

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-340-5 改0
提出年月日	平成30年6月22日

工事計画に係る補足説明資料  
耐震性に関する説明書のうち  
補足-340-5【地震時荷重と事故時荷重との組合せ  
について】

平成30年6月

日本原子力発電株式会社

## 目次

	頁
1. はじめに .....	1
2. 基準類における要求 .....	2
2.1 新規制基準における要求 .....	2
2.2 JEAG4601・補-1984 における要求 .....	4
3. 既工認及び今回の評価内容 .....	15
3.1 荷重の組合せ及び対応する許容応力状態 .....	16
3.1.1 記号の説明 .....	16
3.1.2 第一種(クラス1)の評価 .....	18
3.1.3 第二種(クラスMC)の評価 .....	19
3.1.4 第三種, 第四種(クラス 2, 3)(E C C S 機器)の評価 .....	21
3.1.5 第三種, 第四種, 第五種(クラス2, 3, 4)(E C C S 機器以外)の 評価 .....	22
3.1.6 残留熱除去系ストレーナ, 低圧炉心スプレイ系ストレーナ, 高圧炉心スプレ イ系ストレーナの評価 .....	23
3.2 今回評価で用いた圧力荷重及び機械的荷重 .....	24
3.3 弾性設計用地震動 $S_d$ による評価 .....	28

## 1. はじめに

耐震設計においては、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地震力を組み合わせた荷重条件に対して、機能を保持することとしている。本資料では、技術基準規則第5条（設置許可基準規則第4条を読み込み）に基づく地震荷重とDB条件におけるその他の荷重との組合せについて説明する。

## 2. 基準類における要求

### 2.1 新規制基準における要求

新規制基準のうち「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(以下「設置許可基準規則」という。)の解釈」の別記2のうち、該当部を下記に示す。

#### 設置許可基準規則の解釈 (別記2)

##### 第4条(地震による損傷の防止)

3 第4条第1項に規定する「地震力に十分に耐えること」を満たすために、耐震重要度分類の各クラスに属する設計基準対象施設の耐震設計に当たっては、以下の方針によること。

— Sクラス(津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を除く。)

(省略)

・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、 $S_d$ による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

— 耐震重要施設のうち、二以外のもの

(省略)

・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 $S_s$ 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。

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

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。

## 2.2 JEAG4601・補-1984における要求

前項において、新規制基準における要求として設置許可基準規則を示したが、具体的な考え方は原子力発電所耐震設計技術指針JEAG4601・補-1984（以下、「JEAG4601・補-1984」という。）に記載されている。

JEAG4601・補-1984では、運転状態Ⅰ～Ⅲと $S_1$ 及び $S_2$ との組合せに対して、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S及びⅣ<sub>A</sub>Sの許容限界を適用した評価が求められている。

ここで、運転状態Ⅳ(L)と $S_1$ との組合せにおいて、<sup>①</sup>原子炉冷却材バウンダリ(ECCS系以外)については許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sの許容限界を適用し、<sup>②</sup>原子炉冷却材バウンダリ(ECCS系)及び<sup>③</sup>原子炉格納容器については許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sの許容限界を適用する。ECCS機器に対して、許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sの許容限界を適用するのは、これらの設備については、本来運転状態Ⅳ(L)を設計条件としており、この状態が運転状態Ⅰに相当するとし、運転状態Ⅰと $S_1$ との組合せに対して適用される許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>Sの許容限界を適用した評価が求められているためである。また、<sup>④</sup>原子炉格納容器については、LOCA後の最終障壁となることから、構造全体としての安全裕度を確認する意味で、LOCA後最大内圧と $S_1$ との組合せにおいて、許容応力状態Ⅳ<sub>A</sub>Sの許容限界を適用することが求められている。

