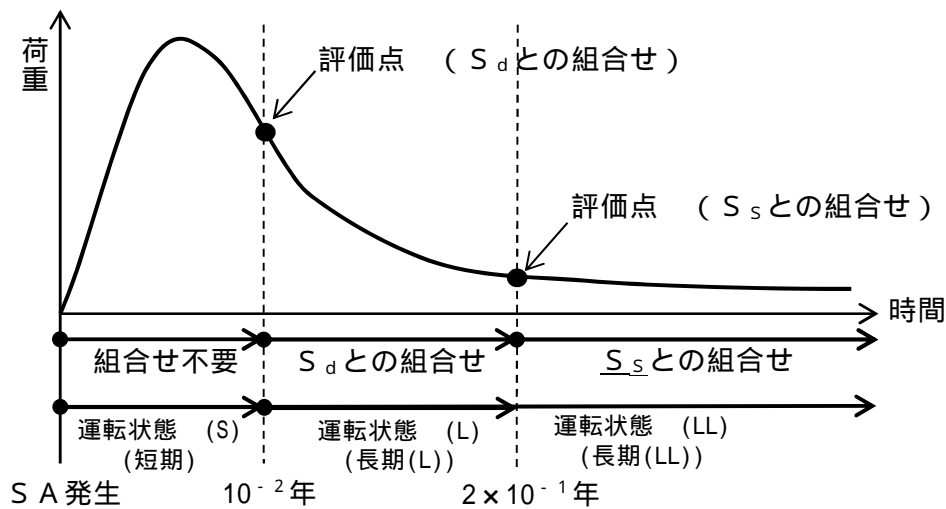
保守性を見込んだ  $10^{-8}$  / 炉年と，(1)，(2) で得られた値の積により，組合せの目安となる継続時間を判断する。事故発生時を基点として， $10^{-2}$  年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期（運転状態（S）），弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2}$  から  $2 \times 10^{-1}$  年を長期(L)（運転状態（L）），基準地震動  $S_s$  との組合せが必要な期間  $2 \times 10^{-1}$  年以上を長期(LL)（運転状態（LL））とする。

第 5.2.1.1 表 組合せの目安となる継続時間

事故 シナシ	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 S A	$10^{-4}$ / 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  $10^{-4}$  / 炉年とした。

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。



第 5.2.1.1 図 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)から(3)から，S A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第 5.2.1.2 表のとおりとなる。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当たり，以下の事項を考慮している。

#### 【全般施設の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。

第 5.2.1.2 表の S Aの発生確率，地震動の超過確率，組合せの目安となる S Aの継続時間との積を考慮し，S A発生後  $10^{-2}$  年以上に  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間のうち最大となる荷重と  $S_d$  を組み合わせる。また，S A発生後  $2 \times 10^{-1}$  年以上の期間における最大値と  $S_s$  による地震力を組み合わせる

こととする。

ここで、全般施設については必ずしも S A 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 S A 発生後の最大荷重と S<sub>s</sub> による地震力を組み合わせる。

第 5.2.1.2 表 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

事故シナリオ	重大事故等の発生確率	地震の発生確率	組合せの目安となる継続時間	運転状態	合計
全ての S A	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	(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	(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、S A 発生後の最大荷重と S<sub>s</sub> による地震力を組み合わせることとする。

5.2.2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備

(1) S A の発生確率

S A の発生確率としては、炉心損傷頻度の性能目標値である 10<sup>-4</sup> / 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<sub>2</sub>、S<sub>1</sub> の発生確率を S<sub>s</sub>、S<sub>d</sub> 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

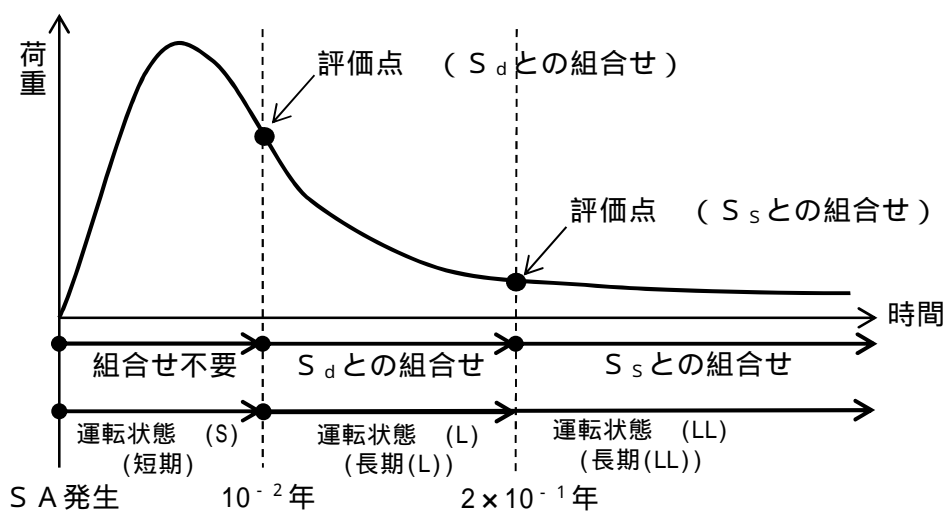
保守性を見込んだ 10<sup>-8</sup> / 炉年と、(1)、(2) で得られた値の積との比較

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（S））、弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  $10^{-2}$  から  $2 \times 10^{-1}$  年を長期(L)（運転状態（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（LL））とする。

第 5.2.2.1 表 組合せの目安となる継続時間

事故 シナシ	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 $S_d$	$10^{-2} / \text{年}^2$		
全ての S A	$10^{-4} /$ 炉年 <sup>1</sup>	弾性設計用 地震動 $S_d$	$10^{-2} / \text{年}^2$	$10^{-8} / \text{炉年}$ 以上	$10^{-2}$ 年 以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4} / \text{年}^2$		$2 \times 10^{-1}$ 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  $10^{-4} / \text{年}$  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。



第 5.2.2.1 図 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
<b>「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</b>	
高圧・低圧注水機能喪失	
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	-
全交流動力電源喪失（長期TB）	
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	
全交流動力電源喪失（TBP）	
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>
津波浸水による注水機能喪失	
<b>「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</b>	
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	-
代替循環冷却系を使用する場合	
代替循環冷却系を使用しない場合	
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	○
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	× <sup>2</sup>
水素燃焼	× <sup>3</sup>
溶融炉心・コンクリート相互作用	× <sup>2</sup>
<b>「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</b>	
崩壊熱除去機能喪失	× <sup>4</sup>
全交流動力電源喪失	× <sup>4</sup>
原子炉冷却材の流出	× <sup>4</sup>
反応度の誤投入	× <sup>4</sup>

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、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（残留熱除去系）以外の非常用炉心冷却系等は使用できることから、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： 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱の事故シーケンスにて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に対する有効性評価を行っているため対象外とする。
- 3： 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）の事故シーケンスにて水素燃焼に対する有効性評価を行っているため対象外とする。
- 4： 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、格納容器の圧力・温度条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後  $10^{-2}$  年（約 3 日後）以内及び事象発生後  $10^{-2}$  年（約 3 日後）の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）
- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）

上記のいずれの事故シーケンスにおいても、事象発生後  $10^{-2}$  年（約 3 日後）前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。 $10^{-2}$  年（約 3 日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用

圧力以下に抑えられる。

したがって、最高使用圧力及び  $10^{-2}$  年（約 3 日後）以内の温度に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。

なお、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後に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、高圧代替注水系及び低圧代替注水系（常設）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、格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しくなる。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」は、大破断 L O C A 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，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，事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度， $10^{-2}$ 年（約 3 日後）の圧力及び温度を第 5.2.2.2 表に示す。

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において，格納容器圧力を最高使用圧力以下に抑える手順としているため抽出されない。

第 5.2.2.2 表 格納容器の S A 時の圧力・温度（有効性評価結果）

	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却系を使用しない場合）
最高圧力	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage]
最高温度（壁面温度）	約 139	約 157
圧力（ $10^{-2}$ 年後）	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage] 以下
温度（ $10^{-2}$ 年後）	約 139 以下	約 157 以下

第 5.2.2.2 表に示す各事故シーケンスグループ等の有効性評価における解析条件設定は，解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与え

る影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。

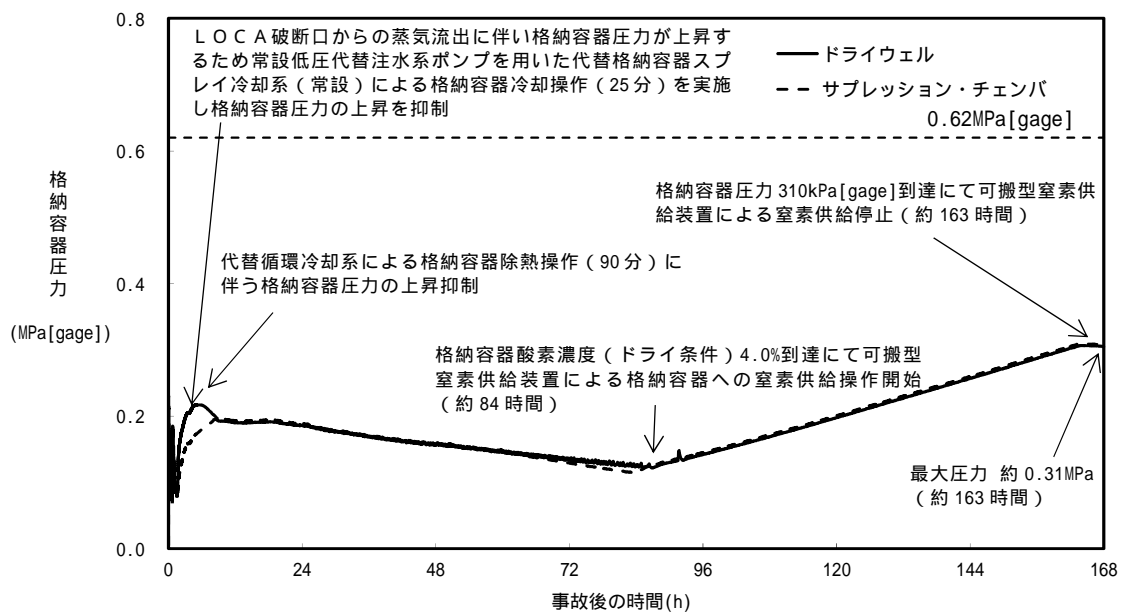
b．S Aで考慮する荷重と継続時間

【短期荷重の継続時間】

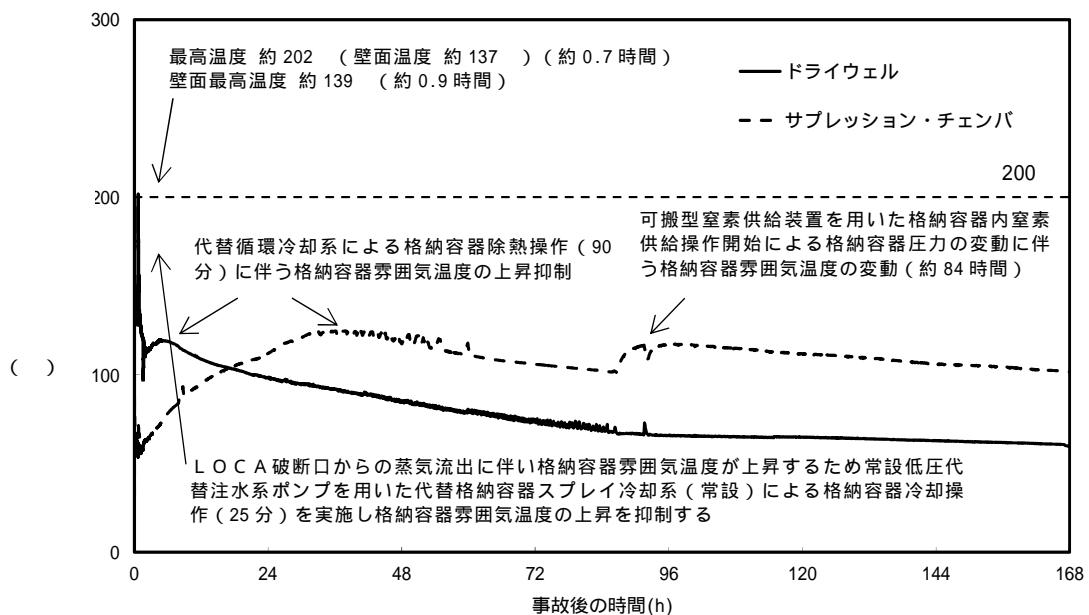
上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を第5.2.2.2図から第5.2.2.5図に示す。

第5.2.2.2図から第5.2.2.5図より、S A発生後 $10^{-2}$ 年（約3日後）前までに、格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。代替循環冷却系を使用する場合における $10^{-2}$ 年（約3日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。

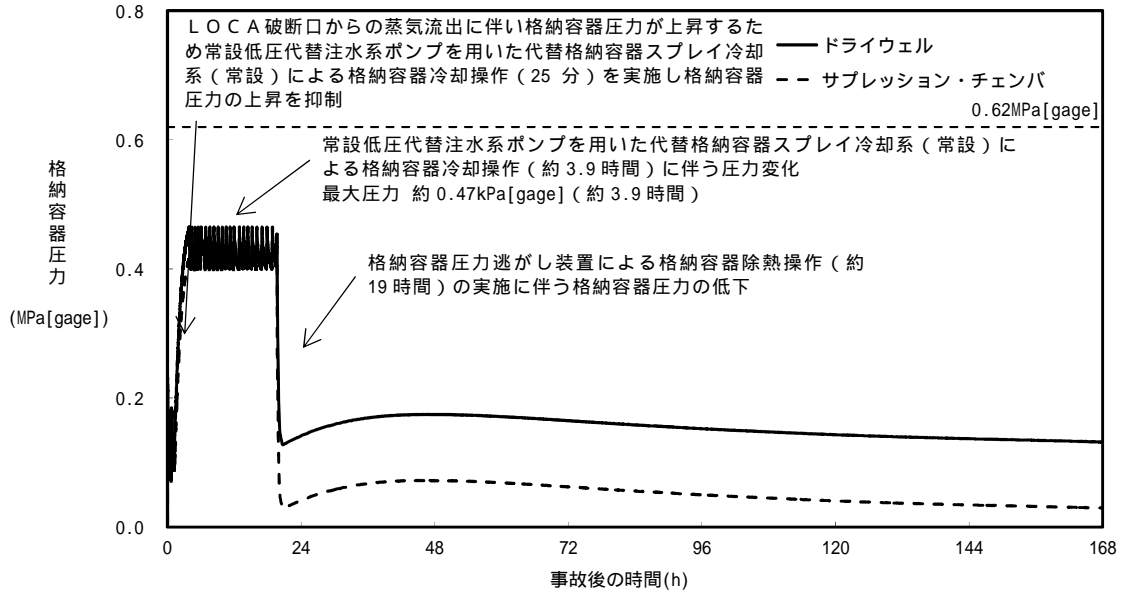
よって、S A発生後 $10^{-2}$ 年（約3日後）前を（S）（S Aの状態のうち事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態）として設定することは適切である。



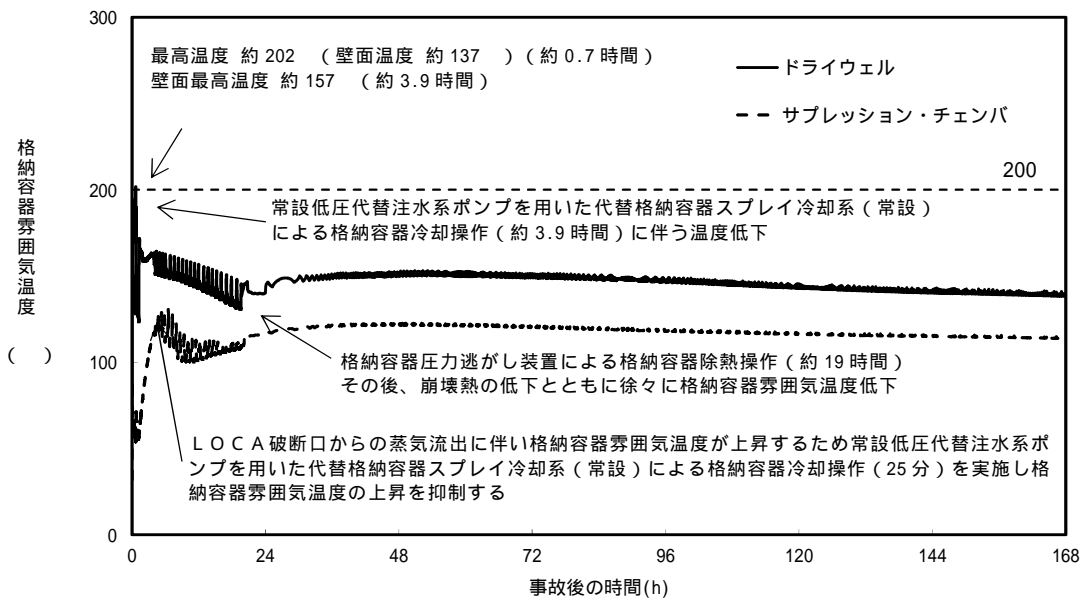
第 5.2.2.2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器圧力の推移



第 5.2.2.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における格納容器温度（気相部）の推移



5.2.2.4 図 「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)」における格納容器圧力の推移

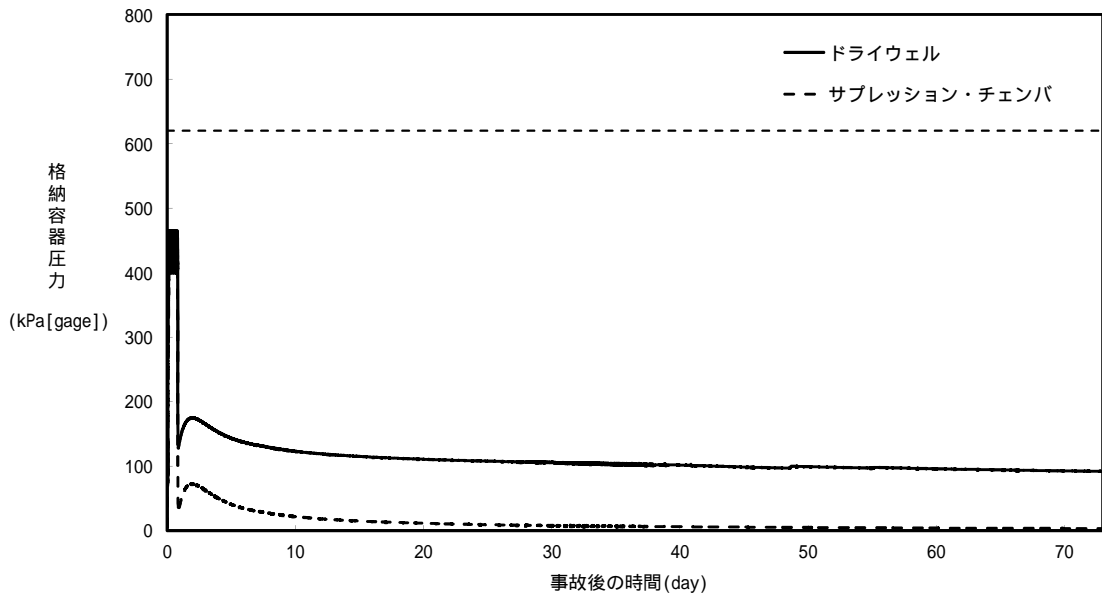


第5.2.2.5 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用しない場合)」における格納容器温度(気相部)の推移

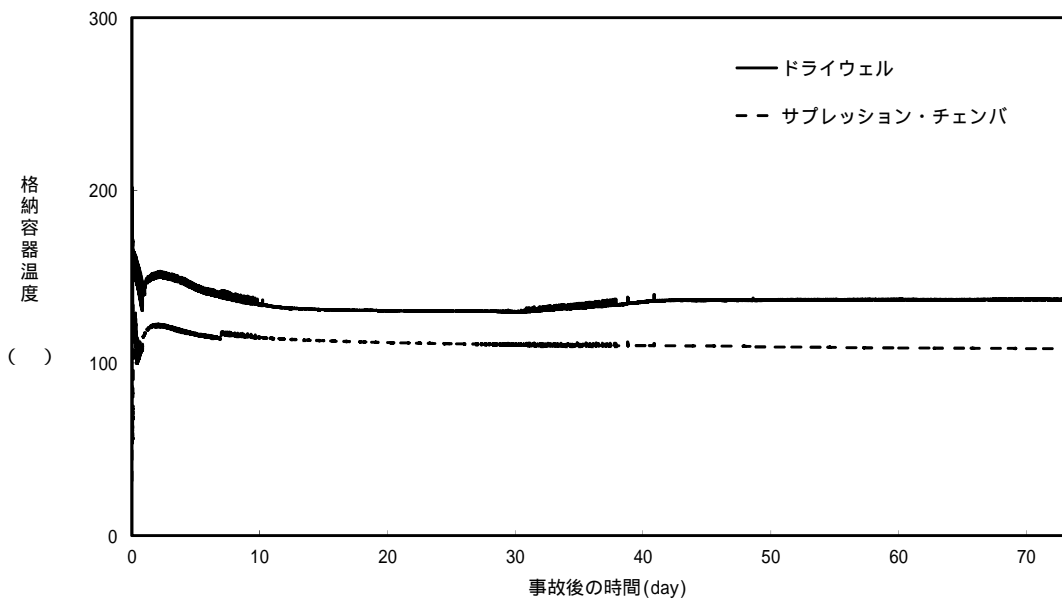
#### 【長期(L)及び長期(LL)における荷重の継続時間】

S A 発生後の格納容器の圧力・温度の推移は、除熱機能として代替循環冷却系を使用する場合と代替循環冷却系を使用しない場合では大幅に挙動が異なる。第 5.2.2.2 表に示したとおり、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」の方が圧力及び温度ともに高い。このため、本設定では、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」を前提とする。

長期間解析における格納容器圧力・温度の推移を第 5.2.2.6 図及び第 5.2.2.7 図に示す。事象発生後約 19 時間後から、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を開始することで、長期的には格納容器圧力は低下傾向となり、格納容器温度は飽和温度相当で推移する。



第 5.2.2.6 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移（長期間解析）



第 5.2.2.7 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）



ここで、 $2 \times 10^{-1}$ 年（約 70 日後）の格納容器圧力及び温度の最高値を第 5.2.2.3 表に示す。第 5.2.2.3 表に示すとおり、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱により、格納容器圧力は低下傾向となり、格納容器温度は飽和温度相当で推移するが、 $2 \times 10^{-1}$ 年（約 70 日後）の時点の格納容器圧力・温度は通常運転条件の格納容器圧力・温度を上回る事となる。

第 5.2.2.3 表 格納容器の S A 時の圧力・温度の最高値（ $2 \times 10^{-1}$ 年後）

	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）
格納容器圧力	約 92kPa [ gage ]
格納容器温度	約 137

(1)から(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第 5.2.2.4 表のとおりとなる。この検討に際し、S A 施設としての重要性に鑑み安全裕度を確保するために、頻度が保守的に算出されるように各パラメータの設定に当たり、以下の事項を考慮している。

**【 P C V 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。

5.2.2(4)a.に示すように、有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定としており、その不確かさの評価項目となるパラメータへの影響が小さいことを確認している。しかしながら、事象発生後  $10^{-2}$  年のタイミングにおける格納容器の圧力・温度条件の厳しさの観点では、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」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場合など、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなり、格納容器圧力のピークとなる時期が遅れることで、圧力・温度条件が厳しくなる可能性があることから、SA発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10^{-1}$  年未満の期間として組み合わせる荷重は、事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を  $S_d$  と組み合わせる。また、SA発生後  $2 \times 10^{-1}$  年以上の期間における最大となる荷重と  $S_s$  による地震力を組み合わせることとする。

第 5.2.2.4 表 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	重大事故等の発生確率	地震の発生確率	荷重の組合せを考慮する判断目安	運転状態	合計
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	$10^{-4}$ / 炉年	$S_d : 10^{-2}$ / 年	$10^{-2}$ 年以上 $2 \times 10^{-1}$ 年未満	(L)	$10^{-8}$ / 炉年以下
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ / 年	$2 \times 10^{-1}$ 年以上	(LL)	$10^{-8}$ / 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 $S_s$ による地震力、SA発生後の最大となる荷重と $S_d$ による地震力を組み合わせることとする。

### 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(S))、弾性設計用地震動 $S_d$ との組合せが必要な $10^{-2}$ から $2 \times 10^{-1}$ 年を長期(L)(運転状態(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(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 $S_d$	$10^{-2} / \text{年}^2$		
全ての SA	$10^{-4} / \text{年}^1$	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2} / \text{年}^2$	$10^{-8} / \text{年}$ 以上	$10^{-2}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4} / \text{年}^2$		$2 \times 10^{-1}$ 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  $10^{-4} / \text{炉年}$  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

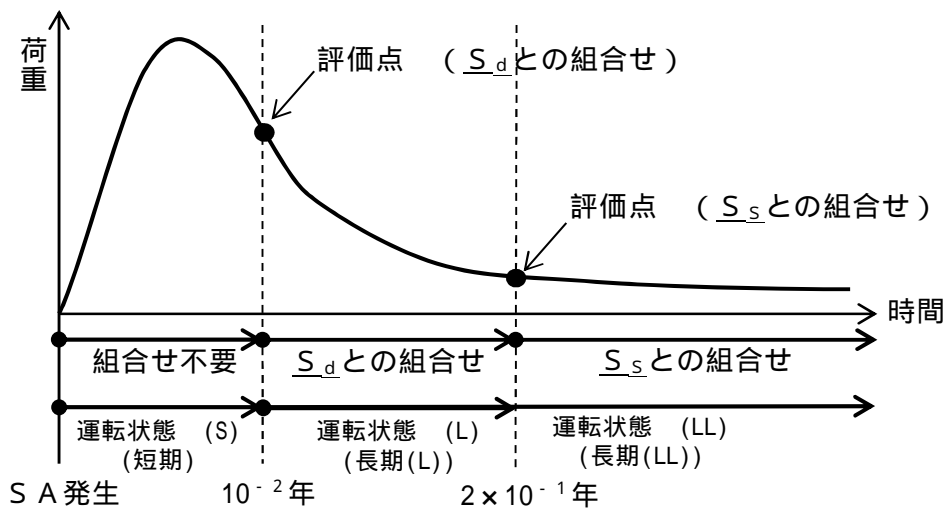


図 5.2.3.1 荷重の組合せと継続時間の関係 (イメージ)

(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

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 <sup>1</sup>
<b>「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</b>	
高圧・低圧注水機能喪失	×
高圧注水・減圧機能喪失	×
全交流動力電源喪失	
全交流動力電源喪失（長期TB）	×
全交流動力電源喪失（TBD，TBU）	×
全交流動力電源喪失（TBP）	×
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）	×
津波浸水による注水機能喪失	×
<b>「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</b>	
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	- <sup>2</sup>
代替循環冷却を使用しない場合	- <sup>2</sup>
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	- <sup>2</sup>
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	- <sup>2</sup>
水素燃焼	- <sup>2</sup>
シェルアタック	-
溶融炉心・コンクリート相互作用	- <sup>2</sup>
<b>「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</b>	
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	×

- 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を維持（その間逃がし安全弁による原子炉圧力制御）するが、原子炉水位がBAF+20%の位置で減圧するシナリオであるため、原子炉圧力という点では「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡される。
- 3：運転停止中は、炉心の冠水維持までを評価の対象としており原子炉圧力・温度に対する評価は実施していない。しかしながら、運転停止中であり、初期圧力は十分に低く、また、過圧・過温として影響の大きい条件である炉心崩壊熱は、運転中と比較して十分に小さく、事象の進展も遅くなることから、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループに包絡されるものとして参照すべき事故シーケンスの対象とはしない。

これ以外の事故シーケンスグループ等では，原子炉圧力容器は健全であり，また，スクラム後，急速減圧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（安全弁機能）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，「LOCA時注水機能喪失」及び「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」はLOCAが発生していることを前提にしており，DB条件を超えることはない。

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

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

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

・原子炉停止機能喪失

この事故シーケンスにおける 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第 5.2.3.2 表に示す。

第 5.2.3.2 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）

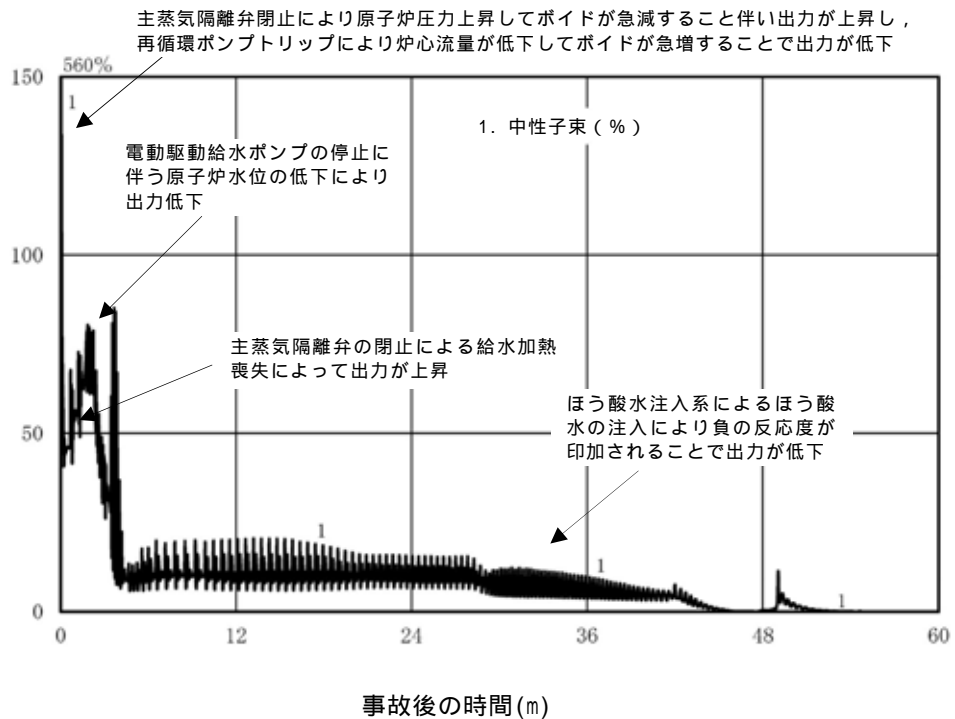
	原子炉停止機能喪失
最高圧力	約 8.42MPa[gage]
最高温度	約 298

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，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また，不確かさの影響評価を行っており，その結果として，解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果，評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから，ここでは不確かさは考慮しない。

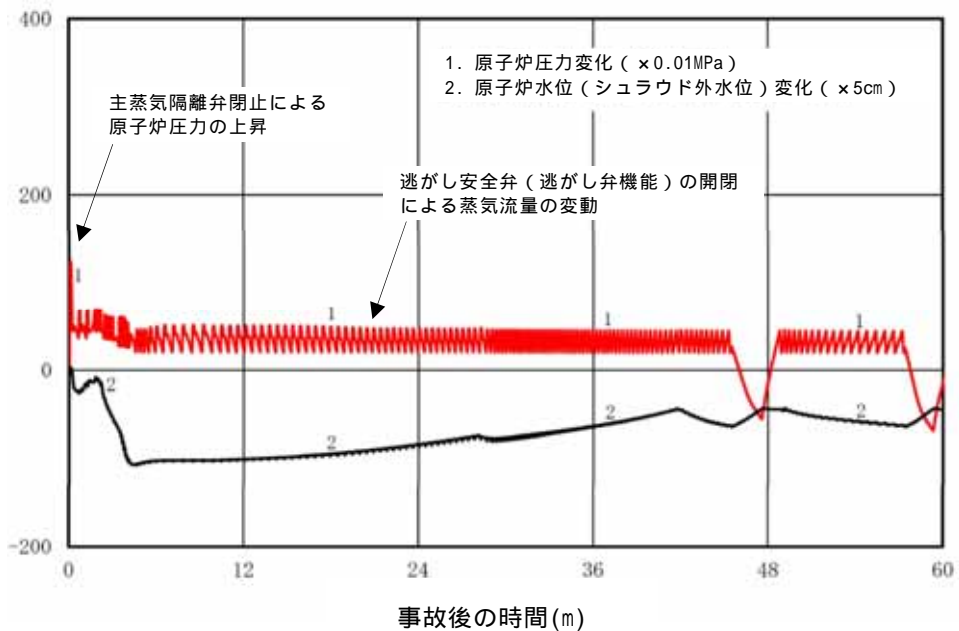
b . S A で考慮する荷重と継続時間

a. 項で選定した事故シーケンスの過渡応答図を第 5.2.3.2 図から第 5.2.3.3 図に示す。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 8.37MPa[gage]を下回る。





第 5.2.3.2 図 原子炉停止機能喪失における中性子束の推移  
( 事象発生から 60 分まで )



: 初期圧力 6.93MPa [gage]

第 5.2.3.3 図 原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移  
( 事象発生から 60 分まで )

(1) から(3) より，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第 5.2.3.3 表のとおりとなる。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当たり，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。

第 5.2.3.3 表より，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)荷重を組み合わせる。

第 5.2.3.3 表 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	重大事故等の 発生確率	地震の発生確率	荷重の組合せを 考慮する判断目 安	運転 状態	合計
原子炉停止機能 喪失	$10^{-4}$ / 炉年	$S_d : 10^{-2}$ / 年	$10^{-2}$ 年以上 $2 \times 10^{-1}$ 年未満	(L)	$10^{-8}$ / 炉年
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ / 年	$2 \times 10^{-1}$ 年以上	(LL)	$10^{-8}$ / 炉年

(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

み合わせることにする。

#### 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 から 5.2.3 項それぞれの地震を組み合わせる。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 から 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 S A と地震の組み合わ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，P C V バウンダリ，R P V バウンダリ，全般施設，及び S A 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】

～ : JEAG4601 で設定している運転状態と同じ

(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

(L) : S A 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

(LL) : S A の状態のうち (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】

$A \sim A$  : JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

$A_S \sim A_S$  : JEAG4601 で設定している許容応力状態と同じ

$A$  : 運転状態 相当の応力評価を行う許容応力状態

( S A 時に要求される機能が満足できる許容応力状態 )

$A_S$  : 許容応力状態  $A$  を基本として，それに地震により生ずる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

( S A 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第 6.1.1 表に示す。

第 6.1.1 表 P C V 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	D B 施設		S A 施設		備 考
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
	A	A <sub>S</sub>	A <sub>S</sub>	-	A <sub>S</sub>	D B と同じ許容応力状態とする。
	A	A <sub>S</sub>	A <sub>S</sub>	-	A <sub>S</sub>	D B と同じ許容応力状態とする。
	A	A <sub>S</sub>	A <sub>S</sub>	-	A <sub>S</sub>	D B と同じ許容応力状態とする。
(L)	ECCS 等： <sup>A</sup> * <sub>A</sub>	A <sub>S</sub> <sup>1</sup>	-	A <sub>S</sub> <sup>1</sup>	-	D B と同じ許容応力状態とする。
(S)	A	-	-	-	-	-
(LL)	A	/	/	-	A <sub>S</sub> <sup>2</sup>	A <sub>S</sub> の許容限界は，東海第二では， <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
(L)						
(S)						

1：ECCS に係るもののみ

2：S A 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 S A 条件として設定する。（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第 6.2.1 表に示す。D B 条件における評価では，S<sub>d</sub> + 事故後長期荷重では <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，P C V バウンダリが事故を緩和・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，D B 施設として P C V バウンダリについては，L O C A 後（D B A）の最終障壁としての安全裕度を確認する意味で，L O C A 後の最大内圧と S<sub>d</sub> の組合せを実施している。S A 施設としての P C V バウンダリについては，最終障壁としての安全裕度の確認として，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℃，2Pd の条件で，P C V バウンダリの放射性物質閉じ込め機能が損なわれることがないことの確認を行う。

第 6.2.1 表 P C V バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	D B 施設		S A 施設		備考
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
(L)	* <sub>A</sub>	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S	-	D B と同じ許容応力状態とする。
(S)	A	<sub>A</sub> S <sup>1</sup>	-	-	-	-
(LL)	A	/	/	-	<sub>A</sub> S <sup>2</sup>	<sub>A</sub> S の許容限界は、東海第二では、 <sub>A</sub> S と同じものを適用する。
(L)	A	/	/	<sub>A</sub> S <sup>2</sup>	-	
(S)	A	/	/	-	-	

- 1：構造体全体としての安全裕度を確認する意味で L O C A 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：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第 6.3.1 表に示す。

D B 条件における評価では、S<sub>d</sub> + 事故後長期荷重では、E C C S 等は <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。

第 6.3.1 表 P R V バウンダリの荷重の組合せと許容応力状態

運転状態	許容応力状態	D B 施設		S A 施設		備考
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S	D B と同じ許容応力状態とする。
(L)	<sup>A</sup> ECCS 等: * <sub>A</sub>	<sub>A</sub> S <sup>1</sup>	-	<sub>A</sub> S <sup>1</sup>	-	D B と同じ許容応力状態とする。
(S)	A	-	-	-	-	-
(LL)	A	/	/	-	<sub>A</sub> S	<sup>AS の許容限界は、東海第二では、<sub>A</sub>S と同じものを適用する。</sup>
(L)	A	/	/	<sub>A</sub> S	-	
(S)	A	/	/	-	-	

1: E C C S に係るものは <sub>A</sub>S

#### 6.4 S A 施設の支持構造物

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

## 7. まとめ

S A施設の耐震設計に当たっては，S Aは地震の独立事象として位置付け  
たうえで，S A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，S A荷重と $S_s$ ， $S_d$ いずれか適切な地震力を組  
み合わせて評価することとし，その組合せ検討結果としては，以下のとおり  
となる。

【凡例】  
 × : 組合せ要  
 - : 組合せ不要

### 【全般施設】

	S Aの 発生確率	地震の 発生確率	S Aの 継続時間	× ×	組合せ 要否	考慮する 組合せ
全ての S A <sup>1</sup>	$10^{-4}$ /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	S A発生 後全期間	$10^{-8}$ /炉年 以上		S A荷重 + $S_s$
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下	S A発生 後全期間	$10^{-8}$ /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  
組み合わせる。

### 【PCV バウンダリ】

	S Aの 発生確率	地震の 発生確率	S Aの 継続時間	× ×	組合せ 要否	考慮する 組合せ	
S A荷重 (S)	$10^{-4}$ /炉年	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	$10^{-2}$ 年未満	$10^{-8}$ /炉年 以下	-	S A発生後 の最大荷重 + $S_d$	
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		$5 \times 10^{-10}$ / 炉年以上	-		
S A荷重 (L)		$S_d : 10^{-2}$ /年以下	$10^{-2}$ 年以 上， $2 \times 10^{-1}$ 未 満	$2 \times 10^{-7}$ /炉 年未満	-		S A荷重 (LL) + $S_s$
		$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		$10^{-9}$ /炉年 以下	-		
S A荷重 (LL)	$S_d : 10^{-2}$ /年以下	$2 \times 10^{-1}$ 年 以上	$2 \times 10^{-7}$ /炉 年以下	- <sup>1</sup>			
	$S_s : 5 \times 10^{-4}$ /年以下		$10^{-8}$ /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。



【RPV バウンダリ】

	S A の発生確率	地震の発生確率	S A の継続時間	× ×	組合せ要否	考慮する組合せ
S A 荷重 (S)	10 <sup>-4</sup> /炉年	S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年未満	10 <sup>-8</sup> /炉年以下	-	S A 荷重 (L) + S <sub>d</sub>  S A 荷重 (LL) + S <sub>s</sub>
		S <sub>s</sub> : 5 × 10 <sup>-4</sup> /年以下		5 × 10 <sup>-10</sup> /炉年以上	-	
S A 荷重 (L)		S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	10 <sup>-2</sup> 年以上, 2 × 10 <sup>-1</sup> 年未満	2 × 10 <sup>-7</sup> /炉年未満	-	
		S <sub>s</sub> : 5 × 10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-9</sup> /炉年以下		
S A 荷重 (LL)		S <sub>d</sub> : 10 <sup>-2</sup> /年以下	2 × 10 <sup>-1</sup> 年以上	2 × 10 <sup>-7</sup> /炉年以下	- <sup>1</sup>	
		S <sub>s</sub> : 5 × 10 <sup>-4</sup> /年以下		10 <sup>-8</sup> /炉年以下		

1 : S<sub>s</sub>による評価に包含されるため“-”としている。

## (補足1) SA施設に対する許容応力状態の考え方

### 1. はじめに

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、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定めた。

本資料では、DB施設を兼ねるSA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. DB施設としての原子炉格納容器の考え方

DB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。

#### 【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。

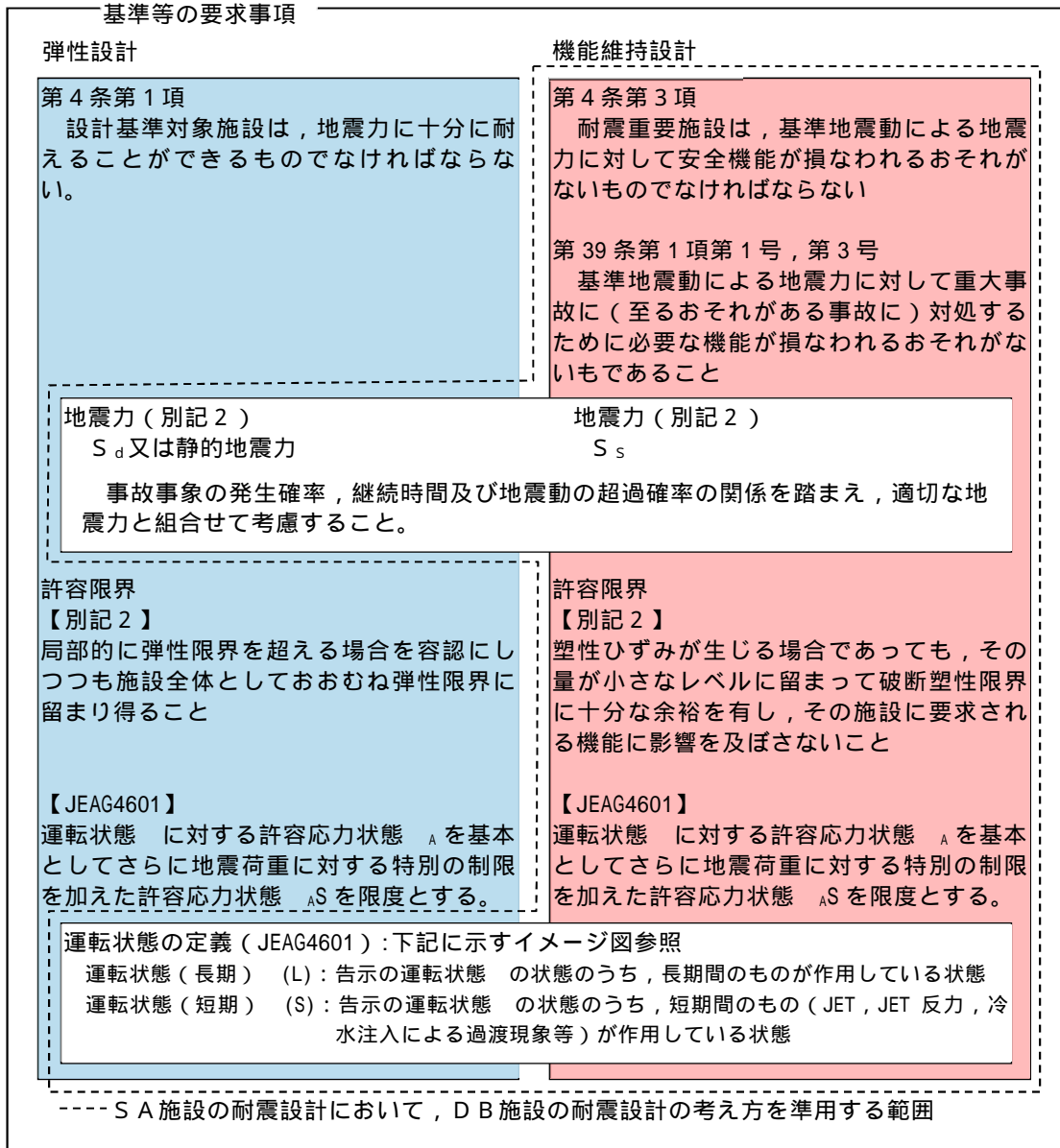
これらの弾性設計と機能維持設計の考え方の比較を補足第1.1図に示す。

JEAG4601 の許容応力状態の基本的な考え方を参考に，DB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，補足第 1.1 表に整理した。

運転状態 ~ 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  $A_S$  の許容限界が，又，運転状態 ~ と基準地震動  $S_s$  の組合せ及び運転状態 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  $A_S$  の許容限界が適用される。

ここで，JEAG4601 において，ECCS 等及び格納容器に属する機器は，本来運転状態 (L) を設計条件としていることから，運転状態 (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  $A_S$  の許容限界を適用している。この考え方を反映し，DB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第 1.2 表のとおり定めた。

- 弾性設計の要求事項
- 機能維持設計の要求事項



補足第 1.1 図 弾性設計と機能維持設計の考え方

補足第 1.1 表 許容応力区分 ( E C C S 等以外 )

地震動 \ 運転状態	-	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S
(L)	A	<sub>A</sub> S	-
(S)	A	-	-

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)

補足第 1.2 表 許容応力区分 ( E C C S 等 )

地震動 \ 運転状態	-	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S
	A	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S
(L)	* A	<sub>A</sub> S	-
(S)	A	-	-

【JEAG4601】

E C C S 等に属する機器は，本来運転状態 (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 に相当するので，許容応力状態 \*<sub>A</sub>とした。

格納容器は，L O C A 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 L O C A 後の最大内圧と S<sub>d</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 <sub>A</sub>S の許容限界を用いて行う。

### 3. SA施設としての格納容器の考え方

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

#### 【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第1.1図に破線で示す。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（S））， $10^{-2}$ から $2 \times 10^{-2}$ 年を長期(L）（運転状態（L））， $2 \times 10^{-1}$ 年以降を長期(LL）（運転状態（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当たり，以下の事項を考慮した。

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。

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 (L)と組み合わせる地震力として、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力、運転状態 (LL)と組み合わせる地震力として、基準地震動 $S_s$ による地震力を選定した。(補足第1.3表参照)

補足第1.3表 原子炉格納容器のSAと地震の組合せの検討結果

運転状態	SAの発生確率	事象の継続時間	地震動の超過確率	からの積
(S)	$1.0 \times 10^{-4}$ / 炉年	0年 ~ $10^{-2}$ 年	$S_s : 5 \times 10^{-4}$ / 年未満	$10^{-9}$ / 炉年未満
			$S_d : 10^{-2}$ / 年未満	$10^{-8}$ / 炉年未満
(L)		$10^{-2}$ ~ $2 \times 10^{-1}$ 年	$S_s : 5 \times 10^{-4}$ / 年未満	$10^{-8}$ / 炉年未満
			$S_d : 10^{-2}$ / 年未満	$10^{-6}$ / 炉年未満
(LL)		$2 \times 10^{-1}$ 年以上	$S_s : 5 \times 10^{-4}$ / 年以上	$10^{-8}$ / 炉年以上
			$S_d : 10^{-2}$ / 年以上	$10^{-6}$ / 炉年以上

【許容限界】

設計条件を超える運転状態の許容応力状態として $A$ を定義し、さらに地震との組合せにおいては、許容応力状態 $AS$ を定義した。

新たに定義する許容応力状態 $AS$ は、SAに対処するために必要な機能が損なわれない許容限界であり、前述の保守的な考慮により設定された運転状態(L)と $S_d$ による地震力との組み合わせに対して、東海第二発電所では、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 $AS$ 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、補足第1.4表に整理される。

加えて、東海第二発電所では、D B Aの状態である運転状態 から 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 応力状態を補足第 1.5 表のとおり設定した。

補足第 1.4 表 機能維持設計の考え方を適用した場合の格納容器の許容応力区 分

地震動 運転状態	-	$S_d$	$S_s$
	A	-	$S_A$
	A	-	$S_A$
	A	-	$S_A$
(L)	$I_A^*$	$S_A$	-
(S)	A	-	-
(LL)	A	-	$S_A$ ( $S_A$ )
(L)	A	$S_A$ ( $S_A$ )	-
(S)	A	-	-

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。

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。



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

地震動 運転状態	-	$S_d$	$S_s$
	A	-	$A S$
	A	-	$A S$
	A	-	$A S$
(L)	$I_A^*$	$A S$	-
(S)	A	-	-
(LL)	A	-	$A S$ ( $A S$ )
(L)	A	$A S$ ( $A S$ )	-
(S)	A	-	-

**【東海第二発電所の方針】**

DB A の状態である運転状態 から は、DB 施設と同様の許容応力状態とする。

4. SA 施設と DB 施設の荷重条件に対する許容応力状態の比較

補足第 1.6 表に今回の SA 施設と DB 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 SA 施設の荷重条件は、DB 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。

補足第 1.6 表 S A 施設と D B 施設の荷重条件に対する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 <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>	S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
	A	通常運転圧力	<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S
	A		<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S
	A		<sub>A</sub> S	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S
(L)	<sub>A</sub> E C C S 等: * <sub>A</sub>	LOCA 後 10 <sup>-1</sup> 年後	<sub>A</sub> S	-	<sub>A</sub> S	-
(S)	A	約 0.250 <sup>1</sup>	<sub>A</sub> S <sup>4</sup>	-	-	-
(LL)	A	約 0.098 <sup>2</sup>			-	<sub>A</sub> S <sup>5</sup>
(L)	A	約 0.304 <sup>3</sup>			<sub>A</sub> S <sup>5</sup>	-
(S)	A	約 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，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）（代替循環冷却系を使用する場合）」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）（代替循環冷却系を使用する場合）」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認する意味で LOCA 後の最大内圧と S<sub>d</sub>（又は静的地震力）との組合せを考慮する。
- 5：<sub>A</sub>S の許容限界は，東海第二発電所は，<sub>A</sub>S 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、炉心損傷頻度(CDF)であれば $10^{-4}$ /炉年、格納容器機能喪失頻度(CFF)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CFF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。(補足第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、 $10^{-7}$ /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。

補足第 2.1 表 日本，米国の安全目標と地震との組合せ条件

	米国 ( N R C )	日本
安全目標	<p>安全目標 <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 INSAG-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。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>地震との組合せを考慮する。</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</p> <p>(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。

PRAでは炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）を指標としているが、これらの指標は炉心損傷や格納容器機能喪失という「影響」が発生する頻度の合計を示すものである。

原子炉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は次のとおりとされている。

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）： $10^{-4}$  / 炉年以下
- 格納容器機能喪失頻度（CFF）： $10^{-5}$  / 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

補足第2.2表に示すとおり、炉心損傷頻度（CDF）のスクリーニング基準（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）として、目標値である $10^{-4}$ /炉年に対して2桁低い $10^{-6}$ /炉年が用いられている事例がある。また、格納容器機能喪失頻度（CFF）のスクリーニング基準として、目標値である $10^{-5}$ /炉年に対して2桁低い $10^{-7}$ /炉年が用いられている事例がある。これらは、目標値に対する相対割合として1%を下回る頻度の事象については目標に対して有意な影響がないとみなしていると考えられる。

補足第 2.2 表 目標値とスクリーニング基準

項目	目標値 <sup>1</sup>	スクリーニング基準	スクリーニング基準を定めている事例 <sup>2</sup>
炉心損傷頻度 (CDF)	$10^{-4}$ ( / 炉年)	 $10^{-6}$ ( / 炉年)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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」</li> <li>・米国 ASME/ANS RA-Sa-2009</li> </ul>
格納容器機能喪失頻度 (CFF)	$10^{-5}$ ( / 炉年)	 $10^{-7}$ ( / 炉年)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・米国 SRP3.5.1.6 (航空機落下)</li> <li>・航空機落下確率評価基準 (平成 21 年 6 月 30 日 原子力安全・保安院)</li> </ul>

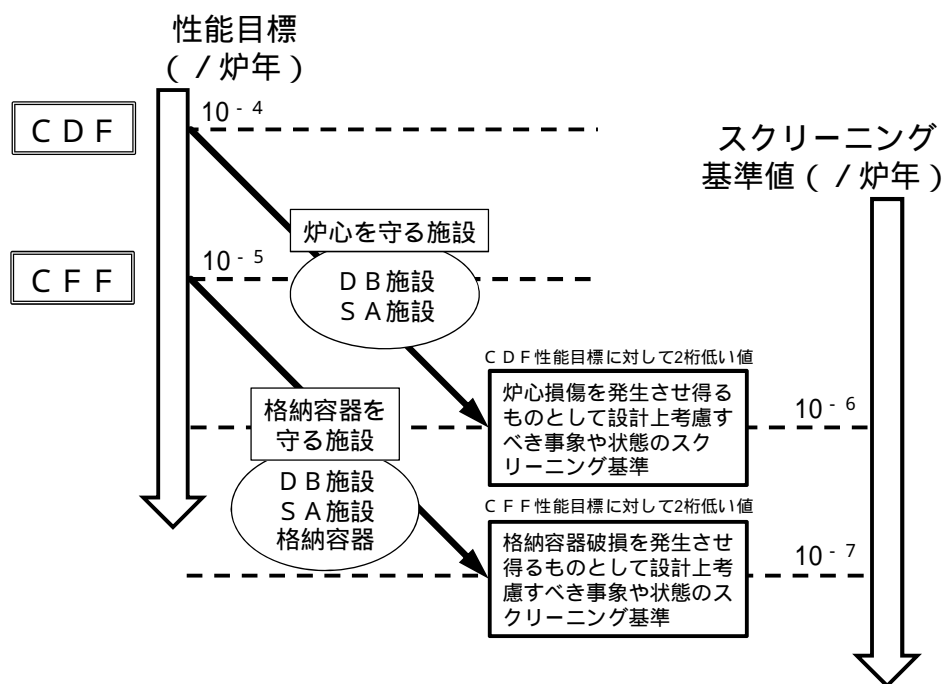
1 : 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

2 : 【参考 1】を参照

### 3. スクリーニング基準設定の体系的整理

炉心を守る施設の設計に際して、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、格納容器を守る施設の設計に際して、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。(補足第 2.1 図参照)

「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  $10^{-6}$  / 炉年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  $10^{-7}$  / 炉年を適用することは妥当と考える。(補足第 2.1 図参照)



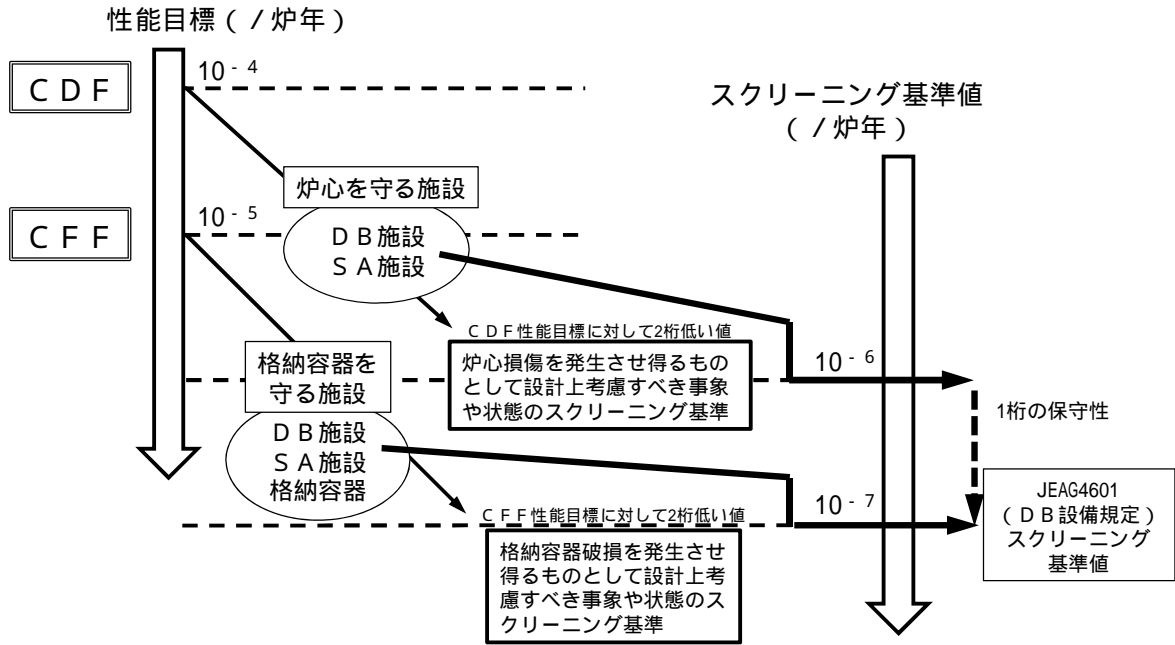
補足第 2.1 図 スクリーニング基準設定の体系的整理の概念図

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

D B 施設に対する基準である JEAG4601 において、炉心を守る施設と格納容器を守る施設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、「3. スクリーニング基準設定の体系的整理」を踏まえると、 $10^{-7}$  / 炉年は格納容器を守る施設の基準に相当し、炉心を守る施設に対して 1 桁の保守性を有している。（補足第 2.2 図参照）

東海第二発電所における荷重の組合せの検討においては、S A 施設としての重要性に鑑み、JEAG4601 に規定されている D B 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 1 桁の保守性を見込んだ  $10^{-8}$  / 炉年を、S A 施設共通のスクリーニングの目安とする。





補足第 2.2 図 スクリーニング基準設定の体系的整理と

JEAG4601 との関係の概念図

【参考1】スクリーニング基準を定めている事例について

文献等	スクリーニング基準に係る記載内容
<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-Sa-2009「Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications」</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ “ハザード発生頻度分析”，“決定論的なCDF評価”のいずれかの評価での判断基準値発生頻度で <math>10^{-6}</math> /年と置くことが考えられる。</li> <li>・ 外部ハザードのスクリーニングアウトに関して，バウンディング解析若しくは保守的であると論証可能な解析に対して，以下の3項目のうち1項目のスクリーニング基準が，容認可能な基準となる。               <ul style="list-style-type: none"> <li>(基準 A) 当該ハザードが，現在の設計基準において炉心損傷事象を引き起こす可能性がない。</li> <li>(基準 B) 現在の設計基準において，当該ハザードの平均発生頻度が <math>10^{-5}</math> / ry より小さい，また，条件付き炉心損傷確率 (CCDP) が 0.1 より小さいと評価される。</li> <li>(基準 C) バウンディング解析，あるいは保守的であると論証可能な解析によって計算された炉心損傷頻度 (CDF) の平均発生頻度が <math>10^{-6}</math> / ry より小さい。</li> </ul> </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を超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 (平成 21 年 6 月 30 日 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，原子炉施設への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 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当たり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、 「地震の独立事象」について当社の定義を示す。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 $S_s$ による地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、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、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(補足第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、 $S_s$ 相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(補足第3.2表)

したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、 $S_s$ 相当の地震に対して、運転状態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、運転状態の運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。

補足第 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、その安全機能損なわないように設計する。(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に設計する。(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)

補足第 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について ( 1 / 4 )

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	過渡事象	- 1	-		運転状態
			高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管		×	
		HPCS ポンプ					
		HPCS ポンプ室空調機					
		スパーチャ					
		低圧炉心冷却失敗	RHR 配管		×		
			RHR ポンプ				
			RHR 熱交換器				
	RHR ポンプ室空調機						
	過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	過渡事象	- 1	-		運転状態	
		逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV (18 弁)		×		
		高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管		×		
			HPCS ポンプ				
			HPCS ポンプ室空調機				
スパーチャ							
低圧炉心冷却失敗	RHR 配管		×				
	RHR ポンプ						
	RHR 熱交換器						
	RHR ポンプ室空調機						
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗	過渡事象	- 1	-		運転状態
		高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管		×		
			HPCS ポンプ				
			HPCS ポンプ室空調機				
			スパーチャ				
		手動減圧失敗	SRV ( 18 弁 )		×		
			SRV 用アキュムレータ				
			高圧窒素ガス供給系配管				