上記の運転状態と地震の組合せについて、地震の従属事象は、地震時の状態と、事象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が必要であり、地震の独立事象は、事象の発生確率、継続時間及び地震動の発生確率の関係を踏まえ組合せを検討するとの考え方が示されている。(図2参照)この考え方を、検討整理した結果、運転状態Ⅰ～Ⅳの各事象における圧力、温度、機械的荷重と基準地震動 $S_1$ 、 $S_2$ との組合せについて、考慮すべき組合せの考え方が示されている(図1参照)。この中で、発生頻度が低い独立事象であるLOCA(運転状態Ⅳ)については、 $S_2$ との組合せを要しないが、LOCA後長時間継続する荷重(運転状態Ⅳ(L))は、 $S_1$ との組合せが必要となると規定されている。

付 録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

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

耐震クラス	種 別 (1) 荷重の組合せ	第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	炉心支持構造物	そ の 他		
		機支持構造物	容支持構造物	機支持構造物	容管器	管		ポンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
① 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・管にあつては以下による。

- 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・管にあつては第4種の規定を準用する。

(2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものにあつてはⅢ<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。

図1 JEAG4601・補-1984の許容応力状態と荷重の組合せの考え方

表 1-1 運転状態と地震動との組合せの確率的評価

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

基準地震動  $S_2$  の発生確率  
 :  $5 \times 10^{-4}$  / 年  $\sim$   $10^{-5}$  / 年

基準地震動  $S_1$  の発生確率  
 :  $10^{-2}$  / 年  $\sim$   $5 \times 10^{-4}$  / 年

JEAG4601・補-1984 の考え方

- 耐震上想定すべき運転状態と地震動の組合せは、事象の発生頻度及びその状態の継続時間との関連により決定
- 独立事象と組み合わせた発生確率  $10^{-7}$  / 年以上を目安に組合せを考慮
- JEAG4601・補-1984 においては、 $S_1$  の発生確率は  $10^{-2}$  年  $\sim$   $5 \times 10^{-4}$  / 年、 $S_2$  の発生確率は  $5 \times 10^{-4}$  / 年  $\sim$   $10^{-5}$  / 年とし、組合せを考慮

図2 運転状態と荷重の組合せの考え方

今回の評価

今回の評価については、JEAG4601・補-1984にて想定している  $S_1$  及び  $S_2$  発生確率よりも東海第二発電所における  $S_d$  及び  $S_s$  の年超過確率が小さいこと (JEAG4601については発生確率で示されているのに対し、東海第二発電所については年超過確率で示しているが、発生確率より年超過確率が大きくなる)、また  $S_d$  については  $S_1$  を下回らないように設定していることを踏まえたうえで、JEAG4601の  $S_1$  及び  $S_2$  を  $S_d$  及び  $S_s$  に置き換えて評価を実施しているものである。(参考1, 参考2参照)



(参考1) 東海第二発電所における  $S_d$  の年超過確率

東海第二発電所における  $S_d$  の年超過確率は図3及び図4より概ね  $10^{-3}/\text{年} \sim 10^{-5}/\text{年}$  である。また、機器・配管系の固有周期については、主に周期1秒より短周期側にあることを考慮した場合の年超過確率は概ね  $10^{-3}/\text{年} \sim 10^{-4}/\text{年}$  である。いずれにおいてもJEAG4601に想定している  $S_1$  の発生確率 ( $10^{-2}/\text{年} \sim 5 \times 10^{-4}/\text{年}$ ) より小さい。