補足第 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (2/4)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	外部電源喪失 + DG失敗 + HPCS失敗 (RCIC成功)	外部電源喪失	外部電源設備全般	×		運転状態	
		DG失敗	6.9kVM/C			×	
			480VP/C用動力変圧器				
			480VP/C				
			480V MCC				
			非常用 DG				
			燃料デイトank				
			DG始動用空気だめ				
			DG室送風機				
			燃料移送ポンプ				
			燃料移送配管				
		燃料移送配管トレンチ					
		軽油貯蔵タンク					
		HPCS失敗 (RCIC成功)	HPCS配管			×	
	HPCSポンプ						
	HPCSポンプ室空調機						
	スパージャ						
	外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×		運転状態	
		直流電源失敗	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							
高圧炉心冷却失敗		HPCS配管			×		
		HPCSポンプ					
		HPCSポンプ室空調機					
		スパージャ					
	HPCS弁						

補足第 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について ( 3 / 4 )

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	外部電源喪失 + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×		運転状態	
		D G 失敗	6.9kVM/C			×	
			480VP/C 用動力変圧器				
			480VP/C				
			480V MCC				
			非常用 DG				
			燃料デイトンク				
			DG 始動用空気だめ				
			DG 室送風機				
			燃料移送ポンプ				
			燃料移送配管				
		燃料移送配管トレンチ					
		軽油貯蔵タンク					
	逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV(18 弁)		×			
	高圧炉心冷却失敗	HPCS 配管			×		
		HPCS ポンプ					
		HPCS ポンプ室空調機					
		スパージャ					
	外部電源喪失 + D G 失敗 + 高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失	外部電源設備全般	×		運転状態	
		D G 失敗	6.9kVM/C			×	
480VP/C 用動力変圧器							
480VP/C							
480V MCC							
非常用 DG							
燃料デイトンク							
DG 始動用空気だめ							
DG 室送風機							
燃料移送ポンプ							
燃料移送配管							
燃料移送配管トレンチ							
軽油貯蔵タンク							
高圧炉心冷却失敗		HPCS 配管			×		
		HPCS ポンプ					
		HPCS ポンプ室空調機					
		スパージャ					
HPCS 弁							



補足第 3.2 表 地震の従属事象としての適用性について (4/4)

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	
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + RHR 失敗	過渡事象	- 1	-		運転状態	
		RHR 失敗	RHR 配管			×	
			RHR ポンプ				
			RHR 熱交換器				
			RHR ポンプ室空調機				
	RHR 弁						
	過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗	過渡事象	- 1	-		運転状態	
		逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV(18 弁)			×	
		RHR 失敗	RHR 配管			×	
			RHR ポンプ				
RHR 熱交換器							
RHR ポンプ室空調機							
RHR 弁							
5 原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	過渡事象	- 1	-		運転状態	
		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							
スクラム弁							
6	LOCA 時注水機能喪失	-					
7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	-					
8	津波浸水による注水機能喪失	-					

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<sub>s</sub>相当 ( 1.03G ) 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 ( 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 , 一部の S A 施設を考慮した場合の P R A を  
実施した結果 , 約  $3.7 \times 10^{-7}$  / 炉年となった。

- 1 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。

補足第 3.3 表 D B 条件を超える事故シーケンスに対する C D F

事故シーケンスグループ	D B 条件を超える事故シーケンス	C D F	合計
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	4.2E-11	3.7E-07
	過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	3.8E-12	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + D G 失敗 + H P C S 失敗 ( R C I C 成功 )	1.2E-09	
	外部電源喪失 + D G 失敗 + 高圧炉心冷却失敗	7.7E-08	
	外部電源喪失 + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗	2.2E-11	
	外部電源喪失 + 直流電源失敗 + 高圧炉心冷却失敗	6.4E-12	
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + R H R 失敗	1.4E-07	
	過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + R H R 失敗	7.1E-10	
	外部電源喪失 + D G 失敗 ( H P C S 成功 )	1.3E-08	
	外部電源喪失 + D G 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 ( H P C S 成功 )	6.9E-11	
	外部電源喪失 + 直流電源失敗 ( H P C S 成功 )	1.2E-07	
原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	2.9E-09	
	直流電源喪失 + 原子炉停止失敗	4.2E-11	
	交流電源喪失 + 原子炉停止失敗	3.1E-12	
	原子炉建屋損傷	4.9E-10	
	格納容器損傷	5.6E-12	
	原子炉圧力容器損傷	2.0E-08	
	格納容器バイパス	2.1E-10	
	Excessive LOCA	3.9E-12	
	計装・制御系喪失	1.7E-14	

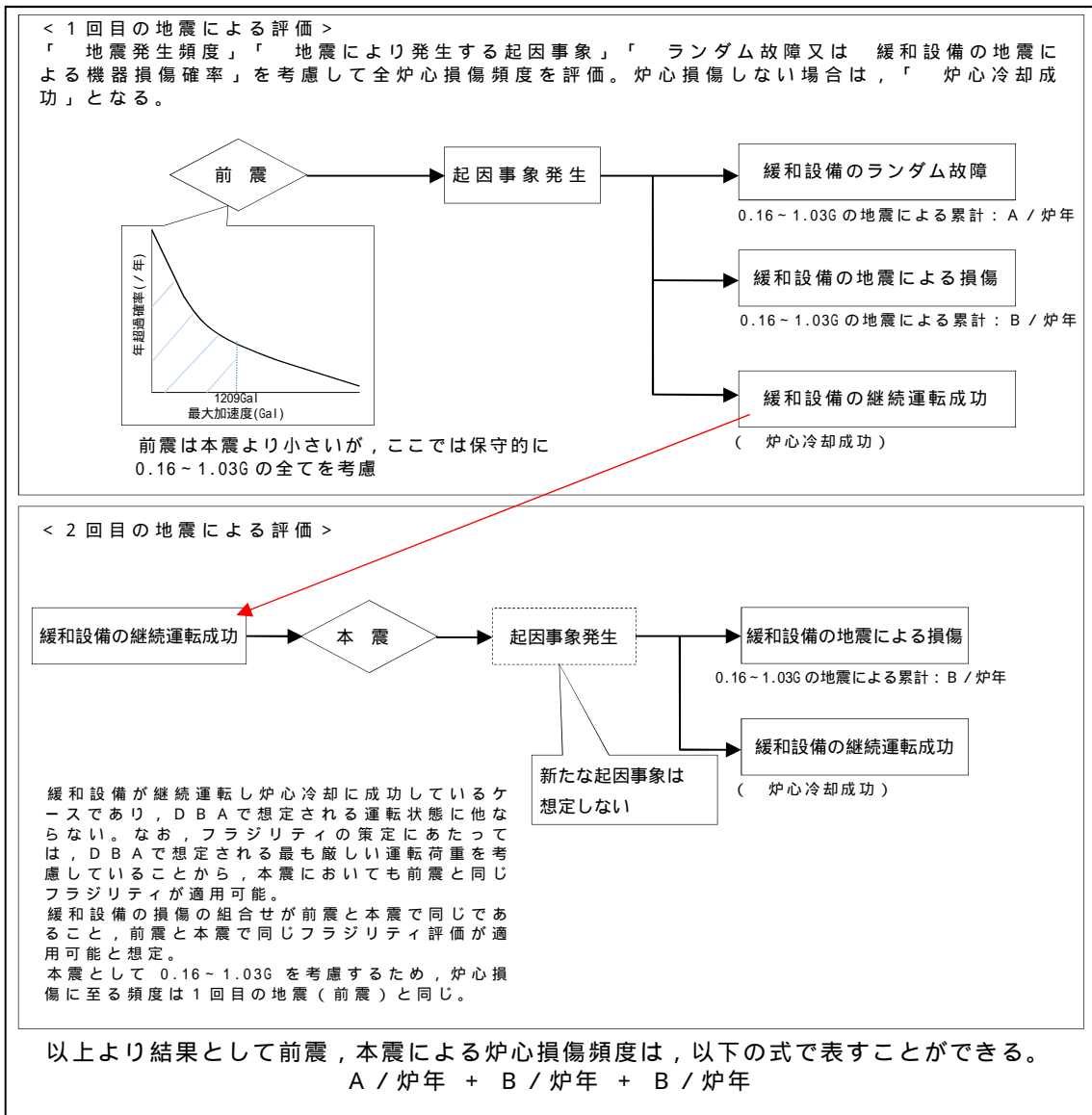
性能目標の C D F (  $10^{-4}$  / 炉年 ) に対して 1% を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、 $3.7 \times 10^{-7}$  / 炉年はこれを下回り、 $S_s$  相当までの地震力により D B 条件を超える運転状態 の発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、 $S_A$  施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態 が地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。

(参考) 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出

1 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法

1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価

地震 P R A 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第 1.1.1 図に示す。

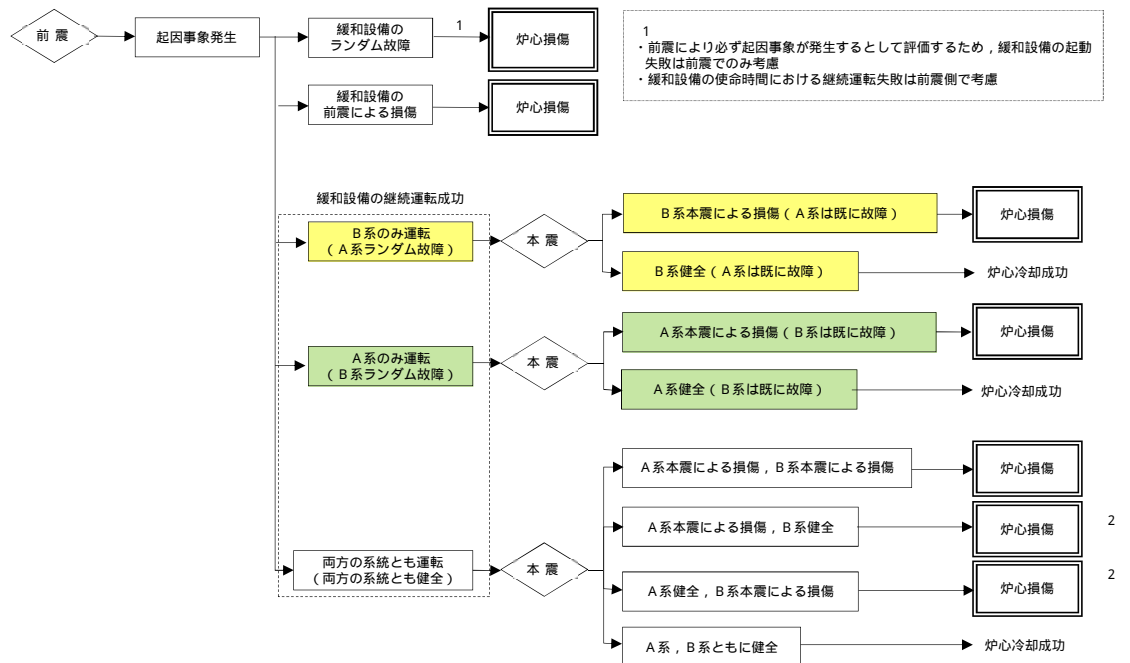


参考第 1.1.1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法

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 P R A 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 P R A でどのように整理されるかを考慮した。なお，以下は 2 つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する（3 つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる）。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

		A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)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	本震による影響
	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	
	前震による機器損傷	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	
	前震による機器損傷	前震による機器損傷	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	
	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)	ランダム故障 (前震)	で整理	
	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)	ランダム故障 (前震)	で整理	
緩和設備の継続運転に成功	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	本震による影響
	(健全)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	
	(健全)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	
	(健全)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	
	(健全)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	
	(健全)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	ランダム故障 (前震)	で整理	

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 P R A 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と整理したものと同一となった。

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

## 1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について

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

また，想定する地震規模として，本震及び余震の地震加速度を 0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合，「(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 0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると，前震を本震に，本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。

以上より本震，余震による炉心損傷頻度は，次式で算出される。

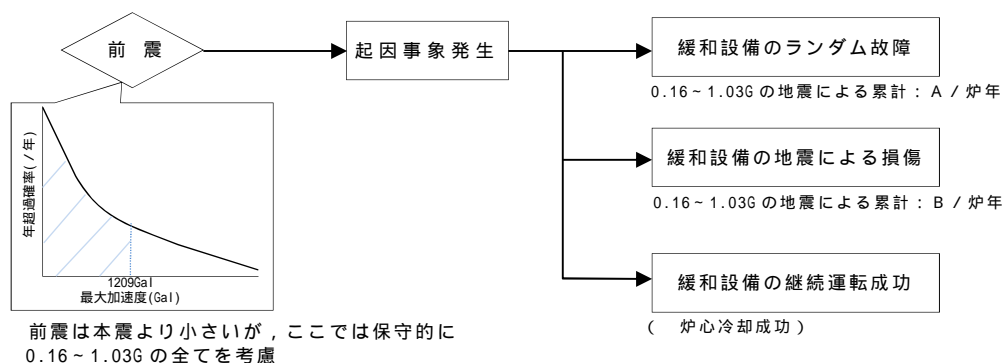
$$A / \text{炉年} + B / \text{炉年} + B / \text{炉年}$$

## 2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

### 2.1 S<sub>s</sub>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 P R A 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<sub>s</sub> 相当(1.03G)までの本震による全炉心損傷頻度は 0.16G から S<sub>s</sub> 相当である 1.03G 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<sub>s</sub> 相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約  $4.1 \times 10^{-7}$  / 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  $3.5 \times 10^{-8}$  / 炉年，緩和設備の地震による損傷によるものが約  $3.7 \times 10^{-7}$  / 炉年である。





## 2.2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果

2.1 項の算出結果を用い，1.2 項及び 1.3 項の算出式で，評価を行った。

$$\begin{aligned} & A / \text{炉年} + B / \text{炉年} + B / \text{炉年} \\ & = \text{約 } 3.5 \times 10^{-8} / \text{炉年} + \text{約 } 3.7 \times 10^{-7} / \text{炉年} \\ & \quad + \text{約 } 3.7 \times 10^{-7} / \text{炉年} \\ & = \text{約 } 7.8 \times 10^{-7} / \text{炉年} \end{aligned}$$

以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約  $7.8 \times 10^{-7} / \text{炉年}$  と非常に低い値となる。

(補足4) D B Aによる履歴を考慮しなくてよい理由

6.1から6.4項において、運転状態 から と  $S_s$  の組合せにおいて適用するとした許容応力状態  $A_S$  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  $A_S$  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り、 $A_S$  における許容応力は、設計引張強さ  $S_u$  又は設計降伏点  $S_y$  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第4.1表及び補足第4.2表に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を補足第4.1図にそれぞれ示す。

補足第4.1表、補足第4.2表及び補足第4.1図より、 $A_S$  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。

補足第4.1表 クラス1容器の許容応力

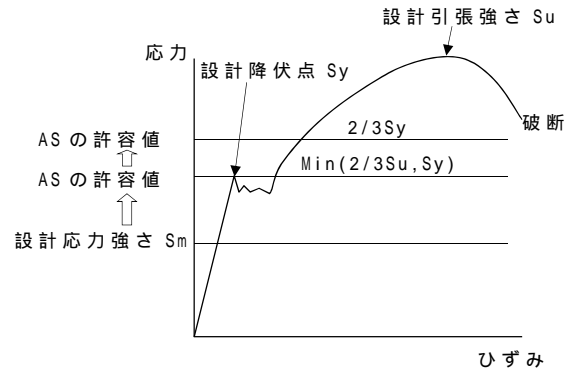
許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力 + 1次曲げ応力	備 考
$A_S$	$\text{Min}(2/3S_u, S_y)$	左欄の1.5倍の値	
$A_S$	$2/3S_u$	左欄の1.5倍の値	

補足第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
$A_S$	$\text{Min}(0.6S_u, S_y)$	左欄の 倍の値	
$A_S$	$0.6S_u$ <sup>1</sup>	左欄の 倍の値	1 不連続な部分は $\text{Min}(0.6S_u, S_y)$

(注) : は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は

1.5 のいずれか小さいほうの値とする。

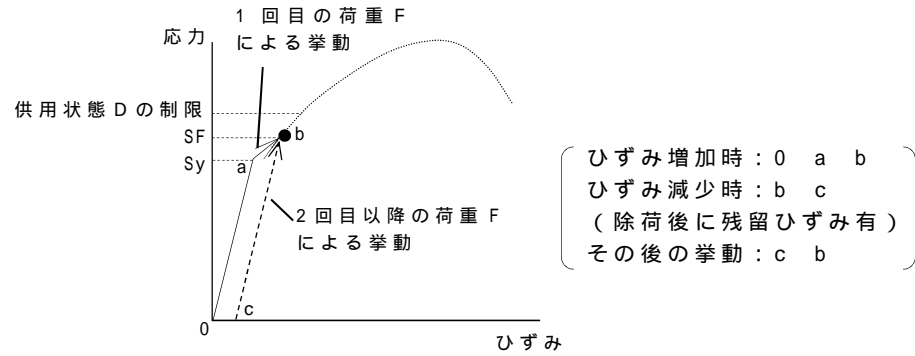


補足第 4.1 図 応力 - ひずみ線図と許容応力の関係

次に， $A_S$  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）を補足第 4.2 図に示し，以下のとおり検討する。

- (1)  $A_S$  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 a 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  $r$  が生じる。（0 a b 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 b）
- (5) (1)により， $A_S$  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， $A_S$  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  $\sigma_A$  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。



補足第 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)

## 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	
		格納容器内	格納容器外
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	-	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 可搬型窒素供給装置
	高温溶融物放出 / 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 溶融炉心・コンクリート相互反応	逃がし安全弁 コリウムシールド	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 可搬型窒素供給装置
原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	-	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	高圧注水・減圧機能喪失	-	残留熱除去系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サプレッション・プール 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	全交流動力電源喪失（長期 T B ）	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ サプレッション・プール 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ
	全交流動力電源喪失（ T B D , T B U ）	-	常設高圧代替注水系ポンプ サプレッション・プール 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ

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	
		格納容器内	格納容器外
原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失 ( T B P )		原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・プール 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水大型ポンプ
	崩壊熱除去機能喪失 ( 取水機能が喪失した場合 )	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・プール 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ
	崩壊熱除去機能喪失 ( 残留熱除去系が故障した場合 )	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・プール 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	原子炉停止機能喪失	-	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	L O C A 時注水機能喪失	-	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	格納容器バイパス ( インターフェイスシステム L O C A )	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・プール 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽

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	
		格納容器内	格納容器外
原子炉圧力容器	運転停止中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） 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 残留熱除去系海水ポンプ
	運転停止中の原子炉における全交流動力電源喪失	-	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	運転停止中の原子炉における反応度の誤投入	-	- 原子炉周期（ペリオド短） 原子炉スクラム

地震動の超過確率

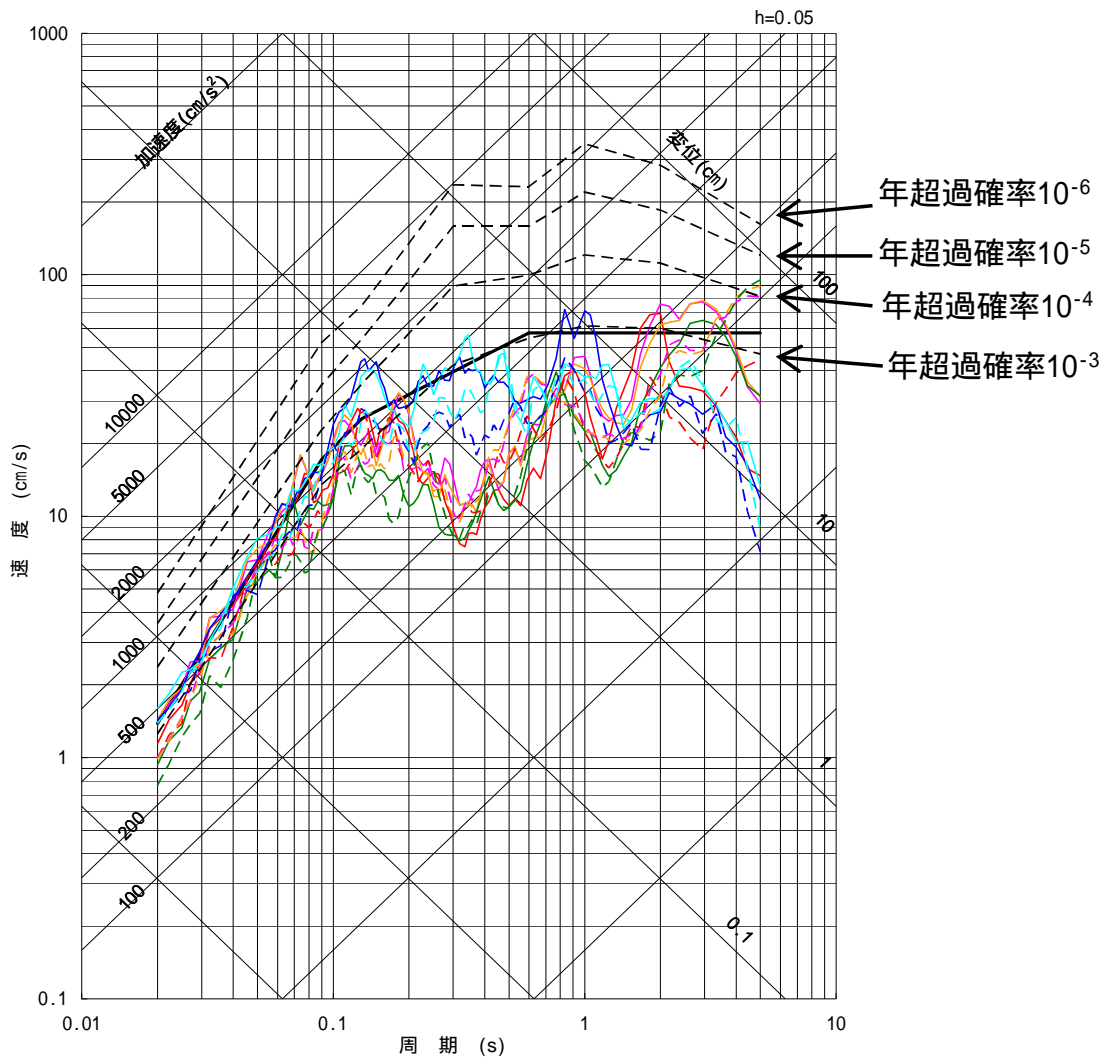
表1-1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

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

S2の発生確率  
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年  
 S1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。

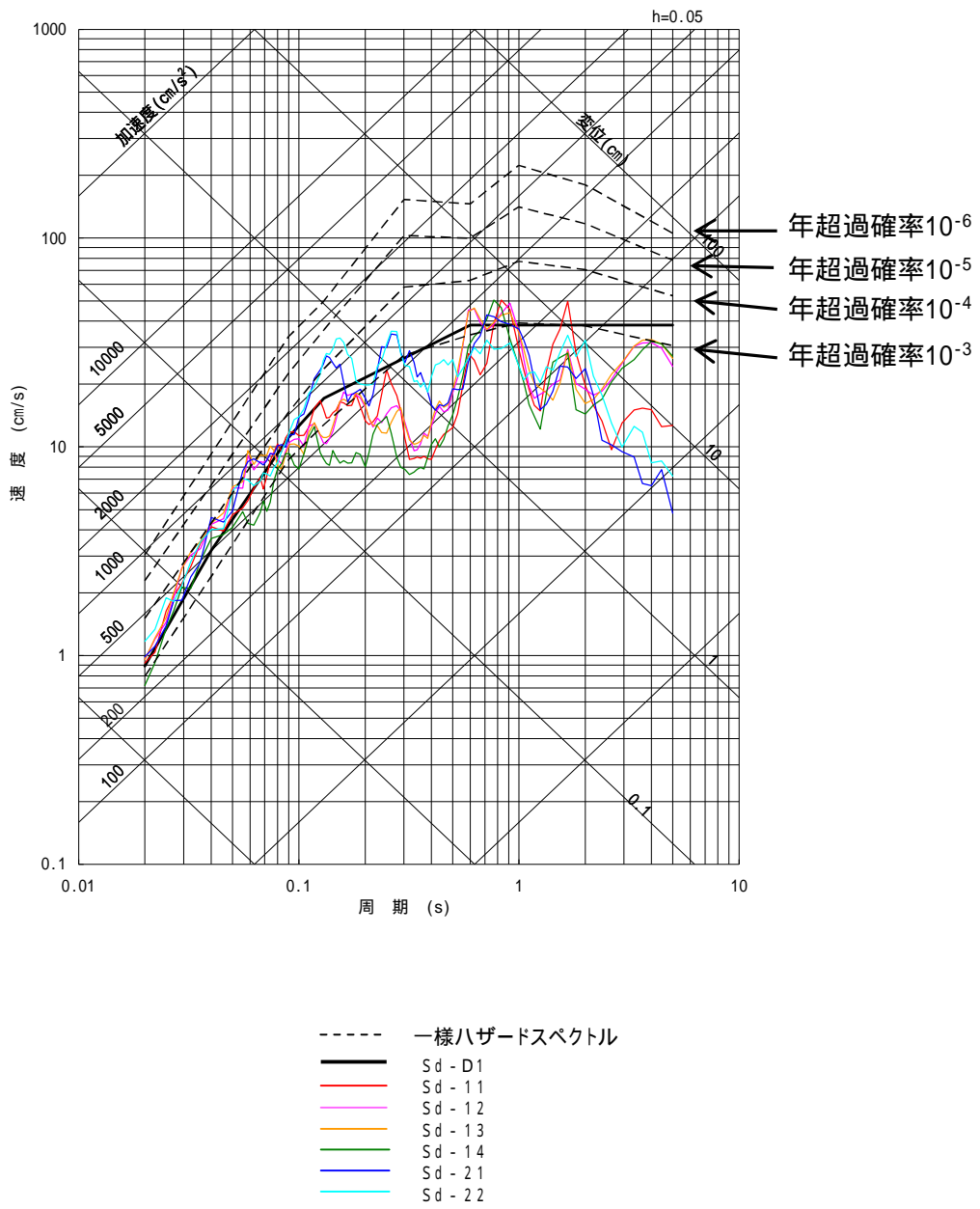




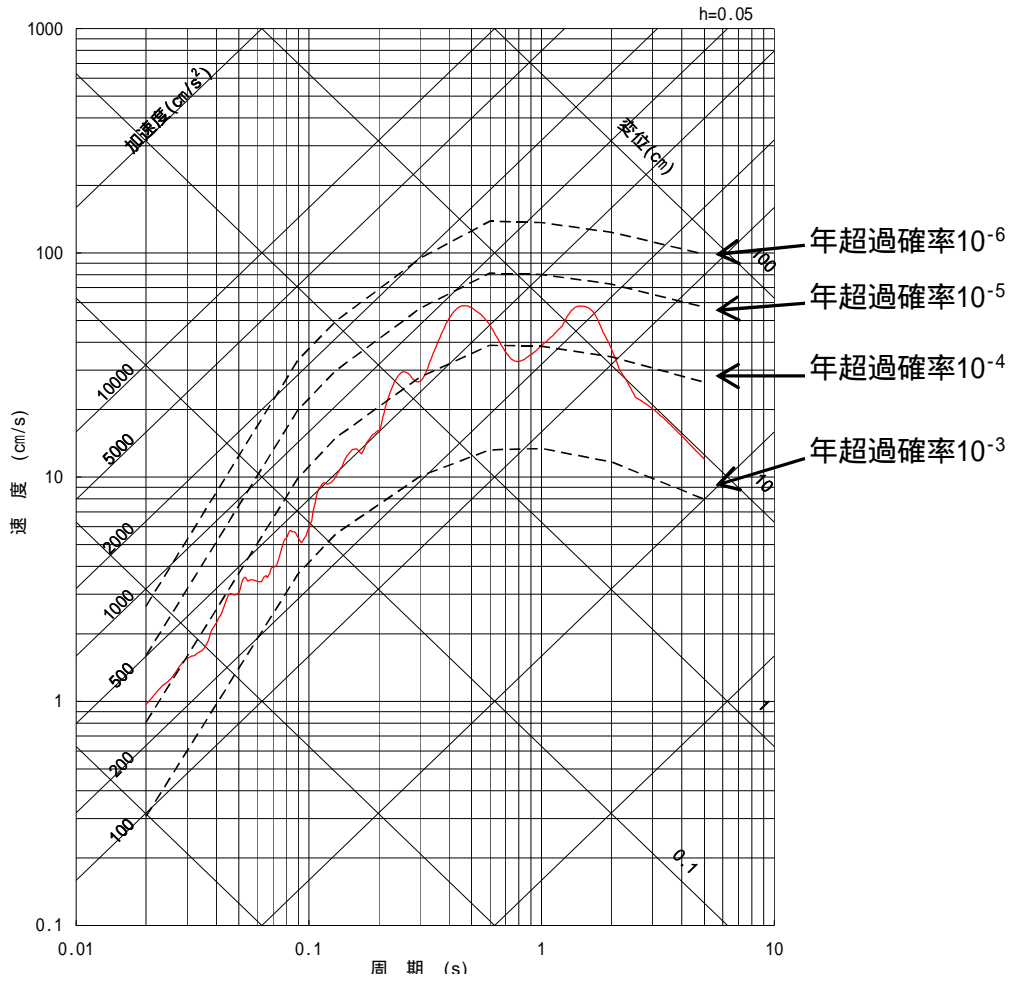
弾性設計用地震動  $S_d$  について、実線は NS 成分、破線は EW 成分を示す。

- 一様ハザードスペクトル
- Sd - D1
- Sd - 11
- Sd - 12
- Sd - 13
- Sd - 14
- Sd - 21
- Sd - 22

添付 2.1 図 弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (水平方向)

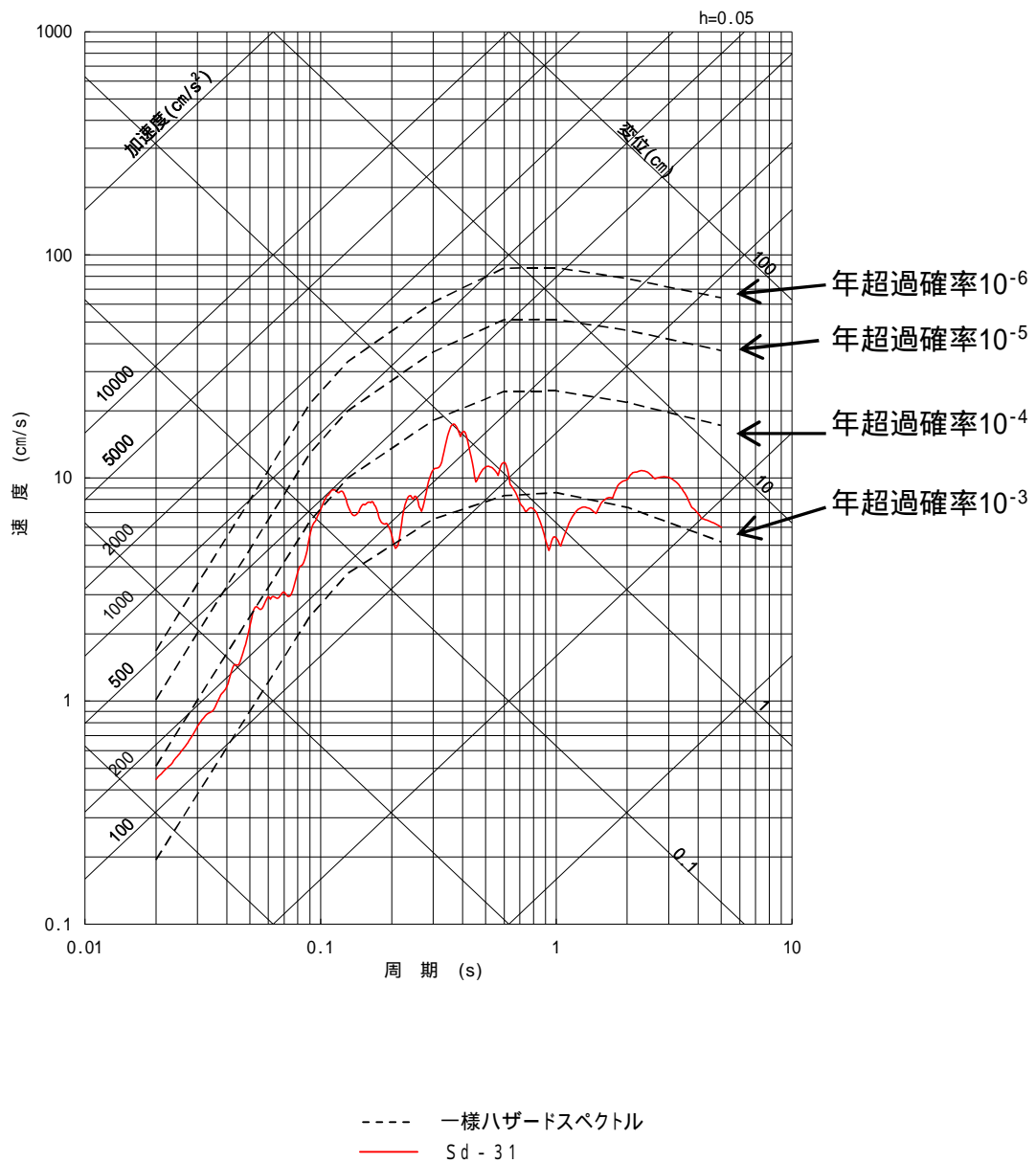


添付 2.2 図 弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)

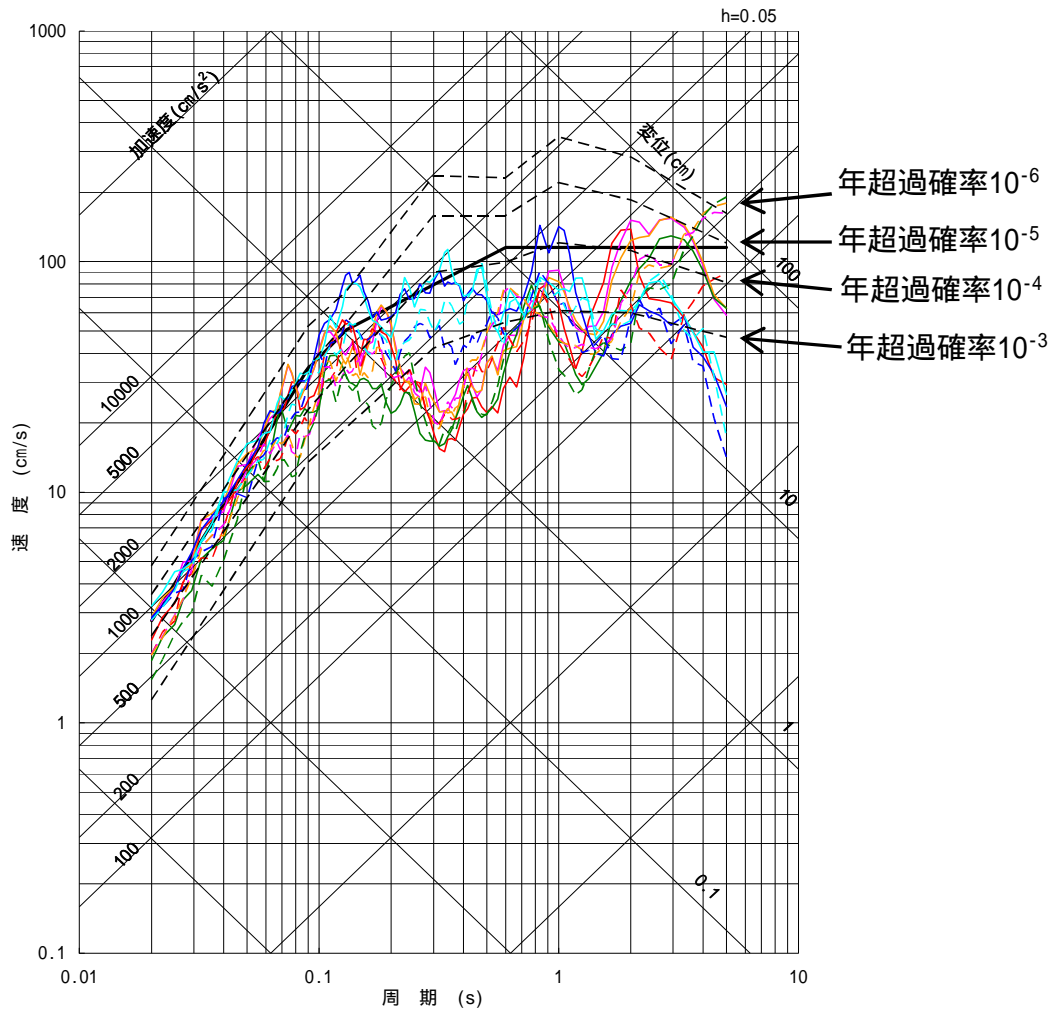


----- 一様ハザードスペクトル  
 ——— Sd - 31

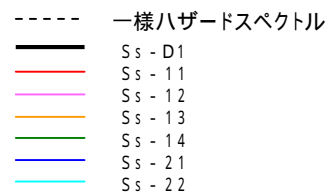
添付 2.3 図 弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (水平方向)



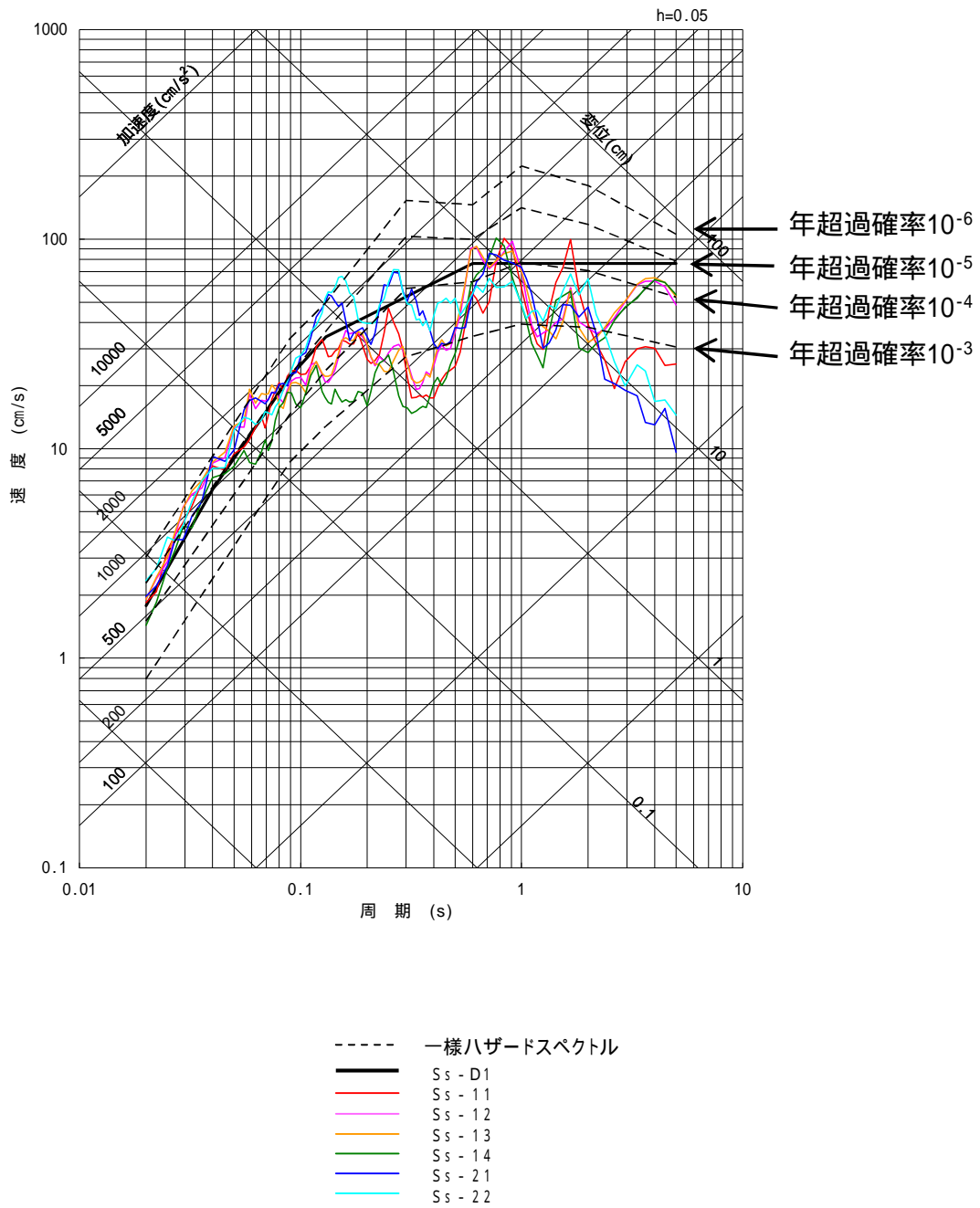
添付 2.4 図 弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)



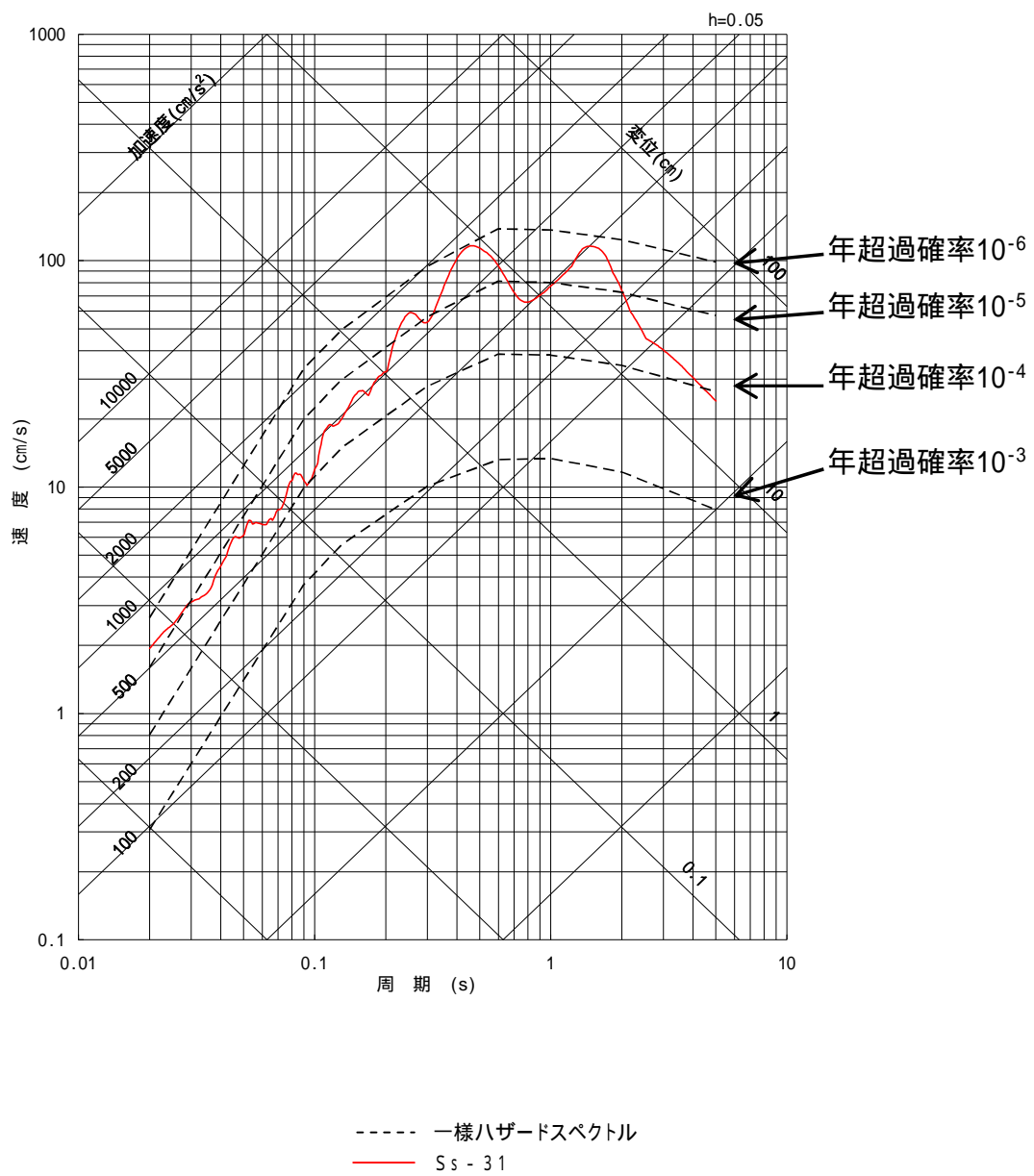
基準用地震動  $S_s$  について，実線は NS 成分，破線は EW 成分を示す。



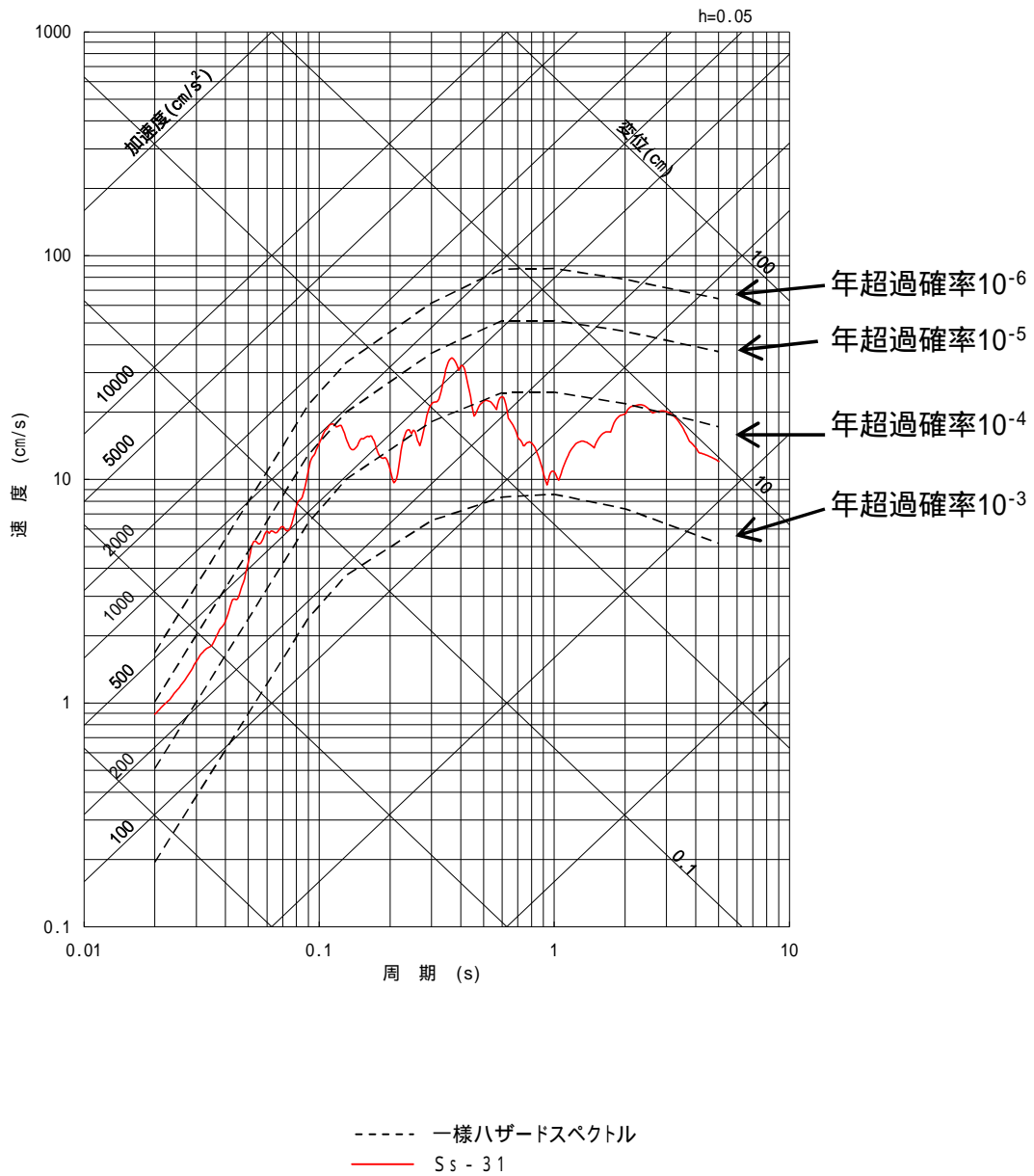
添付 2.5 図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (水平方向)



添付 2.6 図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)



添付 2.7 図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (水平方向)

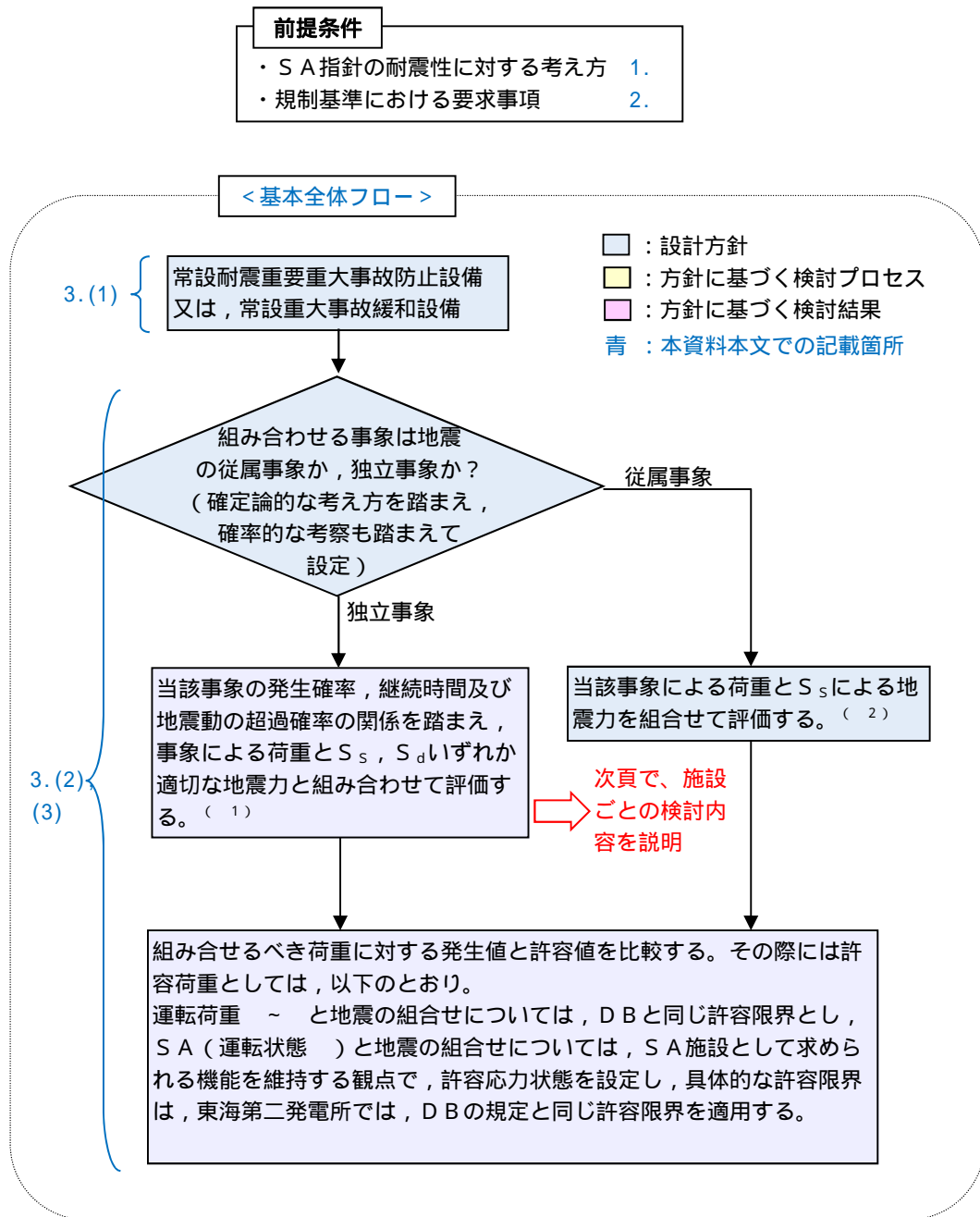


添付 2.8 図 基準地震動  $S_s$  の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)



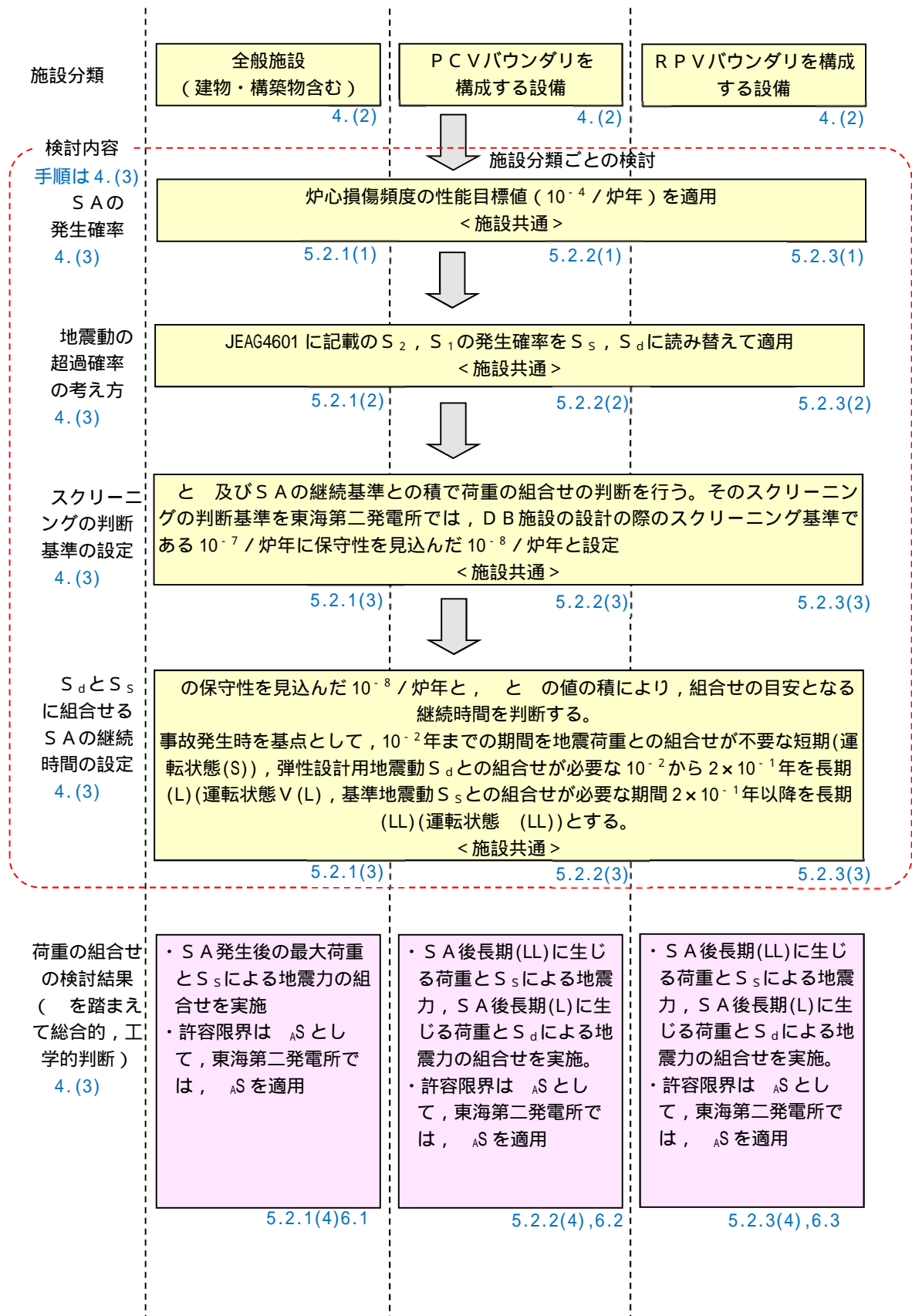
## 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

### S A 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



- 1 : 確定論的な考え方、確率論的な考察を踏まえ、SA等を地震独立事象として取り扱う。 }  
 2 : 確定論的な考え方、確率論的な考察を踏まえ、SA等を地震独立事象として取り扱うこ }  
 とから従属事象としては考慮しない。 } 5.1

### S A 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



## 建物・構築物のS A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S A条件を考慮した設計荷重と $S_s$ による地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のD B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、S A施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにD B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S A施設としての設計の考え方について、D B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)

『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39 条地震による損傷の防止添付資料 - 1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したS A施設の建物・構築物を表 1 に示す。これら 13 施設は、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」, 「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。

表 1 S A 施設（建物・構築物）の施設分類

S A 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
使用済燃料プール		-	
緊急用海水ポンプピット	-		
S A 用海水ピット取水塔	-		
海水引込み管	-		
S A 用海水ピット	-		
貯留堰		-	
取水路	-		
フィルタ装置遮蔽		-	
二次隔離弁操作室遮蔽	-	-	
中央制御室遮蔽		-	
中央制御室退避室遮蔽	-	-	
緊急時対策所遮蔽	-	-	
代替淡水貯槽		-	

(2) D B 施設としての設計の考え方

a . 新規制基準における要求事項

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

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

b . JEAG4601 の規定内容（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とを組合せる。
- ・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)。

#### 【S A 施設 (建物・構築物) における設定方針】

- ・  $S_s$  ,  $S_d$  と運転状態の組合せを考慮する。
- ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震 S クラス施設は  $S_s$  による地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としての S A は発生しないこととなる。したがって、S A は地震の独立事象として取り扱う。
- ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及び  $S_s$  若しくは  $S_d$  の超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及び  $S_s$  若しくは  $S_d$  の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  $S_d$  による地震力と組み合わせる。
- ・ 許容限界として、D B 施設の  $S_s$  に対する許容限界に加えて、S A 荷重と地震力との組合せに対する許容限界 (機器・配管系の許容応力状態  $A_S$  に相当するもの) を設定する。ここで、東海第二発電所では、S A 荷重と地震力との組合せに対する許容限界は D B 施設の  $S_s$  に対する許容限界 (建物・構築物が構造物全体として十分変形能力 (ねばり) の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする) と同じとする。

#### (4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(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。

S A の発生確率 . . . 炉心損傷頻度の性能目標値 ( $10^{-4}$  / 炉年) を設定  
継続時間 . . . . . 事象発生時を起点として,  $10^{-2}$  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  
(S)), 弾性設計用地震動  $S_d$  との組合せが必要な  
 $10^{-2}$  から  $2 \times 10^{-1}$  年を長期 (L) (運転状態 (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 (LL)) とする。

(建物・構築物について, S A 時の荷重条件を踏まえ, 施設ごとに  
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 ( $S_s$  :  $5 \times 10^{-4}$  /  
年以下,  $S_d$  :  $10^{-2}$  / 年以下) を設定

以上から, 機器・配管系と同様, S A 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, S A 荷重と  $S_s$  による地震力を組み合わせることとする。

(5) S A 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, S A 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 D B 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	D B 施設		S A 施設		備 考
	$S_d$	$S_s$	$S_d$	$S_s$	
運転時	許容応力度 <sup>1</sup>	終局 <sup>2</sup>	-	終局 <sup>2</sup>	D B と同じ許容限界とする。
D B 事故時 (長期)	終局 <sup>2</sup>	-	終局 <sup>2</sup>	-	D B と同じ許容限界とする。
S A 事故時	-	-	-	終局 <sup>2</sup>	注 2 : S A 荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、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、 $S_s$  による地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。

いずれの施設も、D B 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「D B 事故時 (長期) +  $S_d$ 」は地震力が大きい「運転時 +  $S_s$ 」に包絡されることになる。