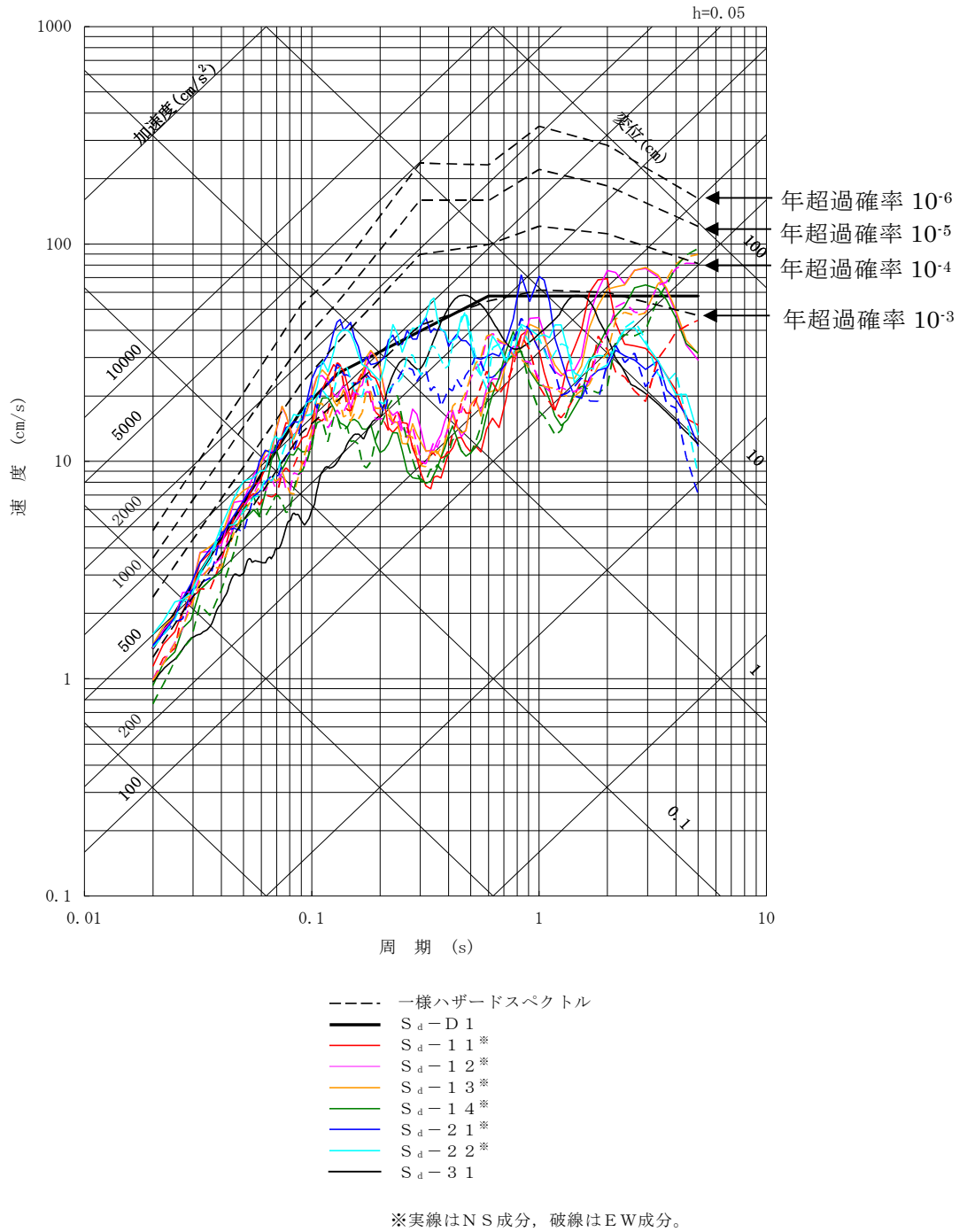


図3 一様ハザードスペクトルと弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルの比較（水平成分）

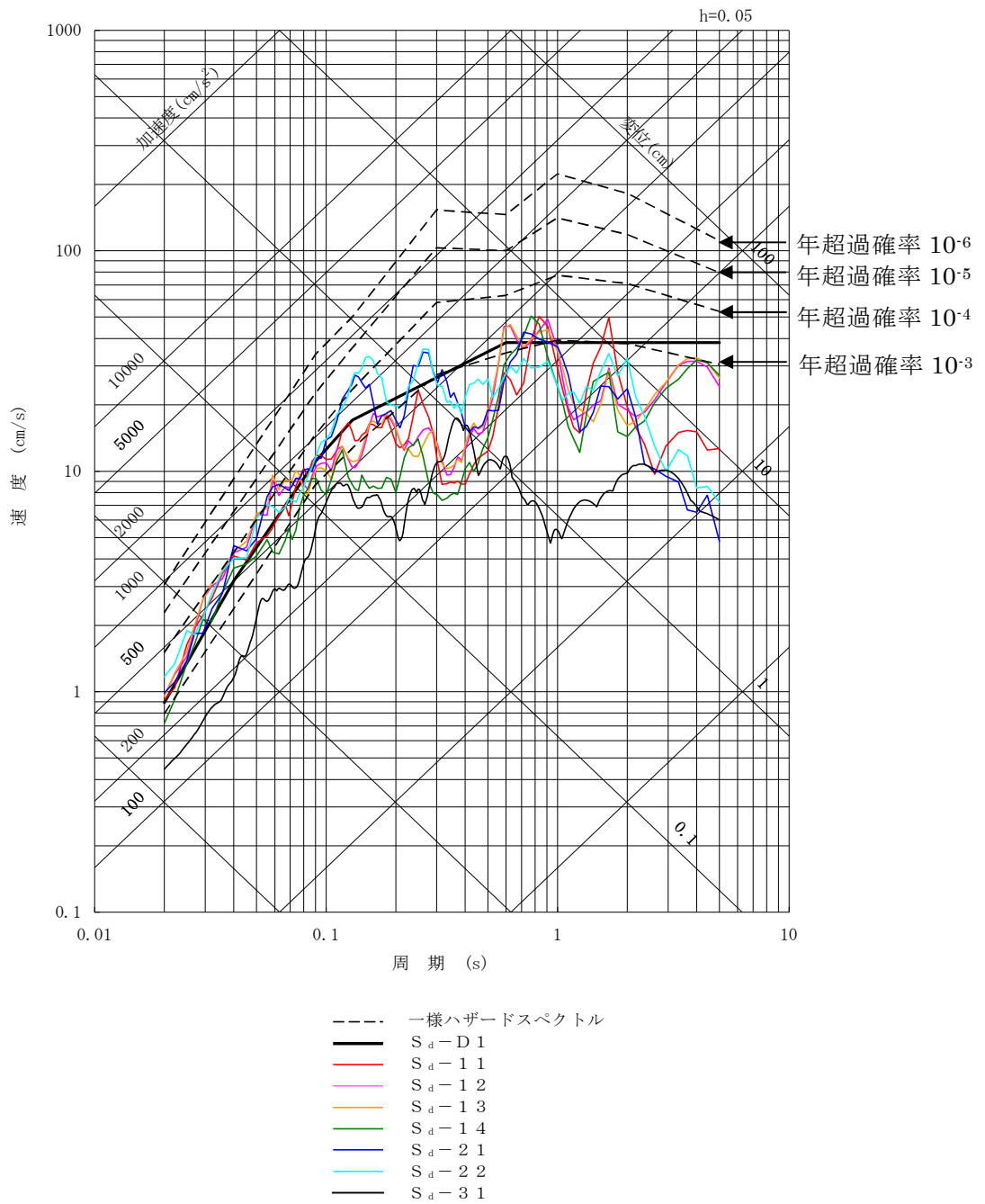


図4 一様ハザードスペクトルと弾性設計用地震動  $S_d$  の応答スペクトルの比較 (鉛直成分)

(参考2) 東海第二発電所における  $S_s$  の年超過確率

東海第二発電所における  $S_s$  の年超過確率は、図5、図6、図7及び図8より概ね  $10^{-4}$  /年  $\sim 10^{-6}$  年である。また、機器・配管系の固有周期については、主に周期1秒より短周期側にあることを考慮した場合の年超過確率は概ね  $10^{-4}$  /年  $\sim 10^{-5}$  /年である。いずれにおいてもJEAG4601に想定している  $S_2$  の発生確率 ( $5 \times 10^{-4}$  /年  $\sim 10^{-5}$  /年) より小さい。