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



## S A 施設（建物・構築物）の S A 時の条件を踏まえた分類

S A 施設 （建物・構築物）	荷重状態 の分類	分類の根拠
使用済燃料プール	a(b)	D B 設計では，常時作用している荷重（固定荷重，積載荷重，水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力，温度荷重，機器・配管系から作用する荷重），異常時荷重（圧力，温度荷重，機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。S A 時には D B 条件とは異なる異常時荷重が作用する。
緊急用海水ポンプピット S A 用海水ピット取水塔 海水引込み管 S A 用海水ピット	c	緊急用海水ポンプピット，S A 用海水ピット取水塔，海水引込み管及び S A 用海水ピットについては D B 施設ではない
貯留堰 取水路	b	D B 設計では，地盤内に埋設されている構造物として，常時作用している荷重（固定荷重，積載荷重，土圧，水圧）を考慮している。S A 時においても，地盤内で D B 条件を上回るような事象は発生しないため，D B 条件を上回る荷重はない。
フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽	c	フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽については D B 施設ではない。
中央制御室遮蔽	b	D B 設計では，常時作用している荷重（固定荷重，積載荷重）を考慮している。S A 時においても，荷重条件は変わらないため，D B 条件を上回る荷重はない。
中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽	c	中央制御室退避室遮蔽，緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽については D B 施設ではない

## 荷重状態の分類

- a. S A 条件が D B 条件を超える施設
  - (a) 新設の S A 施設の運転によって，D B 条件を超える施設
  - (b) S A による荷重・温度条件の影響によって D B 条件を超える施設
- b. S A 条件が D B 条件に包絡される施設
- c. D B 施設を兼ねない S A 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 S A 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	D B 事故 (長期)	S A 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	
S A 施設 (建物・構築物)	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 D B 長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 S A 時荷重
	緊急用海水ポンプピット	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
	S A 用海水ピット取水塔	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
	海水引込み管	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
	S A 用海水ピット	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
	貯留堰	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧
	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
	フィルタ装置遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	二次隔離弁操作室遮蔽	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
	中央制御室退避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重
	代替淡水貯槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧

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

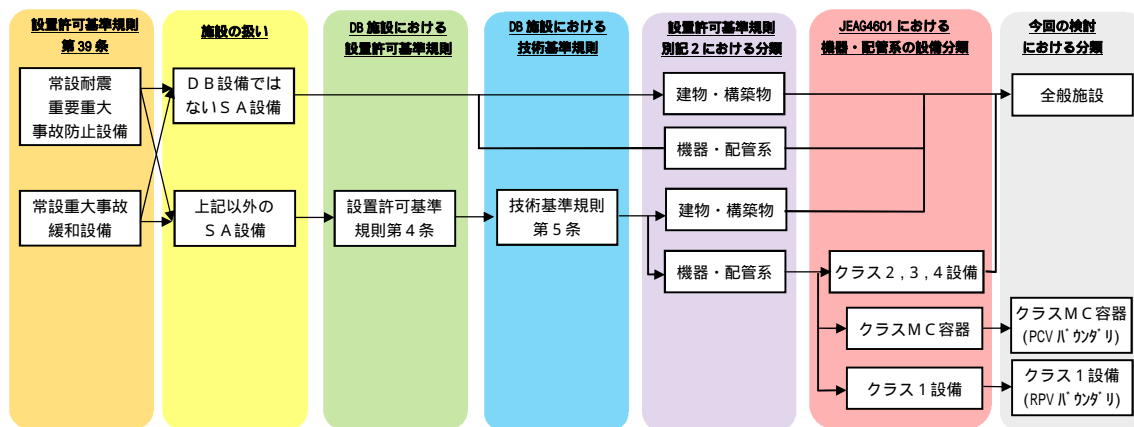
プールの解析例においても，地震時荷重と温度荷重は組み合わせされていない（参考資料〔参考5〕参照）。これを踏まえ，補足表 2-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて，地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重（固定荷重，積載荷重，土圧，水圧）のみとなるため，DB事故時（ $S_d$ との組合せ）は運転時（ $S_s$ との組合せ）に包絡され，SA事故時は運転時と同一となる。

対象設備，事故シーケンス，荷重条件の網羅性

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，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、東海第二発電所を対象とした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る。

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、地震と組み合わせる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
全交流電源喪失
全交流動力電源喪失（長期TB）
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）
全交流動力電源喪失（TBP）
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）
津波浸水による注水機能喪失
「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
雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
代替循環冷却系を使用する場合
代替循環冷却系を使用しない場合
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用

水素燃焼
溶融炉心・コンクリート相互作用
「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

(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 バウダリ	PCV バウダリ	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	$D + P + M + S_d$	AS	AS	-	-	-	-	AS
	$D + P_D + M_D + S_d$	-	-	AS	AS	AS	AS	
	$D + P_L + M_L + S_d$	AS	AS	-	-	-	-	AS
	$D + P + M + S_s$	AS	AS	-	-	-	-	AS
	$D + P_D + M_D + S_s$	-	-	AS	AS	AS	AS	-
SA 荷重 の組合せ	$D + P_{RSA(L)} + M + S_d$	AS <sup>2</sup>	-	-	-	-	-	SA 施 設では ない
	$D + P_{RSA(LL)} + M + S_s$	AS <sup>2</sup>	-	-	-	-	-	
	$D + P_{PSA(L)} + M + S_d$	-	AS <sup>2</sup>	-	-	-	-	
	$D + P_{PSA(LL)} + M + S_s$	-	AS <sup>2</sup>	-	-	-	-	
	$D + (P_D^{1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方}) + M + S_s$	- <sup>3</sup>	- <sup>3</sup>	AS <sup>2</sup>	AS <sup>2</sup>	AS <sup>2</sup>	AS <sup>2</sup>	

- 1 DB 施設を兼ねる SA 施設についても考慮する。
- 2 AS の許容限界は、AS と同じものを適用する。
- 3 PCV については、 $2 \times 10^{-1}$  年以降の状態、RPV については、 $10^{-2}$  年以降の状態は、SS を組み合わせて、許容応力状態 AS を満足する状態となっていることを確認している。

### 【記号の説明】

- D : 自重 (JEAG4601・補-1984 では「死荷重」と記載)
- P : 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等
- M : 地震, 死荷重以外で地震と組み合わせるべき機械荷重, 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
- $P_D$  : 地震と組み合わせるべきプラントの運転状態 及び (運転状態 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
- $M_D$  : 地震と組み合わせるべきプラントの運転状態 及び (運転状態 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
- $P_{PSA(L)}$  : 格納容器の重大事故における長期的(長期(L))な圧力荷重
- $P_{PSA(LL)}$  : 格納容器の重大事故における長期的(長期(LL))な圧力荷重
- $P_{RSA(L)}$  : 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(長期(L))な圧力荷重
- $P_{RSA(LL)}$  : 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(長期(LL))な圧力荷重
- $P_{SA}$  : 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
- ${}_A S$  : 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
- ${}_A S$  : 運転状態 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

$S_1$   $S_d$

$S_2$   $S_s$



## 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，D B 施設を兼ねるものについては，D B 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 D B 設計条件を上回る場合  
D B 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 D B 設計条件に包絡される場合（ ）  
S A 設計条件は D B 設計条件で代表させる。

「 S A 時の荷重，温度が D B 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及び温度について，S A を考慮した条件が D B 設計条件に包絡される場合を指す

以下では，D B 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，P C V，R P V）ごとに示す。

### ( 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

#### 【 D B 設計条件と S A 設計条件の整理 】

全般施設は R P V（現クラス 1 機器（JEAG4601 においては，第 1 種機器））と P C V（現クラス M C 機器（JEAG4601 においては，第

2種機器) ) 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。したがって全施設は運転状態 ~ <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。 ) 及び温度条件と，S<sub>s</sub>とを組み合わせている。

このことから，SA施設としての設計においては，SA時の荷重がDB設計荷重を超える場合は，SA時の荷重を元に新たに設定した設計荷重 ( 以下「SA設計荷重」という。 ) とS<sub>s</sub>を組合せる。また，SA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 (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 (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 (L) が設計条件となっているものに対する許容応力状態が許容応力状態 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 ~ だけでなく，運転状態 (L) も設計条件となっており，運転状態 ~ (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 ~ とS<sub>s</sub>を，運転状態 (L) とS<sub>d</sub>と組み合わせるこ

ととなっているが，実設計においては，設計用荷重である  $P_D$ ， $M_D$  を用いて設計を行うことから，運転状態 ~ (L) を包絡するようにを設定し，それらと  $S_s$  を組み合わせている。

ここで，旧指針においては，耐震  $A_s$ ，A，B，C クラスというクラス分類がなされていることから，耐震 A クラスの設備においては， $S_s$  との組合せは実施せず， $S_1$  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， $S_s$ ， $S_d$  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， $P_D$ ， $M_D$  と  $S_s$  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と網羅性】

DB 設計において  $S_s$ ， $S_d$  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

	$S_s$	$S_d$
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 $\geq$ SA 時荷重の場合) DB 設計荷重・温度	-

b . P C V

【DB 設計条件と SA 設計条件の整理】

D B 設計での組合せでは、JEAG4601 に記載のとおり、運転状態 ~ の荷重は  $S_s$  と組み合わせ、また運転状態 (L) の荷重は  $S_d$  と組み合わせている。

ここで、P C V の運転状態 ~ の荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態 (L) ( L O C A 後長期間経過した状態 ) の荷重・温度は、運転状態 ~ の条件よりも厳しい条件となっていることから、D B 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 ~ を踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度
- ・運転状態 (L) を踏まえて設定した条件：L O C A 後の最大内圧・温度

以上を踏まえ、P C V の S A 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。

- ・S A 後の長期(L)における荷重・温度
- ・S A 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】

D B においては、以下の組合せに対する設計を行っている。

- ・通常運転圧力 +  $S_s$
- ・L O C A 後の最大圧力 +  $S_d$

S A における設計条件（組合せ）は、この D B 設計条件への包絡性を踏まえ、

S A 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) を組み合わせる。

S A 後の長期(L)荷重 ( S A 後の最高圧力・温度 ) + S<sub>d</sub>

S<sub>d</sub>には、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10<sup>-2</sup> ~ 2 × 10<sup>-1</sup>年)を組み合わせる。

添付 6.2 表 P C V 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>
D B 荷重・温度	通常運転時圧力・温度	L O C A 後の最大内圧・温度
S A 荷重・温度	S A 後の長期(LL)圧力・温度	S A 後の長期(L)圧力・温度

### c . R P V

#### 【 D B 設計条件と S A 設計条件の整理 】

D B 設計での組合せでは、JEAG4601 に記載のとおり、運転状態 ~ の荷重は S<sub>s</sub> と組み合わせ、また運転状態 (L) の荷重は S<sub>d</sub> と組み合わせている。

ここで、R P V の運転状態 ~ を踏まえて設定される圧力・温度は運転状態 (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 (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<sub>s</sub>、S<sub>d</sub> を組み合わせで評価している。

以上を踏まえ、R P V の S A 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、S A 後の長期(L)荷重・温度を設定する。S A における設計条件(組合せ)は、この D B 設計条件への包絡性を踏まえ S A 後の長期(LL)荷重と S<sub>s</sub>、S A 後の長期(L)荷重と S<sub>d</sub> を組み合わせる方針とする。

【継続時間の検討における対象条件の網羅性】

D B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 +  $S_d$

S Aにおける設計条件（組合せ）は，このD B設計条件への包絡性を踏まえ，

S A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)を組み合わせる。

S A後の長期(L)荷重（S A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)を組み合わせる。

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

	$S_s$	$S_d$
D B 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
S A 荷重・温度	S A後の長期(LL)圧力・温度	S A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，D B設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたS A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

運転状態の発生確率を設定

地震の発生確率を設定

「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

$10^{-7}$  / 炉年となる継続時間における荷重を，地震と組み合わせる条件とする。

b . 今回の検討に用いた S A 荷重の組合せ検討のアプローチ

S A 事象の発生確率を設定

地震の発生確率を設定

「 S A 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

$10^{-8}$  / 炉年となる継続時間における荷重を，地震と組み合わせる条件とする。

以上より， ， で用いた組合せの判定基準は，今回の S A 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 S A 荷重と組合せの検討では，  $S_s$  ，  $S_d$  と S A 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。

## 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 及び （運転状態 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

$P_{PSA(L)}$ ：格納容器の重大事故における長期圧力(長期(L))

$P_{PSA(LL)}$ ：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(長期(L))

$P_{RSA(LL)}$ ：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 及び （運転状態 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温度

$T_{PSA}$ ：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。)



$T_{SA}$  : 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

$T_D$  : 重大事故における施設本体の温度, 及び施設周辺の雰囲気温度  
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

$A_S$  : 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

$A_S$  : 運転状態 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
格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)			$D+P_{PSA(L)}+M+Sd$	$T_{PSA(L)}$	$A_S$	検討項目 6.2
			$D+P_{PSA(LL)}+M+Sd$	$T_{PSA(LL)}$	$A_S$	
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	$D+P_{RSA(L)}+M+Sd$	$T_{RSA(L)}$	$A_S$	検討項目 6.3
			$D+P_{RSA(LL)}+M+Sd$	$T_{RSA(LL)}$	$A_S$	
		支持構造 物	$D+P_{RSA(L)}+M+Sd$	$T_a$	$A_S$	検討項目 6.4
			$D+P_{RSA(LL)}+M+Sd$	$T_a$	$A_S$	
	全般施設	施設本体	$D+(P_D^1 \text{ 又は } P_{SA} \text{ の 厳 しい 方 })+M_D+Ss$	$T_D^1 \text{ 又は } T_{SA} \text{ の 厳 しい 方}$	$A_S$	検討項目 6.1
		支持構造 物	$D+(P_D^1 \text{ 又は } P_{SA} \text{ の 厳 しい 方 })+M_D+Ss$	$T_a$	$A_S$	検討項目 6.4
格納容器外の全般施設		施設本体	$D+(P_D^1 \text{ 又は } P_{SA} \text{ の 厳 しい 方 })+M_D+Ss$	$T_D^1 \text{ 又は } T_{SA} \text{ の 厳 しい 方}$	$T_{PSA}$	検討項目 6.1
		支持構造 物	$D+(P_D^1 \text{ 又は } P_{SA} \text{ の 厳 しい 方 })+M_D+Ss$	$T_a$	$T_{PSA}$	検討項目 6.1

1 : DB施設を兼ねるSA施設についても考慮する。

2 :  $A_S$ の許容限界は、 $A_S$ と同じものを適用する。

## 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及び格納容器にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、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み合わせる圧力・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原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器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、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・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、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており（別紙 2 から別紙 4 参照）、解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、耐震評価に用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件として、不確かさは考慮せず、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度に基づいた保守的な圧力・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み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の具体的な圧力・温度条件について次項以降に示す。

(2) 耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度について

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力及び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、A T W Sで考慮する運転時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（以下「A R I」という。）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A R I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A R Iの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するためのA T W S緩和設備（代替原子炉

再循環ポンプトリップ機能)、運転員による原子炉水位維持操作(自動減圧系の自動起動阻止含む)及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。

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、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。

「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8.1図及び添付8.2図に示す。原子炉圧力は10秒以内にATWS緩和設備(代替原子炉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8.37MPa[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が上昇するが、耐震設計上の設計温度である299を下回っている。長期的な観点では、事象発生後10秒以降、逃がし安全弁(逃がし弁機能)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。

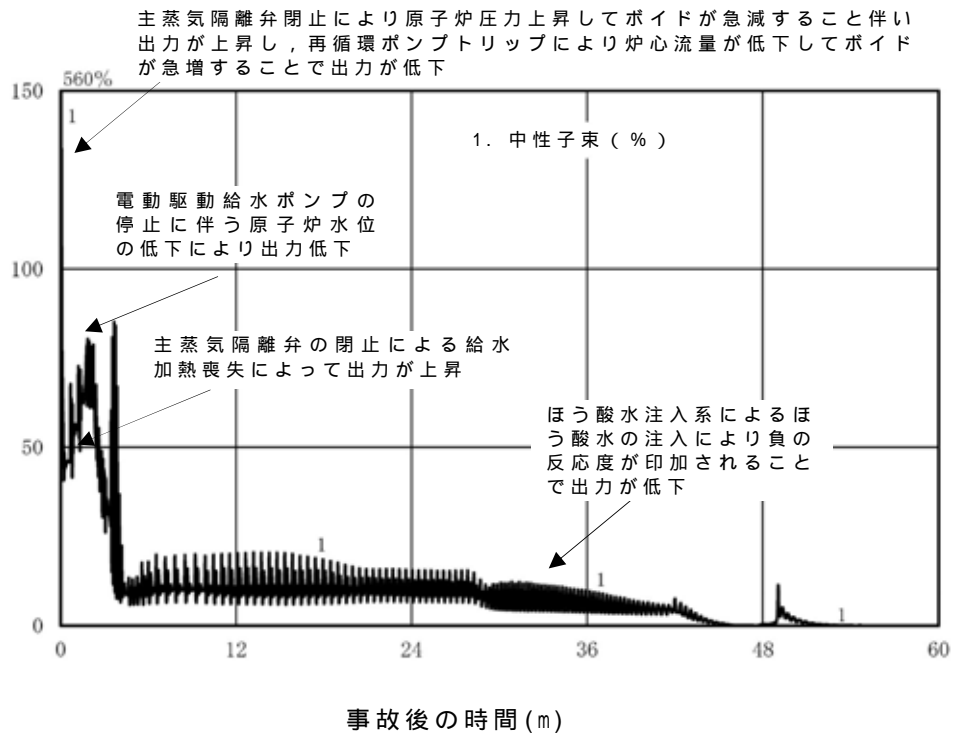
運転員がほう酸注入系を起動し、事象発生後9分30秒にほう酸

水の注入が開始されることにより，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。

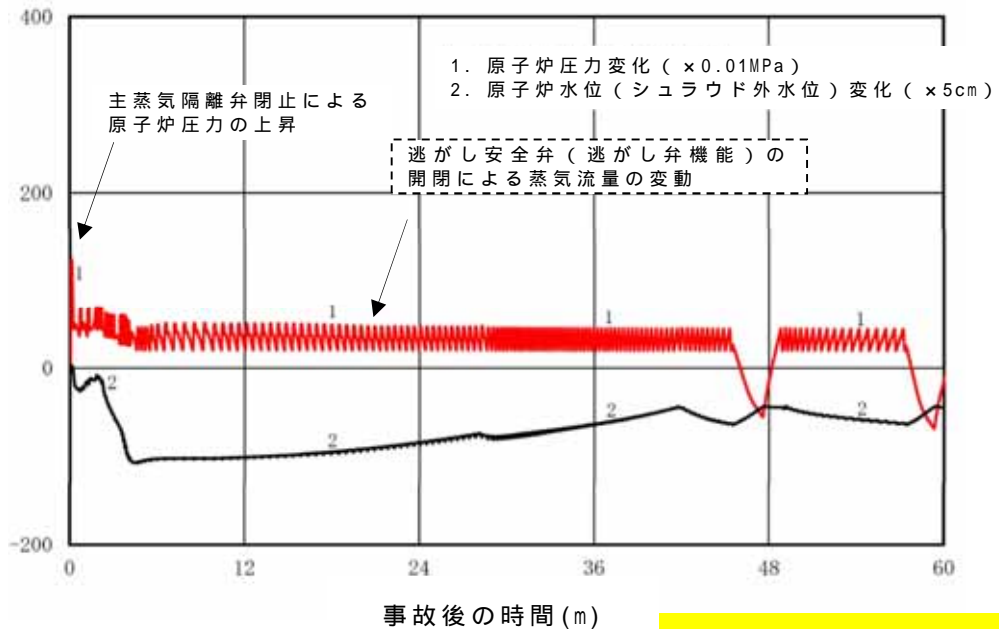
以上より，事象発生直後の圧力上昇以降，原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度は，D B施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。

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	D B 条件
最高圧力	約 8.42MPa [ gage ]	8.37MPa [ gage ]
最高温度	約 298	299



添付 8.1 図 原子炉停止機能喪失における中性子束の推移 (事象発生から 60 分まで)



: 初期圧力 6.93MPa [gage]

添付 8.2 図 原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子炉圧力の推移 (事象発生から 60 分まで)

(3) 耐震評価で用いる格納容器の圧力・温度について

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）以内及び事故発生後  $10^{-2}$  年（約 3 日後）の圧力・温度が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果，以下の事故シーケンスが挙げられる。

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用する場合）
- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
（代替循環冷却系を使用しない場合）

上記のいずれの事故シーケンスにおいても，事象発生後  $10^{-2}$  年（約 3 日後）前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され，最高使用圧力・温度以下に維持される。 $10^{-2}$  年（約 3 日後）以降の格納容器圧力については，格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから，一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが，上記の除熱機能により，最高使用圧力以下に抑えられる。

したがって， $10^{-2}$  年（約 3 日後）以内の温度及び最高使用圧力に基づき，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、重大事故等対策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、格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。

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）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷を伴うジルコニウム-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、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，事故発生後の格納容器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み合わせる格納容器の圧力・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，設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており，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。しかしながら，事象発生後  $10^{-2}$  年のタイミングにおける格納容器の圧力・温度条件の厳しさの観点では，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」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場合など，格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなり，格納容器圧力のピークとなる時期が遅れることで，圧力・温度条件が厳しくなる可能性があることから，SA 発生後  $10^{-2}$  年以上  $2 \times 10$

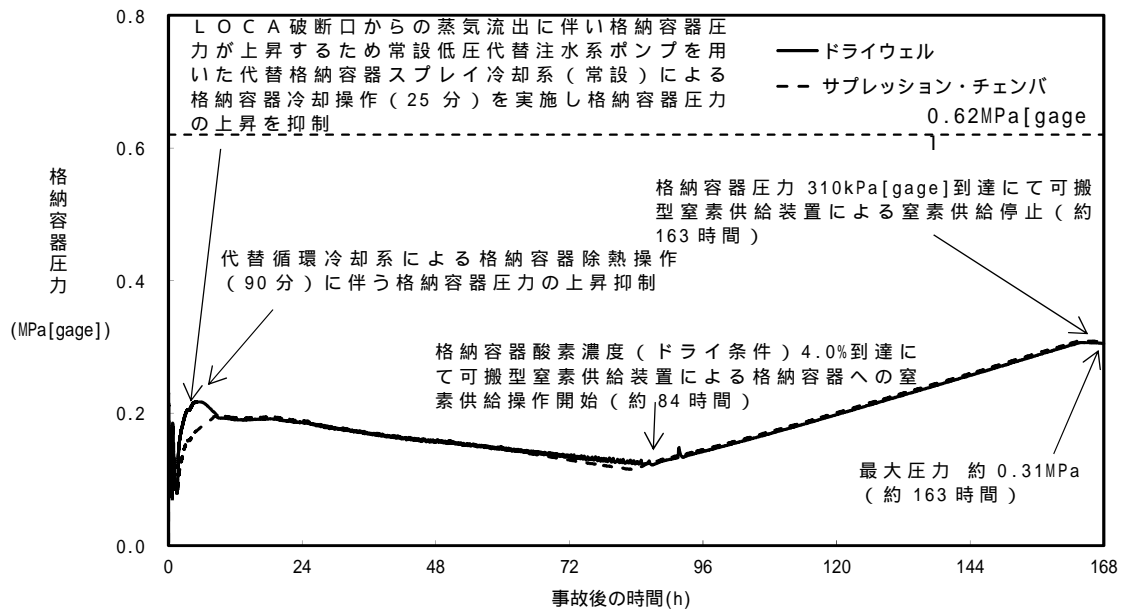
$10^{-1}$ 年未満の期間として組み合わせる荷重は、添付 8.2 表の事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）を  $S_0$  と組み合わせる。

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 図から 8.6 図に示す。添付 8.3 図から 8.6 図より、重大事故発生後  $10^{-2}$ 年（約 3 日後）前までに、格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。代替循環冷却系を使用する場合における  $10^{-2}$ 年（約 3 日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。

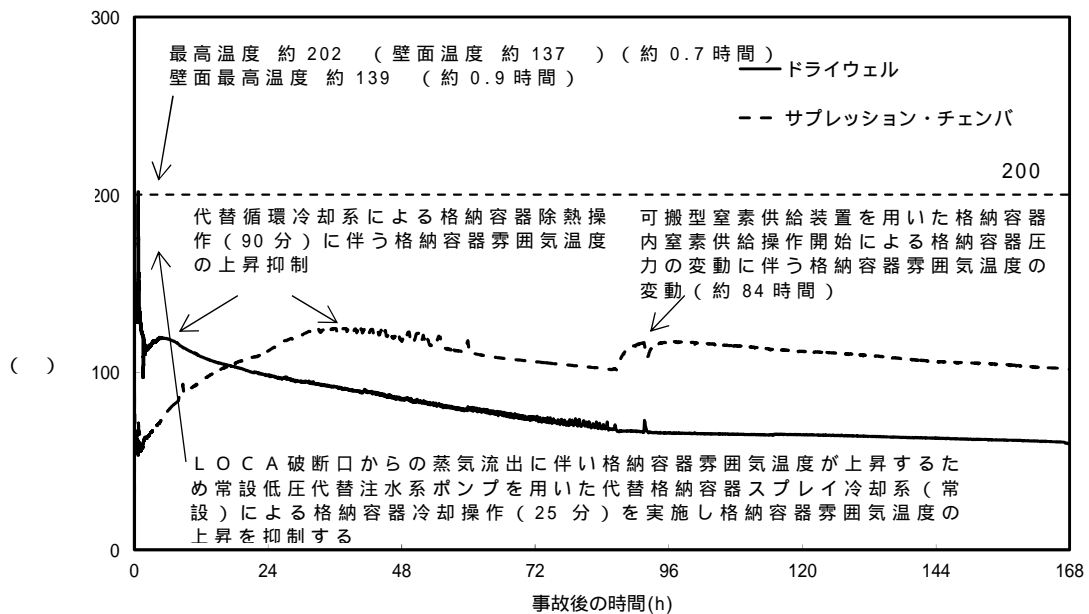
添付 8.2 表 格納容器の S A 時の圧力・温度

（有効性評価結果）

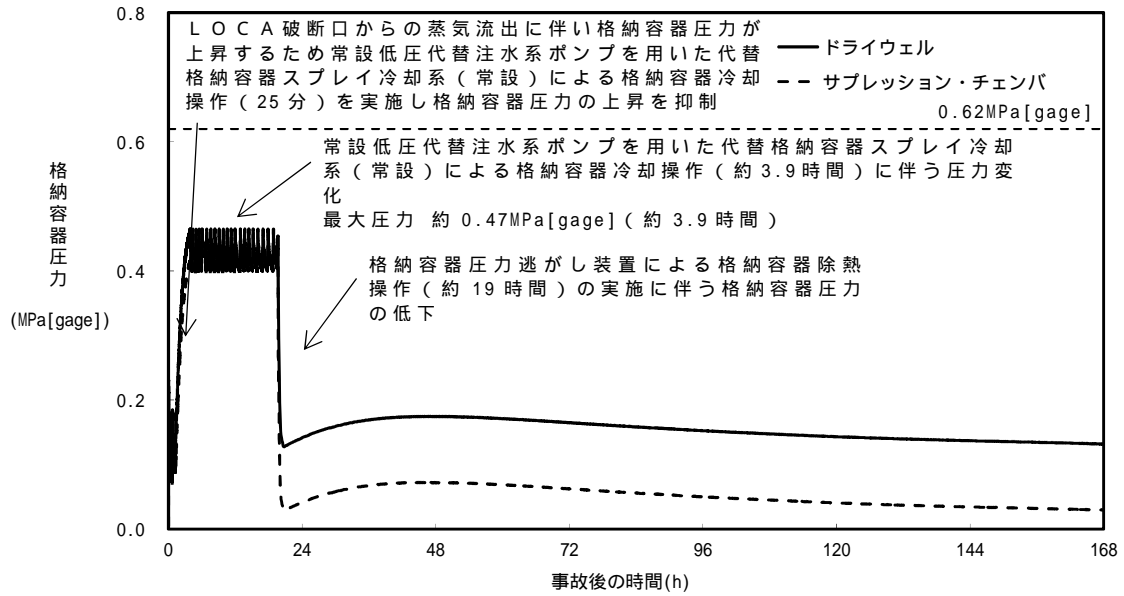
	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却系を使用 する場合）	格納容器過圧・過温破損 （代替循環冷却系を使用 しない場合）
最高圧力	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage]
最高温度 （壁面温度）	約 139	約 157
圧力（ $10^{-2}$ 年後）	310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage] 以下
温度（ $10^{-2}$ 年後）	約 139 以下	約 157 以下



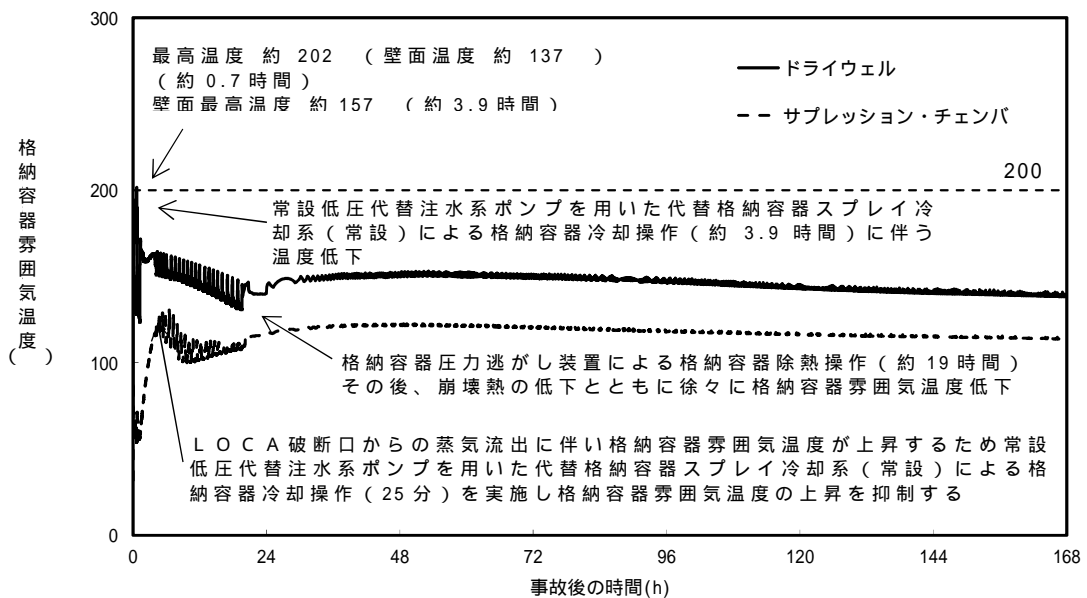
添付 8.3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」における格納容器圧力の推移



添付 8.4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」における格納容器温度 (気相部) の推移



添付 8.5 図 「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）」における格納容器圧力の推移



添付 8.6 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）」における格納容器温度（気相部）の推移

(4) 重大事故等時の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件について

前述のとおり，重大事故等対処施設の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・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原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・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。

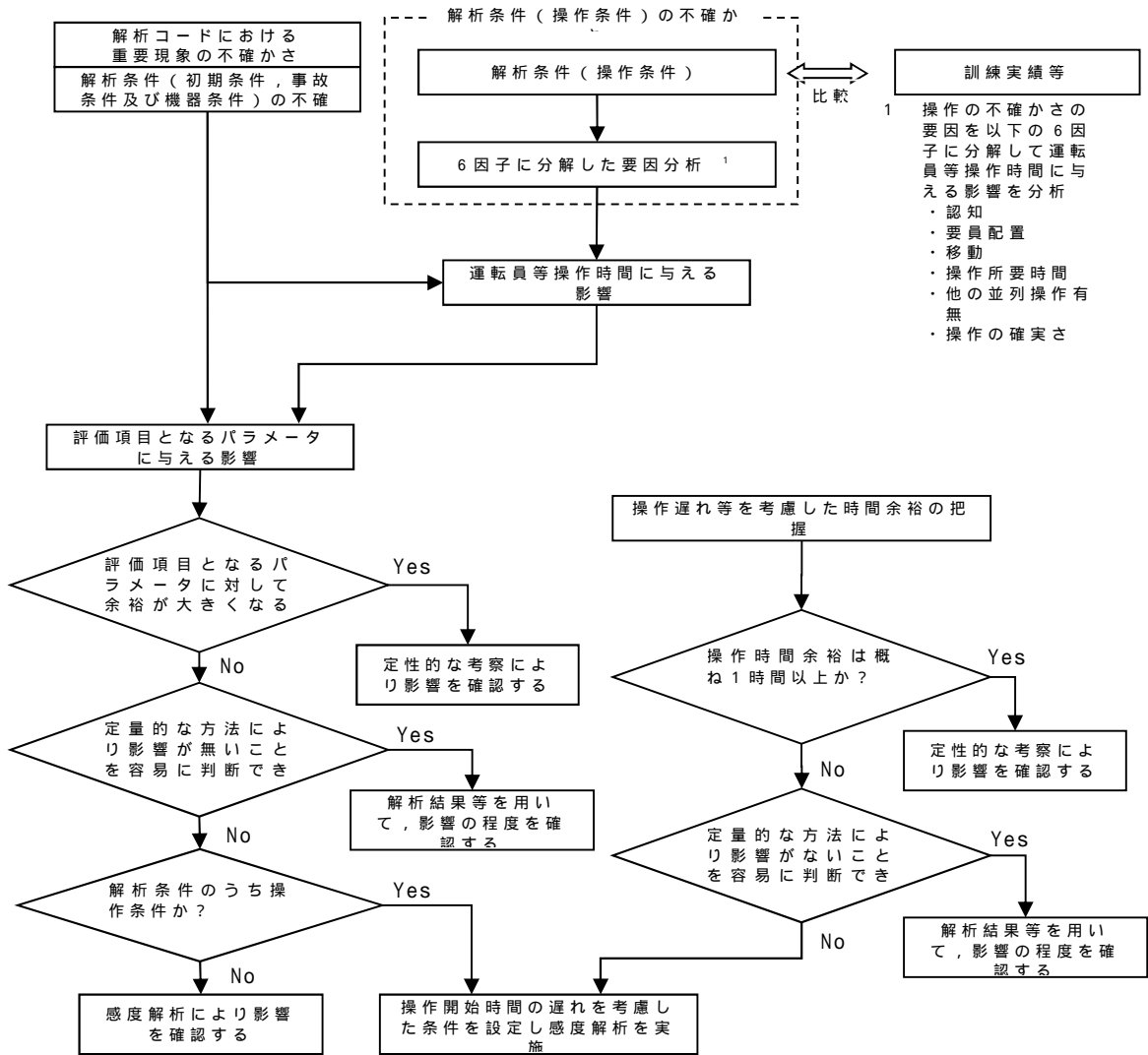
耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件の考え方を添付 8.3 表に示す。

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

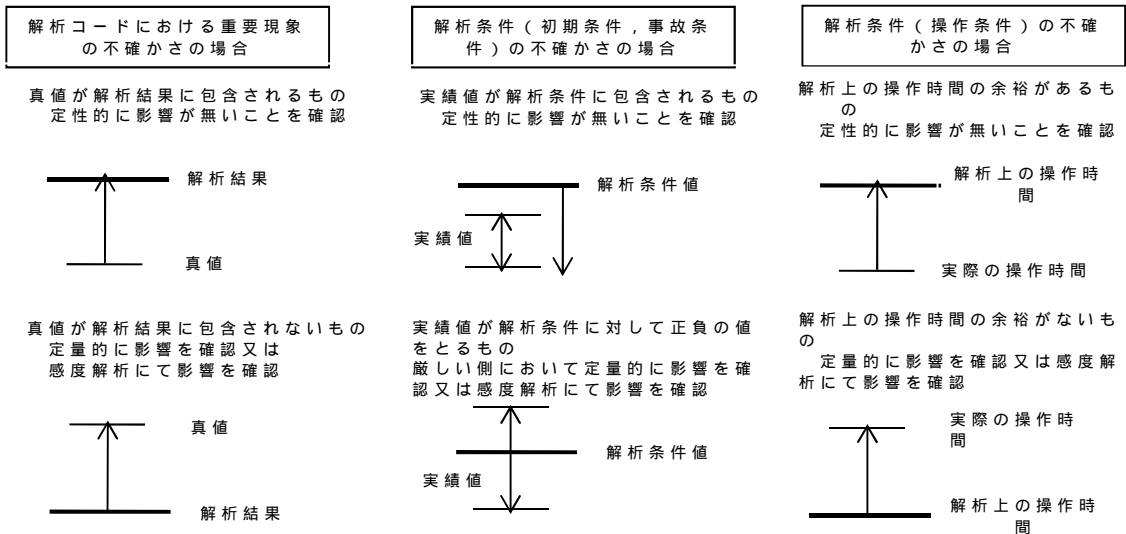
温度条件の考え方

	条件	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方
R P V	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		
P C V	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及び初期ドライウェル雰囲気温度は設計値を使用し，サブプレッション・プール水温（サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ）及びサブプレッション・プール水位はサブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 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影響評価フロー



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





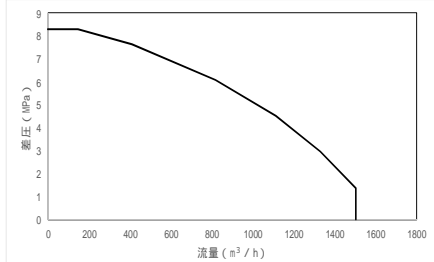
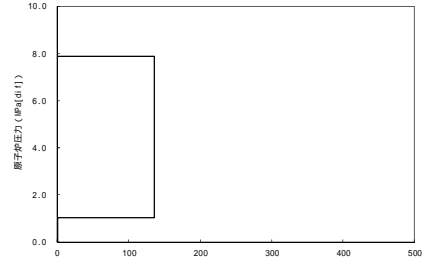
## 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（1/6）

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： R E D Y	-	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータ スカート下端から +126 cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	41,060 t / h （85%）	初期炉心流量が小さいほど、初期のボイド率が大きくなることで原子炉圧力上昇時にボイドが潰れることで印加される正の反応度が大きくなり、原子炉出力の観点で厳しい設定となる このため、保安規定の運転範囲における原子炉定格出力時の下限流量を設定
	主蒸気流量	6,420 t / h	定格主蒸気流量を設定
	給水温度	216	初期給水温度が低い方が、印加反応度が大きくなり原子炉出力が高めに推移することで、格納容器圧力及び温度並びにサブプレッション・プール水温度に対して厳しい設定となる。このため、通常運転時の状態を包含する低めの温度を設定 初期温度 216 から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失により一次遅れで低下し、電動駆動給水ポンプ停止時点で約 84 まで低下
	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）は、熱水力的な特性はほぼ同等であり、その他の核的特性等の違いは燃料棒最大線出力密度の保守性に包含されることから、代表的に 9 × 9 燃料（A型）を設定
	核データ （動的ボイド係数）	平衡サイクル末期の値の 1.25 倍	炉心に印加される正の反応度が大きくなる保守的な条件を設定
	核データ （動的ドップラ係数）	平衡サイクル末期の値の 0.9 倍	
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
格納容器空間体積	9,800m <sup>3</sup>	設計値を設定	

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（2/6）

項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サブプレッション・プール水量	3,300m <sup>3</sup>	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サブプレッション・プール水温度	32	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
事故条件	起因事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	運転時の異常な過渡変化の中で原子炉圧力の上昇が大きく、原子炉出力の観点で厳しい主蒸気隔離弁の誤閉止を設定
	安全機能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（A R I）	バックアップを含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	外部電源	外部電源あり	給復水系及び再循環ポンプが一定期間運転を継続することで、原子炉出力の観点で厳しい外部電源ありを設定
重大事故等対策に関連する機器	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉	-
	主蒸気隔離弁の閉止時間	3 秒	原子炉圧力の上昇が早く、原子炉出力の観点で厳しい条件である保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	A T W S 緩和設備 （代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	原子炉圧力高（7.39MPa[gage]）にて再循環ポンプが2台トリップ（遅れ時間0.2秒）	設計値を設定
	ドライウエル圧力高設定点	13.7kPa[gage]	設計値を設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage] × 2 個，354.6t/h/個 7.44MPa[gage] × 4 個，357.8t/h/個 7.51MPa[gage] × 4 個，361.1t/h/個 7.58MPa[gage] × 4 個，364.3t/h/個 7.65MPa[gage] × 4 個，367.6t/h/個	設計値を設定 原子炉圧力が低めに維持される方が、原子炉圧力に依存する高圧炉心スプレイ系の注水流量が大きくなり、原子炉水位が高めに維持されることで、原子炉出力の観点で厳しい設定となる

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（3/6）

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>高圧炉心スプレイ系</p>	<p>ドライウェル圧力高（13.7kPa[gage]）信号にて自動起動 （遅れ時間：0秒） 原子炉水位は原子炉水位異常低下（レベル1）設定点近傍に維持</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・注水流量：145～1,506m<sup>3</sup>/h</li> <li>・注水圧力：0～8.30MPa[dif]</li> </ul>	<p>高圧炉心スプレイ系による原子炉注水開始タイミングが早く，注水流量が大きい方が，原子炉水位が高めに維持されることで，原子炉出力の観点で厳しい設定となるため，自動起動遅れ時間を0秒とし，注水流量はポンプ性能評価に基づく大きめの流量特性を設定</p> 
<p>原子炉隔離時冷却系</p>	<p>原子炉水位異常低下（レベル2）信号にて自動起動 （遅れ時間：0秒） 原子炉水位は原子炉水位異常低下（レベル1）設定点近傍に維持 サプレッション・プール水温度が106℃に到達した場合は停止</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・注水流量：136.7m<sup>3</sup>/h</li> <li>・注水圧力：1.04～7.86MPa[dif]</li> </ul>	<p>注水特性はタービン回転数制御により一定流量に制御されることから，設計値を設定 自動起動遅れ時間は原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始タイミングが早い方が，原子炉水位が高めに維持されることで原子炉出力の観点で厳しい設定となるため，0秒を設定</p> 

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（4/6）

項 目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等機器条件に関連	ほう酸注入系	注入流量：163L/min ほう酸水濃度：13.4wt%	注入流量は設計値を設定 ほう酸水濃度は単位時間当たりに投入される負の反応度が小さくなるよう保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）	熱交換器 1 基あたり約 53MW（サプレッション・プール水温度 100℃，海水温度 27.2℃において）	設計値を設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（5/6）

項 目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等機器対策条件に関連	ほう酸注入系	注入流量は設計値を設定 ほう酸水濃度は単位時間当たりに投入される負の反応度が小さくなるよう保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却系）	熱交換器 1 基あたり約 53MW（サブプレッション・プール水温度 100 ，海水温度 27.2 において） 設計値を設定

主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（6/6）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析：S C A T	-
最小限界出力比（M C P R）	1.24	初期の最小限界出力比が小さい方が沸騰遷移までの余裕が小さくなることで、被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため、9×9燃料（A型）のサイクル初期における保安規定の運転上の制限の下限値を設定
燃料棒最大線出力密度（M L H G R）	44.0kW / m	初期の燃料線出力密度が大きい方が燃料被覆管温度に対して厳しい設定となる。このため、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
B T 判定（時刻）	G E X L 相関式	-
B T 後の被覆管表面熱伝達率	修正 Dougall-Rohsenow 式	-
リウエット相関式	「B W R における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準：2003」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））  
（代替循環冷却系を使用する場合）（1/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M A A P	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード
原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
原子炉水位	通常運転水位（セパレータ スカート下端から + 126cm）	通常運転水位を設定
炉心流量	48,300t / h	定格流量を設定
燃 料	9 × 9 燃料（A 型）	9 × 9 燃料（A 型）と 9 × 9 燃料（B 型）は、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
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI / ANS-5.1-1979 （燃焼度 33GWd / t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1 サイクルの運転期間（13 ヶ月）に調整運転期間（約 1 ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
格納容器雰囲気温度	57	ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度を設定
格納容器体積（ドライウエル）	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定
格納容器体積 （サブプレッション・チェンバ）	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定

初期条件

39-4-142

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））  
（代替循環冷却系を使用する場合）（2/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m （通常水位 - 4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウエル - サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源の温度	35	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として、代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮しない



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））  
（代替循環冷却系を使用する場合）（3/5）

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 L O C A 再循環系の吸込配管の破断	原子炉压力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉压力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
	水素の発生	ジルコニウム - 水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

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））  
（代替循環冷却系を使用する場合）（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機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）信号にてスクラムするものとして設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環ポンプ	事象発生と同時に閉止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
	低圧代替注水系（常設）	注水流量：230m <sup>3</sup> /h（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	スプレイ流量：130m <sup>3</sup> /h（一定）	格納容器圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制可能な流量として、運転手順に基づき設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてベDESTAL（ドライウェル部）のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で250m <sup>3</sup> /hとし、原子炉へ150m <sup>3</sup> /h、格納容器スプレイへ100m <sup>3</sup> /hに流量を分配	炉心冷却の維持に必要な流量、格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量：約14MW（サプレッション・プール水温度100℃、海水温度32℃において）	代替循環冷却系及び緊急用海水系の系統流量を考慮し設定 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で、過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
	可搬型窒素供給装置	窒素198m <sup>3</sup> /h及び酸素2m <sup>3</sup> /hの流量で窒素供給	格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定

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））  
（代替循環冷却系を使用する場合）（5/5）

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	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後  常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	緊急用海水系及び代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容器除熱操作	事象発生から 90 分後  緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備期間を考慮して設定
	可搬型窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	格納容器内酸素濃度が 4.0%（ドライ条件）に到達時  格納容器内酸素濃度がベント基準である 4.3%（ドライ条件）到達を防止する観点で設定

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））  
（代替循環冷却系を使用しない場合）（1/5）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M A A P	本評価事故シーケンスの重要現象を評価できる解析コード	
初期条件	原子炉熱出力	3,293MW	定格熱出力を設定
	原子炉圧力 （圧力容器ドーム部）	6.93MPa[gage]	定格圧力を設定
	原子炉水位	通常運転水位（セパレータ スカート下端から +126cm）	通常運転水位を設定
	炉心流量	48,300t/h	定格流量を設定
	燃料	9×9燃料（A型）	9×9燃料（A型）と9×9燃料（B型）は、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
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 （燃焼度 33GWd/t）	崩壊熱が大きい方が原子炉水位低下及び格納容器圧力上昇の観点で厳しい設定となるため、崩壊熱が大きくなる燃焼度の高い条件として、1サイクルの運転期間（13ヶ月）に調整運転期間（約1ヶ月）を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
	格納容器圧力	5kPa[gage]	格納容器圧力の観点で厳しい高めの設定として、通常運転時の圧力を包含する値を設定
	格納容器雰囲気温度	57	ドライウェル内ガス冷却装置の設計温度を設定
	格納容器体積（ドライウェル）	5,700m <sup>3</sup>	設計値を設定
	格納容器体積（ウェットウェル）	空間部：4,100m <sup>3</sup> 液相部：3,300m <sup>3</sup>	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定

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））  
 （代替循環冷却系を使用しない場合）（2/5）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	サプレッション・プール水位	6.983m （通常水位 - 4.7cm）	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値を設定
	サプレッション・プール水温度	32	サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる高めの水温として、保安規定の運転上の制限における上限値を設定
	ベント管真空破壊装置作動差圧	3.45kPa（ドライウエル - サプレッション・チェンバ間差圧）	設計値を設定
	外部水源の温度	35	格納容器スプレイによる圧力抑制効果の観点で厳しい高めの水温として、代替淡水貯槽及び水源補給に用いる淡水貯水池の年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
	ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水	考慮しない	ペDESTAL（ドライウエル部）には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価する設定として、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮しない

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））  
 （代替循環冷却系を使用しない場合）（3/5）

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 L O C A 再循環系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もる厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系の吸込配管における両端破断を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）の機能喪失を設定 全交流動力電源喪失の重畳を考慮し設定
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき設定 ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定
	水素の発生	ジルコニウム - 水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

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））  
（代替循環冷却系を使用しない場合）（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機器条件	原子炉スクラム	原子炉水位低（レベル3）信号	原子炉水位低下を厳しくする観点で、外部電源喪失に伴うタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低（レベル3）信号による原子炉スクラムを設定
	主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として、原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず、事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
	再循環ポンプ	事象発生と同時に閉止	事象進展に与える影響は軽微であることから、全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
	低圧代替注水系（常設）	注水流量：230m <sup>3</sup> /h（一定）	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	スプレイ流量：130m <sup>3</sup> /h（一定）	格納容器圧力及び雰囲気温度上昇を抑制可能な流量として、設定
	格納容器下部注水系（常設）	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため、初期条件としてペDESTAL（ドライウエル部）のプール水を考慮していないことから、常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作についても考慮しない。
	格納容器圧力逃がし装置	排気特性：13.4kg/s（格納容器圧力 310kPa[gage]において）	格納容器減圧特性の観点で厳しい設定として、機器設計上の最低要求値である最少流量特性を設定

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））  
（代替循環冷却系を使用しない場合）（5/5）

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	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事故発生から 25 分後	常設代替高圧電源装置，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び低圧代替注水系（常設）の準備に要する時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	格納容器圧力 465kPa[gage]到達時	運転手順に基づき評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）に対する余裕を考慮して設定
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	サブプレッション・プール水位が通常水位 + 6.5m 到達から 5 分後	評価項目である最高使用圧力の 2 倍（620kPa [gage]）への到達防止を踏まえて設定



## 東海第二発電所における運転状態 V (LL) の適切性について

## (1) はじめに

S A 施設は、D B 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 ~ 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、東海第二発電所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) 東海第二発電所における格納容器除熱評価

添付 9.1 表に雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付 9.1 表に示す事象発生後  $2 \times 10^{-1}$  年（73 日後）の格納容器圧力及び温度のとおり、事故後長期においても格納容器圧力及び温度は安定した状態を維持する。

添付 9.1 表 霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）における格納容器圧力・温度の推移

項目	10 <sup>-2</sup> 年後 (3日後)	2×10 <sup>-1</sup> 年後 (73日後)	D B 耐震条件 (S s)
ドライウエル圧力	約 166kPa[gage]	約 92kPa[gage]	大気圧相当 (+14kPa)
サブプレッション・ チェンバ圧力	約 63kPa[gage]	約 4Pa[gage]	
ドライウエル温度	約 152	約 137	57
サブプレッション・ チェンバ気相温度	約 122	約 109	35
サブプレッション・ プール水温度	約 116	約 102	
サブプレッション・ プール水位	約 14.8m	約 13.4m	HWL (7.1m)

(3) M a r k 型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M a r k 型格納容器の特性に起因するものである。以下にP W Rと比較した東海第二発電所の格納容器の特性を示す。

- ・ M a r k 型では格納容器底部に熱の蓄積場所としてのサブプレッション・プールが存在しており、その水温は格納容器の挙動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P W Rとは状況が異なる
- ・ 東海第二発電所において、E C C S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(代替淡水貯槽)を使用する。これにより通常運転時よりサブプレッション・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、東海第二発電所ではその特徴を踏まえ、P W R (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東海第二発電所と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東海第二発電所とPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段

東海第二発電所	残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)		残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)	格納容器ベント (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系

#### (4)まとめ

東海第二発電所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る、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られる。

荷重条件として組み合わ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、雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗」を荷重条件として組み合わ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み合わ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) 評価荷重条件として組み合わ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、雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。

雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

「大破断 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗」

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 + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗」

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、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定

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（常設）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。なお，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た場合においても，事象発生から 2 時間までに低压代替注水系（常設）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（常設）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  $10^{-8}$  / 炉年未満となり，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，荷重条件は雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断 L O C A + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗」を選定することが適切である。

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 ケンス	R P V 破損の発生頻度 × 地震動の発生確率 × 継続時間 = R P V 破損発生と地震動が重畳する頻度
過渡事象 + E C C S 機能喪失 + ( S A 炉 心注水無 し )	$  \left( \frac{10^{-4}}{\text{炉年}} \right)^1 \times \left( \frac{10^{-2}}{\text{炉年未満}} \right)^2 \times \left( \frac{10^{-2}}{\text{炉年}} \right)^3 \times \left( \frac{1 \text{ 年未満}}{\text{継続時間}} \right)^4 = \frac{10^{-8}}{\text{炉年未満}}  $ $  \left( \frac{10^{-4}}{\text{炉年}} \right)^1 \times \left( \frac{5 \times 10^{-4}}{\text{炉年}} \right)^3 \times \left( \frac{20 \text{ 年未満}}{\text{継続時間}} \right)^4 = \frac{10^{-8}}{\text{炉年未満}}  $

- 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  $10^{-4}$  / 炉年とした。東海第二発電所の炉心損傷頻度は  $10^{-4}$  / 炉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（常設）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（常設）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（常設）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。
- 4 : 弾性設計用地震動  $S_d$  を考慮する場合、荷重の組合せの対象期間は事象発生 1 年以降であり、その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動  $S_s$  を考慮する場合は、荷重の組合せの対象期間は 20 年以降とさらに長期となる。

(3) 荷重条件の保守性について

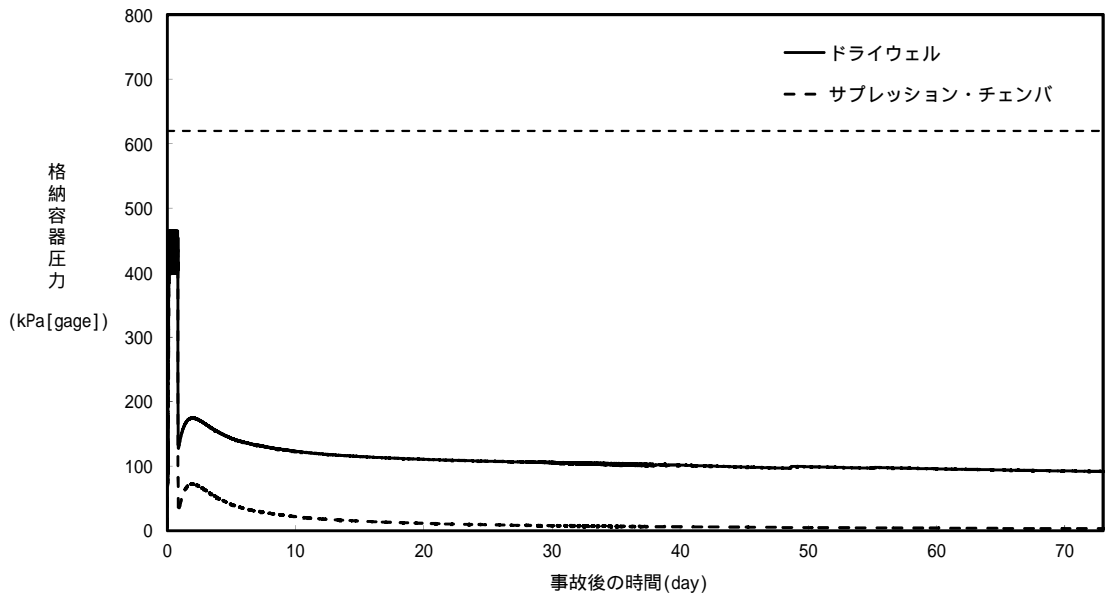
運転状態 (L) , (LL) に用いる荷重条件は、本文 5.2.2(4) a. に示すように格納容器過圧・過温破損の有効性評価結果を用いることとしている。

運転状態 (L) に用いる荷重条件は、本文 5.2.2(4)b. に示すように雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

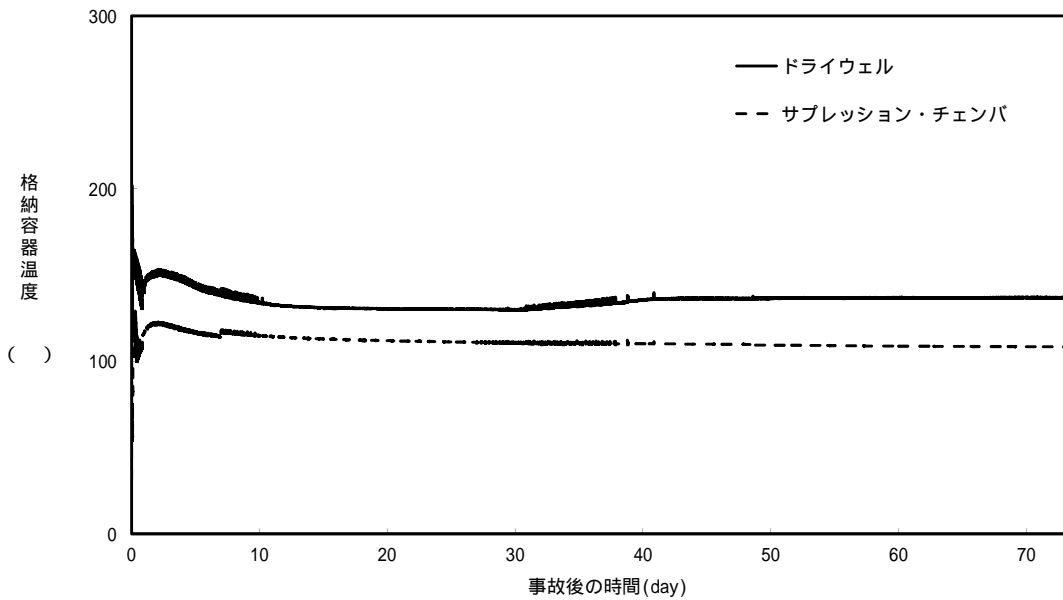
(代替循環冷却系を使用しない場合)において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、事象発生後以降の最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力約465kPa[gage]・最高温度約157℃)をS<sub>d</sub>と組み合わせることとしており、保守性を確保している。

運転状態(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雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用しない場合)を参照している。雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用しない場合)において、事象発生後 $2 \times 10^{-1}$ 年の荷重(事象発生73日後の圧力約92kPa[gage]・温度約137℃)をS<sub>s</sub>と組み合わせることとしており、その後格納容器圧力・温度は単調に低下することから、保守性を確保している。

第1図及び第2図に雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用しない場合)における格納容器圧力・温度の長期挙動を示す。



第 1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における長期解析 格納容器圧力（気相部）の推移



第 2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」における長期解析 格納容器温度（気相部）の推移



#### (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、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」を荷重条件として組み合わ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的位置、構造及び設備の基準に関する規則 (地震による損傷の防止)	実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<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>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>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

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則</p> <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>実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</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たの調査については、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となる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、二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て実施すること。

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おそれがないものでなければならぬ」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回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・構築物が構築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ることを考慮すること。

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を負荷をいう。

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。

## (参考4) 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)(2/3)

### 【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 $A_s$ 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

(参考4) 耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋)(3/3)

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。



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 従属事 象とし ての適 用の有 無	備 考		
	分 類	項 目	説 明	通用の 有 無			説 明	
運転状態-I A-1	起 動	原子炉停止時から 通常運転までの温 度、圧力の変動荷 重。	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 従属事 象とし ての適 用の有 無	備 考		
	分 類	項 目	説 明	通用の 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 容器に空気泡振 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 気隔離弁の閉鎖で 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 弁の閉鎖		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 気隔離弁の閉鎖で 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	
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	逃がし安全弁作動 による空気泡振動 が作用する。	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>-1</sup> 年以上)	×	長時間*作用する 圧力、温度は基準 地震動 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>-1</sup> 年以上)		

( 参考 5 ) JEAG4601(抜粋) ( 2 / 7 ) (JEAG4601・補 1984 P41)

	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える。	$S_1 \times$ $S_2 \times$	同 上	×	
運転状態-IV	主蒸気管破断事故A-4		$S_1 \times$ $S_2 \times$	同 上	×	
	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)	×	

( 参考 5 ) JEAG4601(抜粋) ( 3 / 7 ) (JEAG4601・補 1984 P48)

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 <sup>(1)</sup> 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 P49)

[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 P78,P79)

## 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<sub>1</sub>

基準地震動 S<sub>1</sub> 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<sub>1</sub> 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>A</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>A</sub> S を限度とする。

( 参考 5 ) JEAG4601(抜粋)( 6 / 7 )(JEAG4601・補 1984 P377,P378)

(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)</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>(5.3.2-9-1)</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・補 1984 P427)

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) 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

評価対象の各部位に対し，評価温度・圧力（200℃，2Pd）負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか，また，除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに，除荷後の挙動により，耐震性への影響を評価する。

### 2. 検討結果

残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については，一次応力のみ考慮する部位と一次＋二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。