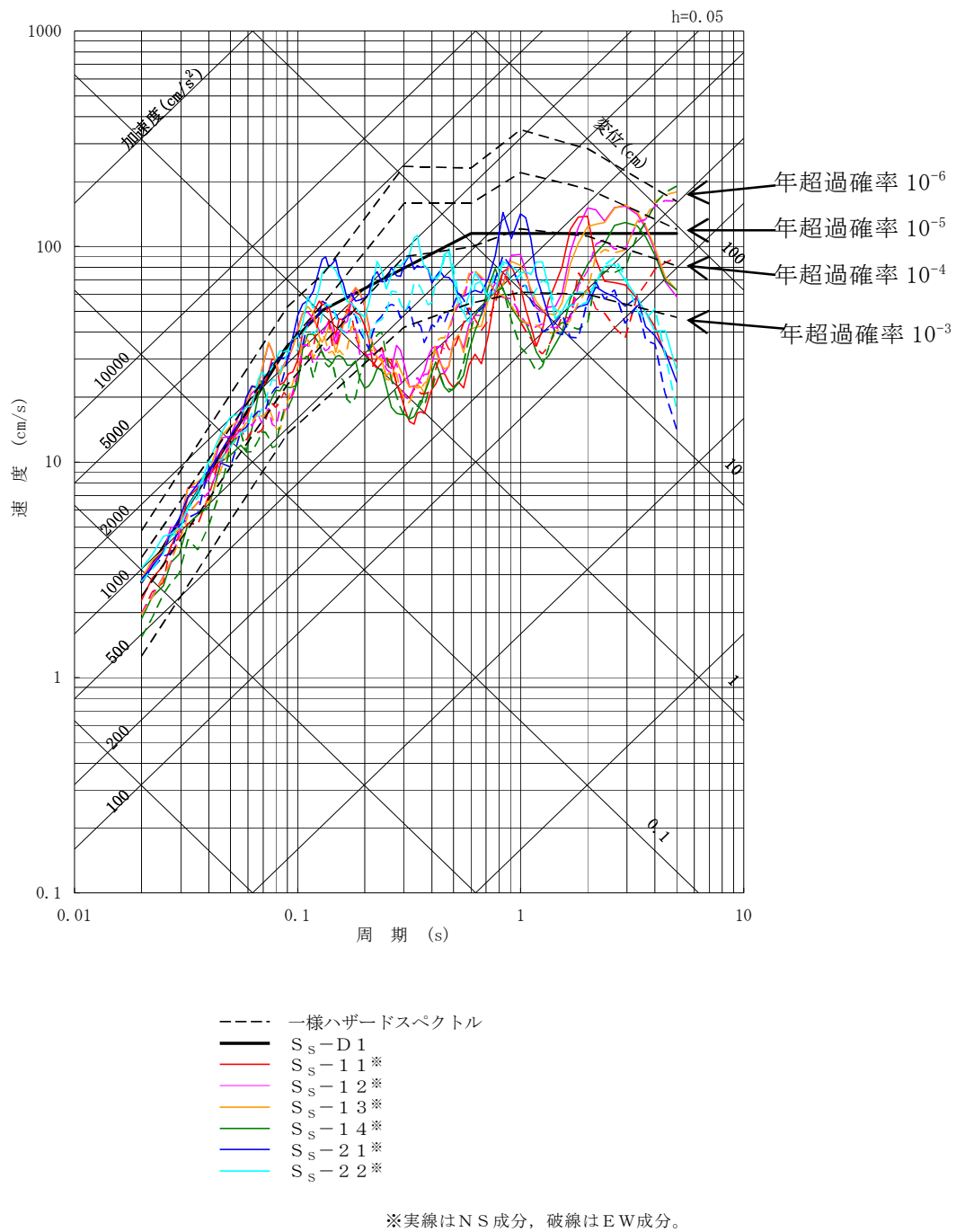


図5 一様ハザードスペクトルと基準地震動  $S_s-D1$ 、 $S_s-11$ ～ $S_s-22$ の応答スペクトルの比較（水平成分）