評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は，一次応力が  $S_y$  を超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合，一次応力が  $S_y$  以下の場合は，除荷後に残留ひずみは生じない（図1，0 a 0）。 $S_y$  を超える場合は，除荷後に残留ひずみが生じる（図1，0 a b c）。一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため，同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり，評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す（図1，c b）。また，設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため（図2），設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。

なお，材料に予めひずみが作用した場合について，作用した予ひずみ（～約19%）だけ応力－ひずみ曲線をシフトしたものと，予ひずみが作用しない材料の応力－ひずみ曲線がほぼ一致するという知見



[1]が得られており，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。

地震（許容応力状態  $A_S$ ）の一次応力の許容応力は，供用状態 D の許容応力の制限内で同等であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー（第 12 回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会）」 JWES-IS-9701，(1997)

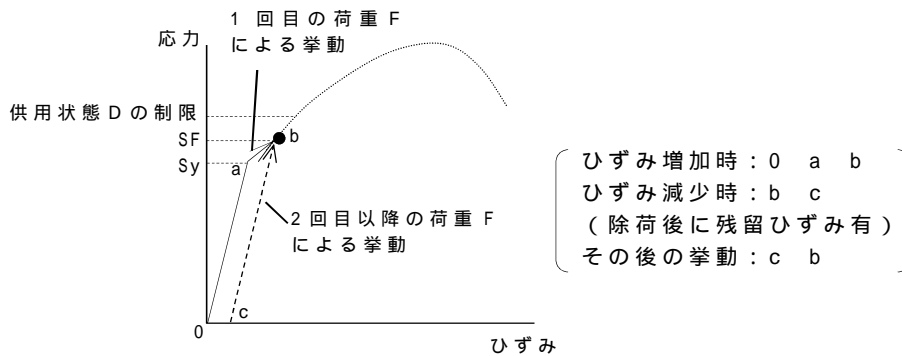


図 1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（一次応力）

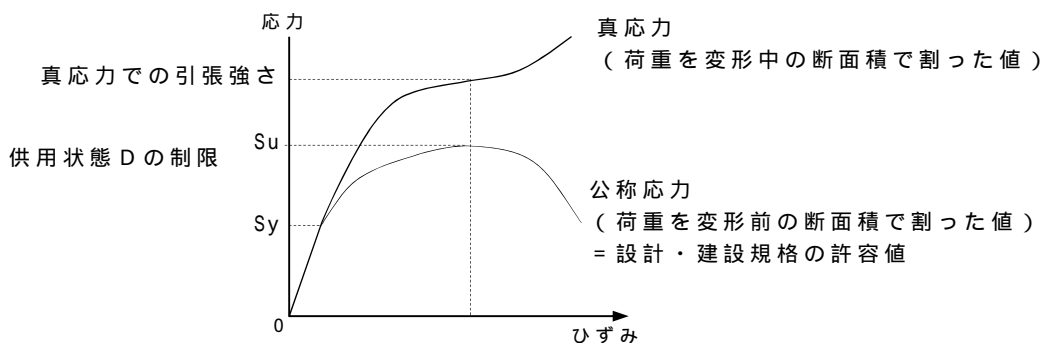


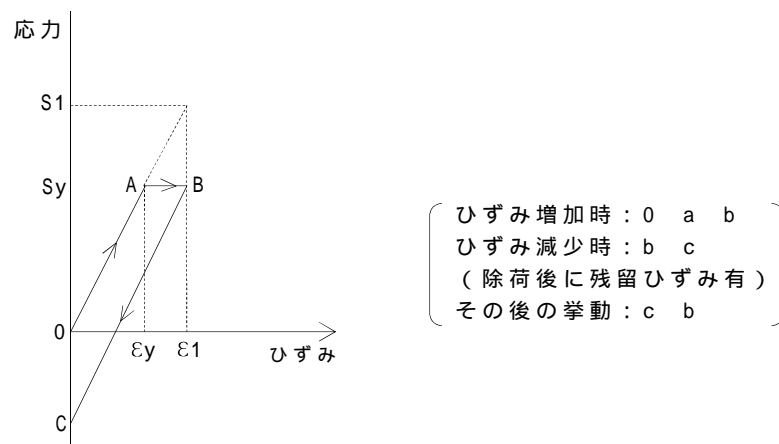
図 2 公称効力と真応力について

次に，評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受ける

ため，局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は，構造不連続部に発生する二次応力も考慮して，一次 + 二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次 + 二次応力が  $S_y$  を超えると塑性域に入るが（図 3（解説 PVB-3112），0 A B）， $2S_y$  以下の場合には除荷時にひずみが減少し，除荷後に残留ひずみは生じない（図 3（解説 PVB-3112），B C）。また，その後の挙動は図 3 の B-C 上の弾性的挙動を示し，これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

地震（許容応力状態  $S$ ）の一次 + 二次応力の許容応力は，今回の一次 + 二次応力の許容応力と同等であることから，地震による外力が加わったとしても一次 + 二次応力の許容応力の制限内であり，さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから，耐震性に影響はないと判断できる。

なお，一次応力が  $S_y$  を超える部位については，残留ひずみ有と判断する。このとき，上述のとおり，十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。



（応力  $S_1$  が  $2 S_y$  以下の場合）

図 3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ（1次 + 2次応力）

〔参考7〕「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B、C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B、C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B，Cクラス施設の破損による影響について

#### (1) 地震P R Aにおける耐震B，Cクラス施設損傷の考慮について

地震P R Aでは，耐震B，C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B，C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している。

#### (2) 設計用荷重への影響

耐震B，C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B，C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B Cクラス施設破損によるD B Aで考慮すべき荷重の影響は，「全給水流量喪失」及び「タービントリップ」で代表できるとして整理されている。

B，Cクラス施設損傷による過渡における荷重は，タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失，電源，制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震B，Cクラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへの影響は，JEAG4601・補-1984を踏まえて東海第二発電所として，「全給水流量喪失」及び「タービントリップ」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認

している。

#### 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 $S_s$ 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 $S_s$ 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 $S_s$ 機能維持である重大事故対処設備であっても、フラジリティという考え方に基けば、 $S_s$ 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 $S_s$ 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、 $S_s$ 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。

重大事故等対処施設の網羅的な整理について

1. 重大事故等対処設備について、以下に該当する設備を網羅的に抽出して、重大事故等対処設備の条文毎に整理したものを表1に示す。

設置許可基準規則第三章にて定められる以下の重大事故等対処設備

- ・ 第43条 アクセスルートを確保するための設備
- ・ 第44条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 第45条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 第47条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 第49条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 第50条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 第51条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 第52条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 第53条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・ 第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・ 第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- ・ 第57条 電源設備
- ・ 第58条 計装設備
- ・ 第59条 原子炉制御室

- ・ 第60 条 監視測定設備
- ・ 第61 条 緊急時対策所
- ・ 第62 条 通信連絡を行うために必要な設備

設置許可基準規則第43 条から第62 条で要求されている設備が機能を発揮するために必要な系統（水源から注入先まで，流路を含む）及び間接支持構造物，直接支持構造物

重大事故等発生時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備

技術的能力審査基準で設置を要求されている設備

2. 第39条本文「第2.1.2.2.2表重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類」，第39条補足説明資料39-1「重大事故等対処設備の設備分類」，及び補足説明資料39-4添付資料4「表1 SA 施設（建物・構築物）の施設分類」について，以下の図1のフローにて抽出する。

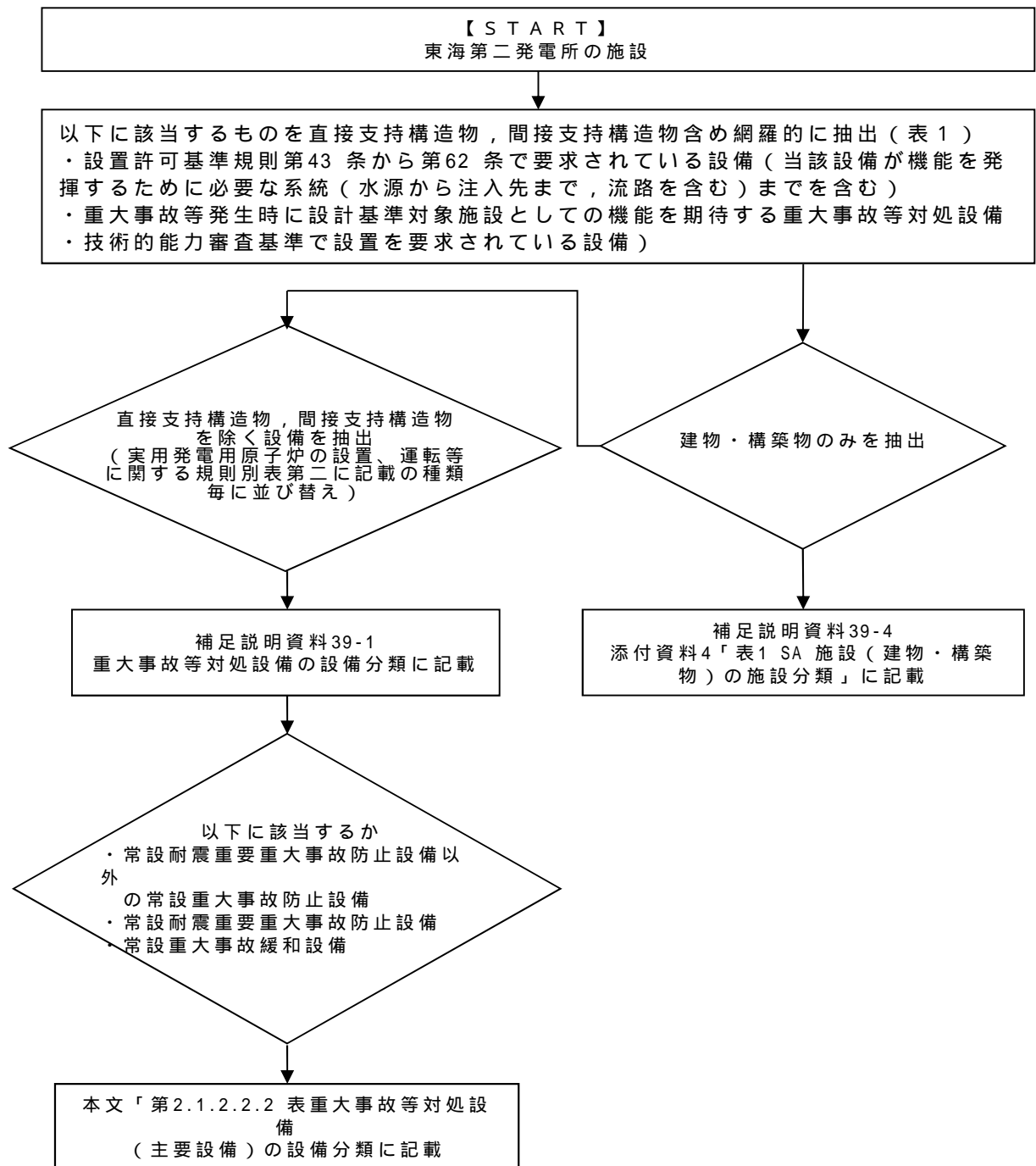


図1 重大事故等対処設備の抽出フロー



SA機能分類	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考	
第48条 アクセサリートを確保するための設備	アクセサリートを確保するための設備	可搬型重要事故防止設備 (防止でも緩和でもなし設備)				
	(主要設備)	ホイールローダ				
	(主要設備)	A T W S 緩和設備 (代替制御構挿挿入機能)	常設附属重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設附属重要重大事故防止設備	原子炉建屋 S S
		制御棒	常設附属重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設附属重要重大事故防止設備	原子炉建屋 S S
		制御棒駆動機構	常設附属重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設附属重要重大事故防止設備	原子炉建屋 S S
		制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	常設附属重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設附属重要重大事故防止設備	原子炉建屋 S S
		[流路]	常設附属重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設附属重要重大事故防止設備	原子炉建屋 S S
		(電源設備) (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料ディライタンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ			57条に記載
	(計装設備)		平均出力領域計装			58条に記載
			起動領域計装			
		原子炉圧力				
		原子炉圧力 (SA)				
(主要設備)	A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	常設附属重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設附属重要重大事故防止設備	原子炉建屋 S S	
	(電源設備) (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料ディライタンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ			57条に記載	
(計装設備)			平均出力領域計装			
			起動領域計装			
			原子炉圧力			
	原子炉圧力 (SA)					

S A機能 分類	設備名称		設備		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	[主要設備]	[流路]	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	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	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		
ほう酸水注入系		ほう酸水貯蔵タンク	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	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	原子炉建屋	S S	
		ほう酸水注入系配管・弁	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	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	原子炉建屋	S S	
	[注入先]	原子炉圧力容器					47条に記載			
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料ディライタンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	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	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	57条に記載			
	[計装設備]	平均出力鍾量計装 起動領域計装 サブレクション・プール水温度 残留熱除去系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系海水系系統流量					58条に記載			
原子炉出力急上昇の防止		自動減圧系の起動/停止スイッチ	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	電気計装設備等の支持構造物	電気計装設備等の支持構造物	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	S S	
		[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料ディライタンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	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	機器・配管等の支持構造物	機器・配管等の支持構造物	57条に記載		

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考 建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	
	設備名称	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	間接支持構造物		
第46系 原子炉冷却材圧力バウナダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 高圧代替注水系統	[主要設備]	常設高圧代替注水系統ポンプ サブプレッショントラック	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	
	[管路]	高圧代替注水系統(蒸気系)配管・弁 主蒸気系配管・弁 原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配管・弁 高圧代替注水系統(注水系)配管・弁 高圧炉心スプレイス配管・弁・ストレーナー 原子炉隔離時冷却系(注水系)配管・弁	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 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 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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	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 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 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	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋	S s S s S s S s S s S s	- - - - - -
	[注水先]	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S s	-
	[電源設備](燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	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 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 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 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 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 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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	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 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 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 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 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 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	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋	S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s S s	- - - - - - - - - - - -
	[計装設備]	高圧代替注水系統流量 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力(SA) サブプレッショントラック水位	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 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 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 常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	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 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 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 常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋	S s S s S s S s S s S s S s	- - - - - - -

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・プール	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	原子炉建屋		
原子炉隔離時冷却系	[流路]	原子炉隔離時冷却系(蒸気系)配 管・弁	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	原子炉建屋	S S	-
		主蒸気系配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	原子炉建屋	S S	-
		原子炉隔離時冷却系(注水系)配 管・弁・ストレナ	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	原子炉建屋	S S	-
	[注水先]	原子炉圧力容器						
		(電源設備)(燃料補給設備含む)						
		常設代替直流電源設備						
		軽油貯蔵タンク						
		常設代替高圧電源装置 燃料移送 ポンプ						
		可搬型代替交流電源設備						
		可搬型代替低圧電源車						
	可搬型設備用軽油タンク							
	タンクローリ							
	常設代替直流電源設備							
	緊急用直流125V電池							
	可搬型代替直流電源設備							
	可搬型代替高圧電源車							
	可搬型代替低圧電源車							
	可搬型整流器							
	可搬型設備用軽油タンク							
	タンクローリ							
[計装設備]		原子炉水位(広帯域)						
		原子炉水位(燃料域)						
		原子炉水位(SA広帯域)						
		原子炉水位(SA燃料域)						
		原子炉圧力						
		原子炉圧力(SA)						
		原子炉隔離時冷却系系統流量						
[主要設備]		サブプレッション・プール水位	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	原子炉建屋	S S	-
		高圧中心スプレイスポンプ						
[流路]		サブプレッション・プール	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	原子炉建屋	S S	-
		高圧中心スプレイス配管・弁・スト レーブ・スパーシャ	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計標準拡張)	原子炉建屋	S S	-
[注水先]		原子炉圧力容器						
	(電源設備)(燃料補給設備含む)							
		非常用交流電源設備 高圧中心スプレイスディセーゼル発 電機						

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	[計装設備]	[主要設備]				
ほう酸水注入系	[計装設備]	高圧中心スプレイ系系統流量 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） 原子炉圧力 原子炉圧力（SA） ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系配管・弁	58条に記載			
	[主要設備]	ほう酸水注入ポンプ	44条に記載			
	[流路]	ほう酸水貯蔵タンク				
	[注入先]	原子炉圧力容器	47条に記載			
	[電源設備]（燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料タイタンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	57条に記載			
	[計装設備]	平均出力領域計装				
		起動領域計装				
		サブレンジョン・プール水温度				
		残留熱除去系系統流量				
		残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 残留熱除去系海水系統流量				
第46号 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備						
透かし安全弁	[主要設備]	透かし安全弁	常設附属重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設附属重要重大事故防止設備	原子炉建屋
		自動減圧機能用アキュムレータ	常設附属重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設附属重要重大事故防止設備	原子炉建屋
	[流路]	主蒸気系配管・クエンチャ	常設附属重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	常設附属重要重大事故防止設備	原子炉建屋

S A機能 分類	設備名称	直接支持構造物		間接支持構造物		備考
		常設防衛重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設防衛重要重大事故防止設備	原子炉建屋	
S A機能 分類	【電源設備】(燃料補給設備含む)	所内常設直流電源設備 125V A系蓄電池 125V B系蓄電池 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	57条に記載			
		原子炉圧力 原子炉圧力(SA) 原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(燃料域) 原子炉水位(SA燃料域) サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水温度 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/H) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C) 原子炉圧力管器温度 高圧中心スプレイス系統流量 原子炉隔離時冷却系統流量 原子炉注水系統流量 高圧代替注水系統流量 高圧中心スプレイスポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 格納熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧中心スプレイスポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 代替蓄電冷却系ポンプ吐出圧力	58条に記載			
	【主要設備】	常設防衛重要重大事故防止設備	電気計装設備等の支持構造物	常設防衛重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S
過渡時自動減圧機能	【電源設備】(燃料補給設備含む)	過渡時自動減圧機能 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料タンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 所内常設直流電源設備 125V A系蓄電池 125V B系蓄電池	57条に記載			

S A機能 分類	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
[計設設備]	原子炉圧力				
	原子炉圧力 (SA)				
	原子炉水位 (広帯域)				
	原子炉水位 (SA広帯域)				
	原子炉水位 (燃料域)				
	原子炉水位 (SA燃料域)				
	サブレーション・プール水位				
	サブレーション・プール水温度				
	格納容器炉内放射線モニタ (D/W)				
	格納容器炉内放射線モニタ (S/C)				
	原子炉圧力管壁温度				
	高圧炉スプレイ系ポンプ吐出圧力				
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力				
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力				
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力					
残留熱除去系ポンプ吐出圧力					
低圧炉スプレイ系ポンプ吐出圧力					
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力					
代替隔離冷却系ポンプ吐出圧力					
[主要設備]	可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型蓄電池 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 高圧蒸気スポンベ				
[流路]	高圧蒸気ガス供給系 (非常用) 配管・弁 自動減圧機能用アキュムレータ 高圧炉心スプレイ系注入弁 原子炉隔離時冷却系注入弁 低圧炉心スプレイ系注入弁 残留熱除去系 A 系注入弁 残留熱除去系 B 系注入弁 残留熱除去系 C 系注入弁	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	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 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 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 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	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋	- - S S S S S S S S S S S S S S
逃がし安全弁機能回復 (代替蒸気供給)					
インターフェースシステム I O C A 隔離弁					

56 条に記載

57 条に記載

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物	間接支持構造物	備考
	[計装設備]				
第4系 原子炉冷却材圧力バワンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	[計装設備]	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度 高圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 ドライウェル雰囲気温度 ドライウェル圧力	58条に記載		
	[主要設備]	常設低圧代替注水系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S S
	[流路]	代替淡水貯槽 低圧代替注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S S
	[注水先]	残留熱除去系 (C) 配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S S
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S S
	[計装設備]	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	57条に記載		
	[主要設備]	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備		
		代替淡水貯槽			



S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	[流路]	低圧代替注水系配管・弁 低圧がスプレイ系配管・弁・ス ハージェ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設 備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋 常設低圧代替注水系格納槽	
残留熱除去系(低圧注水系)	[注水先]	残留熱除去系(C)配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設 備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	-
	[注水先]	残留熱除去系(C)配管・弁	可搬型重大事故防止設備 常設耐震重要重大事故緩和設備	-	-	-	-
	[注水先]	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設 備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	-
	[電源設備](燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク					
	[計装設備]	タンクローリー					
		原子炉水位(広帯域)					
		原子炉水位(燃料域)					
		原子炉水位(SA広帯域)					
		原子炉水位(SA燃料域)					
		原子炉圧力					
残留熱除去系(低圧注水系)	[主要設備]	低圧代替注水系原子炉注水流量 代替淡水貯槽水位	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準広帯域)	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設 備 (設計基準広帯域)	原子炉建屋	-
		残留熱除去系ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準広帯域)				
		残留熱除去系海水ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準広帯域)				
		残留熱除去系熱交換器	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準広帯域)				
		サブレーション・プール					
	[流路]	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ	常設耐震重要重大事故防止設備 (設計基準広帯域)	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設 備 (設計基準広帯域)	原子炉建屋	-
	[注水先]	原子炉圧力容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設 備	原子炉建屋	-
	[電源設備](燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料ティイタンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポン プ					
		常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送 ポンプ					

57条に記載

59条に記載

49条に記載

56条に記載

57条に記載

S A機能分類	設備名称	直接支持構造物			間接支持構造物			備考 建物・構築物 (○：該当 ・：該当なし)						
		常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋							
核燃料除去系(原子炉停止時冷卻系)	[計装設備]	原子炉水位(広帯域)	58系に記載	58系に記載	58系に記載	58系に記載	58系に記載							
	原子炉水位(燃料域)													
	原子炉水位(SA広帯域)													
	原子炉水位(SA燃料域)													
	原子炉圧力													
	原子炉圧力(SA)													
	残留熱除去系系統流量													
	サブレーション・プール水位													
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力													
	[主要設備]	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)							機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-
		常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)							機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-
	[水源]	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)							機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-
	[流路]	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)							機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-
	[注水先]	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)							機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-
[電源設備](燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料ディライザー 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	-							
[計装設備]	残留熱除去系系統流量	57系に記載	57系に記載	57系に記載	57系に記載	57系に記載	57系に記載							
残留熱除去系熱交換器入口温度														
残留熱除去系熱交換器出口温度														
ドライウエル雰囲気温度														
サブレーション・チェンバール雰囲気温度														
ドライウエル圧力														
サブレーション・チェンバール圧力														
低圧炉心スプレイスポンプ														
サブレーション・プール														
[主要設備]	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)								機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-
	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)								機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-
[流路]	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)								機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-
	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)								機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-
[注水先]	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)								機器・配管等の支持構造物	常設重大事故防止設備 (設計基準抵当)	原子炉建屋	原子炉建屋	原子炉建屋	-

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物	間接支持構造物	備考	
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料タイタンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ				
代替循環冷却系	[計装設備]	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域) 低圧炉心スプレイス系統流量 低圧炉心スプレイスポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ		57条に記載		
	[主要設備]	緊急用海水系 残留熱除去熱交換器 (A) 可搬型代替注水大型ポンプ サブレーション・ブール		58条に記載 50条に記載 48条に記載		
	[付属設備]			56条に記載		
	[水源]			50条に記載		
	[流路]	代替循環冷却系配管・弁 残留熱除去系 (A) 配管・弁・ストレージ		50条に記載		
	[注入先]	残留熱除去系海水系 (A) 配管・弁		48条に記載		
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型代替軽油タンク タンクローリ		常設代替重要重大事故防止設備 常設重要重大事故防止設備 常設代替重要重大事故防止設備 常設重要重大事故防止設備 常設代替重要重大事故防止設備 常設重要重大事故防止設備 常設代替重要重大事故防止設備 常設重要重大事故防止設備 常設代替重要重大事故防止設備 常設重要重大事故防止設備 常設代替重要重大事故防止設備 常設重要重大事故防止設備	57条に記載	S S
	[計装設備]	サブレーション・ブール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイス流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力		58条に記載		

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物	間接支持構造物	備考 建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)
	[主要設備]	[流路]			
残留熱除去系海水系	[主要設備]	残留熱除去系海水ポンプ	機器・配管等の支持構造物	48条に記載	
	[流路]	残留熱除去系熱交換器			
非常用取水設備	[流路]	貯留罐	機器・配管等の支持構造物	48条に記載 (ただし、本条文においては、貯留罐、取水頭は取水ピットに海水を供給するための流路)	
		取水塔			
		S A用海水ピット取水塔			
		海水引込み管			
		S A用海水ピット			
		緊急用海水取水管			
第48条 最終ヒートシンクへ熱を搬送するための設備	[主要設備]	緊急用海水ポンプ	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	S S
		緊急用海水ストレーナ	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	S S
	[流路]	残留熱除去系熱交換器	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	S S
		緊急用海水系配管・弁	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	S S
		緊急用海水ポンプピット	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	-
		緊急用海水取水管	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	-
		S A用海水ピット	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	-
		海水引込み管	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	-
		S A用海水ピット取水塔	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	-
		残留熱除去系海水系配管・弁	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	S S
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替高圧電源設備	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	57条に記載
		軽油貯蔵タンク	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	
	[計装設備]	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	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	58条に記載
		緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	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	
	[主要設備]	フィルタ装置	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	59条に記載
		圧力開放板	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	
		遠隔人力操作機構	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	
		可搬型電源供給装置	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	
		フィルタ装置通敵	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	
		配管遮蔽	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	
	二次隔離弁操作室遮蔽	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		
	二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット (空気ボンベ)	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		
	二次隔離弁操作室 空気ボンベユニット (配置・弁)	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		
	移送ポンプ	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		
[付属設備]	可搬型代替注水大取ポンプ	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	56条に記載	
[水源]	代替淡水貯槽	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		

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	[流路]	不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 格納容器 真空破壊弁(S / C D / W) 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送 ポンプ 可換型代替交流電源設備 可換型代替低圧電源車 可換型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可換型代替直流電源設備 可換型代替低圧電源車 可換型整流器 可換型設備用軽油タンク タンクローリ フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水温測定 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッジョン・チェンバール気温 トラライケル圧力 サブプレッジョン・チェンバール圧力 遠隔人力操作機構				
耐圧強化ベント系	[流路]	不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 格納容器圧力逃がし装置配管・弁 格納容器 真空破壊弁(S / C D / W) 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送 ポンプ 可換型代替交流電源設備 可換型代替低圧電源車 可換型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可換型代替直流電源設備 可換型代替低圧電源車 可換型整流器 可換型設備用軽油タンク タンクローリ フィルタ装置水位 フィルタ装置圧力 フィルタ装置スクラビング水温度 フィルタ装置出口放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ) フィルタ装置入口水温測定 ドライウエル雰囲気温度 サブプレッジョン・チェンバール気温 トラライケル圧力 サブプレッジョン・チェンバール圧力 遠隔人力操作機構	50条に記載			
	[付属設備]	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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S	- -
	[流路]	不活性ガス系配管・弁 耐圧強化ベント系配管・弁 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 格納容器 真空破壊弁(S / C D / W)	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S S S S S	- - - -
		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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S	- -
		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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S	- -
		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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S	- -
		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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S	- -
		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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S	- -
		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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S	- -
		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	機器・配管等の支持構造物 機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S	- -

SA機能 分類	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考	
SA機能 分類	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 常設代替高圧電源装置 緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替高圧電源装置 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型変流器	57条に記載	間接支持構造物		
		[計装設備]	ドライウエル露出気温 度 サブプレッション・チェンバ ー サプレッション・チェンバ ー圧力 耐圧強化ベント系放熱モニタ 残置熱除去系 (格納容器スプレ イ冷却系)	59条に記載		
		[主要設備]	残置熱除去系海水ポンプ	47条に記載		
		[主要設備]	残置熱除去系熱交換器	49条に記載		
		[付属設備]	海水ストレーナ	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)	原子炉建屋	S S
		[流路]	残置熱除去系海水配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)	原子炉建屋 海水ポンプ室	S S
		[流路]	残置熱除去系海水配管・弁	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)	海水ポンプ室 原子炉建屋	S S
		[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57条に記載		
		[計装設備]	残置熱除去系海水系統流量	59条に記載		
		[主要設備]	緊急用海水取水管	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)		
		[主要設備]	緊急用海水ポンプビット	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)		
		[主要設備]	SA用海水ビット取水塔	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)		
		[主要設備]	海水引込弁	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)		
		[主要設備]	SA用海水ビット	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)		
		[主要設備]	貯留堰	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)		
[主要設備]	取水路	常設重大事故防止設備 (設計基準別添)				
第4号 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	[主要設備]	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設低圧代替注水系統格納槽	S S	
[流路]	代替淡水貯槽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	56条に記載		
[注水先]	格納容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S S	
[注水先]	格納容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S S	
[注水先]	格納容器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S S	

S A機能 分類	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 △:該当なし)	備考												
代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)	[電源設備] (燃料補給設備含む) 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料チヤイタンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ [計装設備] 常設低圧代替注水系統格納容器スプレイ流 常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバール温度 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバール圧力 サブプレッション・プール水位 代替淡水貯蔵水位	可搬型代替注水大砲ポンプ 代替淡水貯蔵 代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド ホース 格納容器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代替注水系統格納容器スプレイ流 ドライウェル雰囲気温度 サブプレッション・チェンバール雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度 ドライウェル圧力 サブプレッション・チェンバール圧力 サブプレッション・プール水位 代替淡水貯蔵水位	57条に記載	57条に記載													
						[主要設備]	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-							
						[洗滌]					常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S			
						[注水先]					常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S			
						[電源設備] (燃料補給設備含む)					可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S			
						[計装設備]					可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S			
						[主要設備]					可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S			
						[付属設備]					可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S			
						[水源]					可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S			
						代替循環冷却系					[主要設備] 緊急用海水系 残留熱除去系熱交換器(A) 可搬型代替注水大砲ポンプ サブプレッション・プール	代替循環冷却系ポンプ	50条に記載	50条に記載			
																緊急用海水系	48条に記載
																残留熱除去系熱交換器(A)	48条に記載

S A機能 分類	設備名称			直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 ・:該当なし)	備考	
	設備名称	設備名称	設備名称					
残留熱除去系(相納容器スプレイン冷却系)	[流路]	代留種冷却系配管・弁	50条に記載	50条に記載	50条に記載			
		残留熱除去系(A)配管・弁・ストレナー						
		残留熱除去系海水系(A)配管・弁						
		原子炉圧力容器						
		常設代留交流電源設備						
		常設代留高圧電源装置						
		軽油貯蔵タンク						
	[注水先]	常設代留高圧電源装置用燃料移送ポンプ						57条に記載
		可搬型代留高圧電源装置用軽油タンク						
		可搬型代留低圧電源車						
		可搬型設備用軽油タンク						
	タンクローリ							
	[計装設備]	サブプレッジョン・ブール水温度						
		代留種冷却系ポンプ入口温度						
		代留種冷却系原子炉注水流速						
		代留種冷却系相納容器スプレイン流量						
		代留種冷却系ポンプ吐出圧力						
		残留熱除去系ポンプ						
		残留熱除去系熱交換器						
	残留熱除去系海水ポンプ							
	[流路]	サブプレッジョン・ブール						
残留熱除去系配管・弁・ストレナー・スプレイヘッド								
相納容器								
[注水先]	[電源設備] (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備	57条に記載					
		非常用ディーゼル発電機						
		燃料移送ポンプ						
		軽油貯蔵タンク						
		燃料ディライタンク						
		非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ						
		常設代留交流電源設備						
		常設代留高圧電源装置						
		軽油貯蔵タンク						
		常設代留高圧電源装置用燃料移送ポンプ						
		常設代留交流電源設備						
		常設代留高圧電源装置						
		軽油貯蔵タンク						
		常設代留高圧電源装置用燃料移送ポンプ						



S A機能 分類	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考	
						設備名称
残留熱除去系(サブプレッショ ン・プール冷却系)	[計装設備]	残留熱除去系系統流量 トラライウエル雰囲気温度 サブプレッショ・チェンハ管雰囲気 ドラウエル圧力 サブプレッショ・チェンハ圧力 サブプレッショ・プール水位	59条に記載			
	[主要設備]	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 サブプレッショ・チェンハ管雰囲気 ドラウエル圧力 サブプレッショ・チェンハ圧力 サブプレッショ・プール水位	常設重大事故防止設備 (設計基準配置) 常設重大事故防止設備 (設計基準配置)	原子炉建屋 原子炉建屋	S S S S	
	[流路]	残留熱除去系配管・弁・ストレートナ	56条に記載			
	[注水先]	サブプレッショ・プール	56条に記載			
	[電源設備](燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ 軽油貯蔵タンク 燃料デイトタンク 非常用ディーゼル発電機用海水ポン プ 常設代用交流電源設備 常設代用高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代用高圧電源装置用燃料移送 ポンプ	57条に記載			
	[計装設備]	残留熱除去系系統流量 サブプレッショ・プール吐出圧力 サブプレッショ・プール水温度 残留熱除去系系統流量 サブプレッショ・プール水位	59条に記載			
	[主要設備]	緊急用海水ポンプ 緊急用海水ストレーナ 残留熱除去系熱交換器	59条に記載			
	[流路]	緊急用海水系配管・弁 緊急用海水ポンプピット 緊急用海水取水管 S A用海水ピット 海水引込沖管 S A用海水ピット取水塔 残留熱除去系海水系配管・弁	48条に記載			
	緊急用海水系					





S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考
	常設耐震重要 重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要 重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S	
代替循環冷却系	[主要設備]	代替循環冷却系ポンプ	常設耐震重要 重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)
		緊急用海水系					
		残留熱除去系熱交換機(A)					
	[付属設備]	可搬型代替注水大型ポンプ					
	[水源]	サブプレッション・プール					
	[流路]	代替循環冷却系配管・弁	常設耐震重要 重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S	
		残留熱除去系(A)配管・弁・ストレーナー	常設耐震重要 重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S S	
		残留熱除去系海水系(A)配管・弁					
	[注入先]	原子炉圧力容器					
	[電源設備](燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置 自然燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ					57系に記載
[計装設備]	サブプレッション・プール水温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度 代替循環冷却系原子炉注水流量 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力					58系に記載	
[主要設備]	緊急用海水取水管 緊急用海水ポンプピット S A用海水ピット取水塔 海水引込み管 S A用海水ピット					48系に記載	

S A機能 分類	設備名称	直接支持構造物			間接支持構造物			備考
		常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設重大事故緩和設備	常設低圧代替注水系統格納槽	56条に記載	S s	
第51条 原子炉格納容器下部注水系(常設)	格納容器下部注水系(常設) [主要設備] [流路] [注水先] [電源設備](燃料補給設備含む) [計装設備]	常設低圧代替注水系ポンプ	常設重大事故緩和設備	56条に記載	常設低圧代替注水系統格納槽	S s		
		代替淡水貯槽	常設重大事故緩和設備	56条に記載	常設低圧代替注水系統格納槽	S s		
		低圧代替注水系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 常設低圧代替注水系統格納槽	S s		
		格納容器下部注水系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S s		
		格納容器	常設重大事故緩和設備	50条に記載				
		常設代替交流電源設備	常設重大事故緩和設備	57条に記載				
		常設代替高圧電源装置	常設重大事故緩和設備	57条に記載				
		軽油貯蔵タンク	常設重大事故緩和設備	57条に記載				
		常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設重大事故緩和設備	57条に記載				
		ドライウェル雰囲気温度	常設重大事故緩和設備	58条に記載				
		サブプレッション・チェンハ雰囲気温度	常設重大事故緩和設備	58条に記載				
		サブプレッション・プール水温度	常設重大事故緩和設備	58条に記載				
		格納容器下部水位	常設重大事故緩和設備	58条に記載				
		低圧代替注水系統格納容器下部注水流重	常設重大事故緩和設備	58条に記載				
		常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設重大事故緩和設備	58条に記載				
代替淡水貯槽水位	常設重大事故緩和設備	58条に記載						
可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-			
代替淡水貯槽	可搬型重大事故緩和設備	56条に記載						
格納容器下部注水系(可搬型)	[主要設備] [流路] [注水先] [電源設備](燃料補給設備含む) [計装設備]	低圧代替注水系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋 常設低圧代替注水系統格納槽	S s		
		格納容器下部注水系配管・弁	常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	S s		
		ホース	可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	
		格納容器	可搬型重大事故緩和設備	50条に記載				
		可搬型設備用軽油タンク	可搬型重大事故緩和設備	57条に記載				
		タンクローリ	可搬型重大事故緩和設備	57条に記載				
		ドライウェル雰囲気温度	可搬型重大事故緩和設備	58条に記載				
		サブプレッション・チェンハ雰囲気温度	可搬型重大事故緩和設備	58条に記載				
		サブプレッション・プール水温度	可搬型重大事故緩和設備	58条に記載				
		格納容器下部水位	可搬型重大事故緩和設備	58条に記載				
		低圧代替注水系統格納容器下部注水流重	可搬型重大事故緩和設備	58条に記載				
		代替淡水貯槽水位	可搬型重大事故緩和設備	58条に記載				
		原子炉隔離時冷却系	可搬型重大事故緩和設備	45条に記載				
		高圧代替注水系	可搬型重大事故緩和設備	44条に記載				
		ほろ給水注入系	可搬型重大事故緩和設備	47条に記載				
低圧代替注水系(常設)	可搬型重大事故緩和設備	50条に記載						
低圧代替注水系(可搬型)	可搬型重大事故緩和設備	50条に記載						
代替設備冷却系	可搬型重大事故緩和設備	50条に記載						

S A機能分類	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 .:該当なし)	備考
第52 条 水素燃焼による原子炉格納容器の破壊を防止するための設備	格納容器圧力降がし装置	[主要設備]	50条に記載		
	フィルタ装置	圧力開放板			
	通隔人力操作機構	可搬型蓄電池給装置			
	可搬型蓄電池給装置	二次隔離弁操作室 空気ポンプユニット上(空気ポンプ)			
	フィルタ装置通板	二次隔離弁操作室通板			
	配管通板	二次隔離弁操作室 空気ポンプユニット			
	二次隔離弁操作室通板	二次隔離弁操作室 空気ポンプユニット(配管・弁)			
	二次隔離弁操作室 空気ポンプユニット	移送ポンプ			
	二次隔離弁操作室 空気ポンプユニット(配管・弁)	可搬型代替注水大卸ポンプ			
	[付属設備]	代替汲水貯槽		56条に記載	
[水源]	不活性ガス系配管・弁				
[流路]	耐圧強化ベント系配管・弁				
	格納容器圧力透かし装置配管・弁		50条に記載		
	格納容器				
	真空破壊弁(S / C D / W)		48条に記載		
[電源設備](燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備	常設代替高压電源装置			
	軽油貯蔵タンク	常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ			
	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替高压電源車			
	可搬型代替低圧電源車	可搬型設備用軽油タンク			
	タンクローリ	常設代替直流電源設備		57条に記載	
	緊急用直流25V電池	可搬型代替直流電源設備			
	可搬型代替直流電源設備	可搬型代替低圧電源車			
	可搬型整流器	可搬型設備用軽油タンク			
	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ			

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	[計装設備]	設備名称				
水温精度及び酸素濃度監視設備	[計装設備]	フィルタ設置水位 フィルタ設置圧力 フィルタ設置スクラビング水温度 フィルタ設置出口放射線モニタ(高 レンジ・低レンジ) フィルタ設置入口水温精度 ドライウェル雰囲気温度 サプレッション・チェンバール気温 度 ドライウェル圧力 サプレッション・チェンバール圧力	電気計装設備等の支持構造物 電気計装設備等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	-	
	[主要設備]	格納容器内水温精度 (SA) 格納容器内酸素濃度 (SA) 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送 ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	常設重大事故種別設備 常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備 常設重大事故種別設備	55 55	-
第3条 水素燃焼による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	[計装設備]	簡易的燃焼式水素再結合器及び 簡易的燃焼式水素再結合器動作 監視	機器・配管等の支持構造物 電気計装設備等の支持構造物	原子炉建屋 原子炉建屋	-	
	[主要設備]	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送 ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代替直交流電源設備 緊急用直流125V電池 可搬型代替直交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	常設重大事故種別設備 常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備 常設重大事故種別設備	55 55	-

S A機能 分類	設備名称	直接支持構造物		間接支持構造物		備考
		電気計装設備等の支持構造物	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
原子炉建屋水素濃度	[主要設備] [電源設備] (燃料補給設備含む) 原子炉建屋水素濃度 常設代用直流電源設備 常設代用高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代用高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代用交流電源設備 可搬型代用低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代用直流電源設備 緊急用直流25V電池 可搬型代用直流電源設備 可搬型代用低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
S A機能 分類	[主要設備] [電源設備] (燃料補給設備含む) 原子炉建屋水素濃度 常設代用直流電源設備 常設代用高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代用高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代用交流電源設備 可搬型代用低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 常設代用直流電源設備 緊急用直流25V電池 可搬型代用直流電源設備 可搬型代用低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	
		常設重大事故種別設備	常設重大事故種別設備	原子炉建屋	S S	

57条に記載

57条に記載

58条に記載

56条に記載



S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)	備考
	電源設備 (燃料補給設備含む)	計装設備				
代燃燃料プール注水系 (可搬型スプレインスル)	可搬型設備用軽油タンク	タンクローリ		57条に記載		
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広場)	使用済燃料プール温度 (SA)		58条に記載		
	使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール温度 (SA)				
	使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール温度 (SA)				
	使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール温度 (SA)				
	代替淡水貯槽水位	代替淡水貯槽水位				
	可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ				
	可搬型スプレインスル	可搬型スプレインスル				
	代替淡水貯槽	代替淡水貯槽				
	サイフォン防止機能	サイフォン防止機能				
	ホース	ホース				
	使用済燃料プール	使用済燃料プール				
	可搬型設備用軽油タンク	可搬型設備用軽油タンク				
	タンクローリ	タンクローリ				
	使用済燃料プール水位・温度 (SA広場)	使用済燃料プール水位・温度 (SA)				
使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール温度 (SA)					
使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール温度 (SA)					
使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール温度 (SA)					
代替淡水貯槽水位	代替淡水貯槽水位					
常設低圧代替注水系ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ					
常設スプレインスル	常設スプレインスル					
代替淡水貯槽	代替淡水貯槽					
サイフォン防止機能	サイフォン防止機能					
低圧代替注水系配管・弁	低圧代替注水系配管・弁					
代替燃料プール注水系配管・弁	代替燃料プール注水系配管・弁					
使用済燃料プール	使用済燃料プール					
常設代替交流電源設備	常設代替交流電源設備					
常設代替高圧電源装置	常設代替高圧電源装置					
軽油貯留タンク	軽油貯留タンク					
常設代替高圧電源装置用燃料移送装置	常設代替高圧電源装置用燃料移送装置					
使用済燃料プール水位・温度 (SA広場)	使用済燃料プール水位・温度 (SA)					
使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール温度 (SA)					
使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール温度 (SA)					
使用済燃料プール温度 (SA)	使用済燃料プール温度 (SA)					
代替淡水貯槽水位	代替淡水貯槽水位					
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力					

S A機能 分類	設備名称		直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
	主要設備	附属設備	機器・配管等の支持構造物	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	原子炉建屋		
代替燃料プール冷却設備	[主要設備] 代替燃料プール注水大和ポンプ スプレッド 注水ポンプ 注水ポンプ	可搬型代替注水大和ポンプ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-	
		常設スプレッド	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	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	原子炉建屋	S S
		代替淡水貯槽	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-	-	-	-	-
		[付属設備]	サイフォン防止機能	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S S
		[流路]	低圧代替注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設低圧代替注水系格納槽	-
			代替燃料プール注水系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	原子炉建屋	S S
			ホース	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-	-	-
		[注水先]	使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S
		[電源設備] (燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク	-	-	-	-	-
		[計装設備]	タンクローリー	-	-	-	-	-
			使用済燃料プール水位、温度 (SA広域)	-	-	-	-	-
			使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-
			使用済燃料プールエア放射線モニタ (高レンジ、低レンジ)	-	-	-	-	-
			使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-
			代替淡水貯槽水位	-	-	-	-	-
[主要設備]	代替燃料プール冷却ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S		
	代替燃料プール冷却熱交換器	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S		
	使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S		
[付属設備]	緊急用海水ポンプ	-	-	-	-	-		
[流路]	緊急用海水ストレーナ	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S		
	代替燃料プール冷却系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S		
	燃料プール冷却浄化系配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S		
	スキマサージタンク	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	機器・配管等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S		
	緊急用海水系配管・弁	-	-	-	-	-		
	残留熱除去海水系配管・弁	-	-	-	-	-		
[注水先]	使用済燃料プール	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	建物・構築物棟の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	原子炉建屋	S S		
[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備	-	-	-	-	-		
	常設代替高圧電源装置	-	-	-	-	-		
	軽油貯蔵タンク	-	-	-	-	-		
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ホース	-	-	-	-	-		
[計装設備]	使用済燃料プール水位、温度 (SA広域)	-	-	-	-	-		
	使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-		
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	-		
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	-		
	サブレーション・プール水温度	-	-	-	-	-		

S A機能 分類	設備名称	直接支持構造物		間接支持構造物		備考
		設備名称	設備名称	設備名称	設備名称	
非常用水設備	[流路]	緊急用水取水配管				
		緊急用水ポンプピット				
		S A用海水ピット取水塔				
		海水引込み管				
		S A用海水ピット				
		可換型代替注水大型ポンプ				
		放水砲				
		ホース				
		使用済燃料プール監視設備				
		使用済燃料プール水位・温度 (S A広域)				
[主要設備]		使用済燃料プール温度 (S A)				
		使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)				
		使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール監視カメラ用空)				
		常設代替交流電源設備				
		常設代替高圧電源装置				
		軽油貯蔵タンク				
		常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ				
		可換型代替交流電源設備				
		可換型代替低圧電源車				
		可換型設備用軽油タンク				
[電源設備] (燃料補給設備含む)		タンクローリ				
		常設代替高圧電源設備				
		緊急用直流125V蓄電池				
		可換型代替直流電源設備				
		可換型代替低圧電源車				
		可換型整流器				
		可換型設備用軽油タンク				
		タンクローリ				
		可換型代替注水大型ポンプ (放水用)				
		放水砲				
第55条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		放射性物質吹着材				
		汚濁防止膜				
		短消火薬剤容器 (大型ポンプ用)				
		池消火薬剤容器 (消防車用)				
		池消火薬剤容器 (大型ポンプ用)				
		S A用海水ピット				
		ホース				
		可換型設備用軽油タンク				
		タンクローリ				
	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備		可換型重大事故緩和設備			
		可換型重大事故緩和設備				
		可換型重大事故緩和設備				
		可換型重大事故緩和設備				
		可換型重大事故緩和設備				
		可換型重大事故緩和設備				
		可換型重大事故緩和設備				
		可換型重大事故緩和設備				
		可換型重大事故緩和設備				
		可換型重大事故緩和設備				

S A機能分類	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	備考
第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備	水源の確保	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	S S
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ	
	水の移送手段	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-
		ホース	ホース	
	[流路]	S A用海水ピット取水塔	S A用海水ピット取水塔	48条に記載
		海水引込弁	海水引込弁	
		S A用海水ピット貯留罐	S A用海水ピット貯留罐	
		取水路	取水路	
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	タンクローリー	タンクローリー	57条に記載
		代替淡水貯留水位	代替淡水貯留水位	
第57条 電源設備	可搬型代替交流電源設備	可搬型代替低圧電源車	可搬型代替低圧電源車	-
		可搬型設備用軽油タンク	可搬型設備用軽油タンク	
		タンクローリー	タンクローリー	
		可搬型代替低圧電源車 - 可搬型代替低圧電源車接続器 (西側) 及び (東側) 電路	可搬型代替低圧電源車 - 可搬型代替低圧電源車接続器 (西側) 及び (東側) 電路	
		常設代替高圧電源装置	常設代替高圧電源装置	
		軽油貯蔵タンク	軽油貯蔵タンク	
		常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	
		常設代替高圧電源装置用燃料移送系配管・弁	常設代替高圧電源装置用燃料移送系配管・弁	
		常設代替高圧電源装置 - 緊急用断路器電路	常設代替高圧電源装置 - 緊急用断路器電路	
		125V A系蓄電池	125V A系蓄電池	
所内常設直流電源設備	可搬型代替直流電源設備	125V B系蓄電池	125V B系蓄電池	-
		中性子モニタ用蓄電池 A系	中性子モニタ用蓄電池 A系	
		中性子モニタ用蓄電池 B系	中性子モニタ用蓄電池 B系	
		125V A系蓄電池 - 直流125V主母線	125V A系蓄電池 - 直流125V主母線	
		2A電路	2A電路	
		125V B系蓄電池 - 直流125V主母線	125V B系蓄電池 - 直流125V主母線	
		中性子モニタ用蓄電池 A系 - 直流2A電路	中性子モニタ用蓄電池 A系 - 直流2A電路	
		2A電路	2A電路	
		中性子モニタ用蓄電池 B系 - 直流2A電路	中性子モニタ用蓄電池 B系 - 直流2A電路	
		2A電路	2A電路	

S A機能分類	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	備考
可搬型代替直流電源設備	[主要設備] 可搬型代替低圧電源車	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備	-	-
	[交流電路] 可搬型設備用軽油タンク	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	可搬型設備用軽油タンク基礎	S S
常設代替直流電源設備	[交流電路] タンクローリ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備	-	-
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車 - 可搬型代替低圧電源車接続箱 (西側) 及び (東側) 電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備	-	-
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車接続箱 (西側) - 可搬型緊急流線電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備	-	-
	[直流電路] 可搬型緊急流線電路 - 可搬型代替低圧電源車接続箱 (西側) 及び (東側) 電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故防止設備	-	-
	[主要設備] 緊急用直流125V蓄電池	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 緊急用直流125V蓄電池 - 緊急用直流125V主母線装置	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[主要設備] 緊急用M / C	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[主要設備] 緊急用P / C	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[交流電路] 緊急用断路器 - 緊急用M / C電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[交流電路] 緊急用M / C - 緊急用動力変圧器M / C 2 C及び2 D電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
代替所内電氣設備	[直流電路] 緊急用動力変圧器 - 緊急用P / C電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 緊急用P / C - 緊急用M / C電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車接続箱 (西側) - 緊急用M / C, P / C 2 C及び2 D電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車接続箱 (西側) - 緊急用M / C, P / C 2 C及び2 D電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車接続箱 (東側) - 緊急用M / C, P / C 2 C及び2 D電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車接続箱 (東側) - 緊急用M / C, P / C 2 C及び2 D電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車接続箱 (東側) - 緊急用M / C, P / C 2 C及び2 D電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車接続箱 (東側) - 緊急用M / C, P / C 2 C及び2 D電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車接続箱 (東側) - 緊急用M / C, P / C 2 C及び2 D電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
	[直流電路] 可搬型代替低圧電源車接続箱 (東側) - 緊急用M / C, P / C 2 C及び2 D電路	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	常設代替高圧電源装置場	S S
燃料供給設備	[主要設備] 可搬型設備用軽油タンク	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	可搬型設備用軽油タンク基礎	S S
	[主要設備] タンクローリ	可搬型重大事故防止設備 常設重大事故防止設備	-	-
	[燃料供給先] 可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型重大事故防止設備	-	-
	[燃料供給先] ホイールローダ	可搬型重大事故防止設備	-	-
	[燃料供給先] 可搬型業務供給装置	可搬型重大事故防止設備	-	-
	[燃料供給先] 可搬型業務供給装置	可搬型重大事故防止設備	-	-
	[燃料供給先] 可搬型業務供給装置	可搬型重大事故防止設備	-	-
	[燃料供給先] 可搬型業務供給装置	可搬型重大事故防止設備	-	-
	[燃料供給先] 可搬型業務供給装置	可搬型重大事故防止設備	-	-
	[燃料供給先] 可搬型業務供給装置	可搬型重大事故防止設備	-	-

S/A機能 分類	設備名称	直接支持構造物		間接支持構造物		備考	
		電氣計装設備等の支持構造物	電氣計装設備等の支持構造物	原子炉建屋	原子炉建屋		
非常用交流電源設備（設計基準取扱）	[主要設備]	非常用ディーゼル発電機	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S	
		燃料移送ポンプ	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設代用高圧電源装置場	原子炉建屋	S S
	軽油貯蔵タンク	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設代用高圧電源装置場	原子炉建屋	S S	
	燃料デライタ	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設代用高圧電源装置場	原子炉建屋	S S	
	非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	海水ポンプ室	原子炉建屋	S S	
	[燃料流路]	非常用ディーゼル発電機用燃料供給 系配管・弁	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設代用高圧電源装置場 地下クローブトンネル	原子炉建屋	S S
	[海水流路]	非常用ディーゼル発電機用海水配 管・弁	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	海水ポンプ室 原子炉建屋	原子炉建屋	S S
	[交流電路]	非常用ディーゼル発電機 - M / C 2.C及び2.D電路	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	原子炉建屋	S S
	計装設備	[主要設備]	原子炉圧力容器温度	常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備	原子炉建屋	S S
			格納熱除去系熱交換器入口温度	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S
原子炉圧力			常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S	
原子炉圧力（SA）			常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S	
原子炉水位（広帯域）			常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S	
原子炉水位（燃料域）			常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S	
原子炉水位（SA広帯域）			常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S	
原子炉水位（SA燃料域）			常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S	
高圧代用注水系系統流量			常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S	
低圧代用注水系原子炉注水流量			常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S	
代用循環冷却系原子炉注水流量	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
原子炉中層冷知系系統流量	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
高圧炉心スプレイ系系統流量	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
格納熱除去系系統流量	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
低圧炉心スプレイ系系統流量	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
低圧代用注水系格納容器スプレイ流 量	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
低圧代用注水系格納容器下部注水流 量	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
代用循環冷却系格納容器スプレイ流 量	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
ドラウエル雰囲気温度	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
サブレーション・チェンハ圧力	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
サブレーション・プール水温度	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
ドラウエル圧力	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
サブレーション・チェンハ圧力	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
サブレーション・プール水位	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
格納容器下部水位	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
格納容器内水素濃度（SA）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
格納容器雰囲気放射線モニタ（D/H）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	常設重大事故防止設備 （設計基準取扱）	原子炉建屋	S S			
起動領域計装	常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備	原子炉建屋	原子炉建屋	S S		
平均出力領域計装	常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備	原子炉建屋	原子炉建屋	S S		

S A機能分類	設備名称	直接支持構造物		間接支持構造物		備考
		電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	
	フィルタ装置水位	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	
	フィルタ装置圧力	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	フィルタ装置スクラビング水温度	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	フィルタ装置入口水温度	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	前圧強化ベント系放射線モニタ	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	代替循環冷却系熱交換器出口温度	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	代替循環冷却系海水系系統流量	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	代替淡水貯槽水位	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	原子炉建屋水素濃度	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	階的燃焼式水素再燃合器動作監視装置	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	格納容器内酸素濃度(SA)	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	使用済燃料プール水位・温度(SA伝送)	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	使用済燃料プール温度(SA)	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	使用済燃料プール放射線モニタ出力分岐アラーム	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	データ伝送装置	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	データ表示装置	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	緊急時対策支援システム伝送装置	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	SPDSデータ表示装置	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	可搬型計測器	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	電氣計装設備等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	S S

S A機能 分類	設備名称	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	建物・構築物 (○:該当 .:該当なし)	備考
	[電源設備] (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 非常用交流電源設備 D/G (H P C S D / G を含む) 所内常設直流電源設備 125V A系蓄電池 125V B系蓄電池 中性子モニタ用蓄電池A 中性子モニタ用蓄電池B 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型整流器 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ 代替所内電気設備 緊急用M / C 緊急用P / C	57系に搭載			
第59系 原子制御部屋 照度を確保するための設備	[主要設備] [電源設備] (燃料補給設備含む)	可搬型照明 (SA) 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	57系に搭載			可搬型重大事故警報設備 (防止でも緩和でもない設備)



S A機能 分類	設備名称	直接支持構造物		間接支持構造物		備考
		建物・構築物等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	建物・構築物等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	
居住性を確保するための設備	[主要設備]	中央制御室待機電源蔵	常設耐震重要重大事故防止設備	建物・構築物等の支持構造物	常設耐震重要重大事故防止設備	建物・構築物 (○:該当 -:該当なし)
	中央制御室待機電源蔵	常設耐震重要重大事故防止設備	建物・構築物等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	中央制御室換気系空調和機ファン	常設耐震重要重大事故防止設備	建物・構築物等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	中央制御室換気系フィルタ系ファン	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	中央制御室換気系高性能電子フィルタ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	中央制御室換気系チャコールフィルタ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	非常用ガス再循環系排風機	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	非常用ガス処理系排風機	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	非常用ガス再循環系電子用高効率電子フィルタ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	非常用ガス再循環系電子用高効率電子フィルタ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	非常用ガス処理系電子用高効率電子フィルタ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	非常用ガス処理系電子用高効率電子フィルタ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	衛星電話設備(固定型)(待機室)	常設耐震重要重大事故防止設備 (防止でも確認できずない設備) (防止でも確認できずない設備)	電気計装設備等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備 (防止でも確認できずない設備)	-
	データ表示装置(待機室)	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-
	中央制御室待機室空気ポンプユニット(空気ポンプ)	可搬型重大事故防止設備	-	-	-	-
	酸濃度計	可搬型重大事故防止設備 (防止でも確認できずない設備)	-	-	-	-
	二酸化炭素濃度計	可搬型重大事故防止設備 (防止でも確認できずない設備)	-	-	-	-
	差圧計	可搬型重大事故防止設備 (防止でも確認できずない設備)	-	-	-	-
[注語]	中央制御室換気系給・排気隔離弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	非常用ガス再循環系 配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	非常用ガス処理系 配管・弁	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	中央制御室待機室空気ポンプユニット(配管・弁)	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
	衛星電話設備(固定型)(屋外アンテナ)	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	S S
[電源設備](燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	常設代替高圧電源装置	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	軽油貯蔵タンク	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	-
	常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	常設耐震重要重大事故防止設備	機器・配管等の支持構造物	原子炉建屋	常設耐震重要重大事故防止設備	-

60条に記載

57条に回覧





S A機能 分類	設備名称	直接支持構造物	間接支持構造物	備考
第02 条 通信連絡を行うために必要な設備 通信連絡設備（発電所内の通信連絡）	[主要設備] 携行型無線通話装置	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-
	無線連絡設備（携帯型）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	-	-
	衛星電話設備（固定型）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	S S
	衛星電話設備（携帯型）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-
	必要な情報把握できる設備（安全アラーム表示システム（S.P.D.））	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-
	[流路]（伝送路） 専用接続箱 - 専用接続箱電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	S S
	衛星電話設備（屋外アンテナ）	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	S S
	衛星制御装置	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	S S
	衛星電話設備（固定型） - 衛星電話設備（屋外アンテナ）電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	S S
	無線通信装置	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-
	無線通信用アンテナ	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-
	必要な情報把握できる設備（安全アラーム表示システム（S.P.D.）） - 無線通信用アンテナ電路	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-
	[電源設備]（燃料補給設備含む） 常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	常設代替高圧電源装置 軽油貯蔵タンク 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車 可搬型設備用軽油タンク タンクローリ	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-
	代替交流電源設備 緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ	代替交流電源設備 緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-
	[主要設備] 衛星電話設備（固定型） 衛星電話設備（携帯型） 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I.P.電話、I.P.F.A.X.） データ伝送設備	衛星電話設備（固定型） 衛星電話設備（携帯型） 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I.P.電話、I.P.F.A.X.） データ伝送設備	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-
	[流路]（伝送路） 衛星電話設備（屋外アンテナ） 衛星制御装置 衛星電話設備（固定型） - 衛星電話設備（屋外アンテナ）電路 衛星無線通信装置 通信機器 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I.P.電話、I.P.F.A.X.） 代替交流電源装置	衛星電話設備（屋外アンテナ） 衛星制御装置 衛星電話設備（固定型） - 衛星電話設備（屋外アンテナ）電路 衛星無線通信装置 通信機器 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I.P.電話、I.P.F.A.X.） 代替交流電源装置	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-
	[電源設備]（燃料補給設備含む） 代替交流電源設備 緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ	代替交流電源設備 緊急時対策所用発電機 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク 緊急時対策所用発電機給油ポンプ	電気計装設備等の支持構造物 緊急時対策所	-

57条に記載

61条に記載

61条に記載