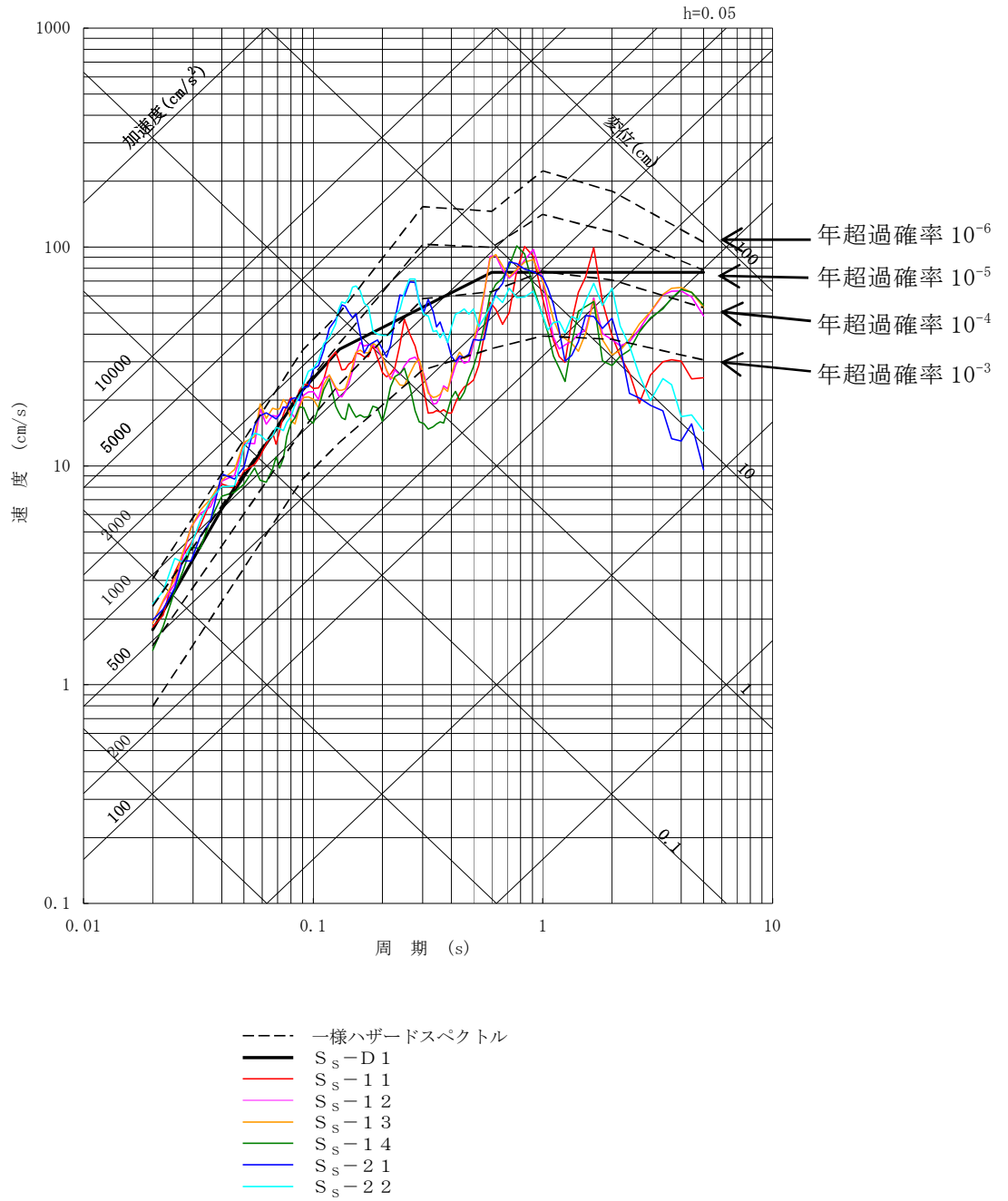


図6 一様ハザードスペクトルと基準地震動S<sub>s</sub>-D 1, S<sub>s</sub>-1 1~S<sub>s</sub>-2 2の応答スペクトルの比較 (鉛直成分)

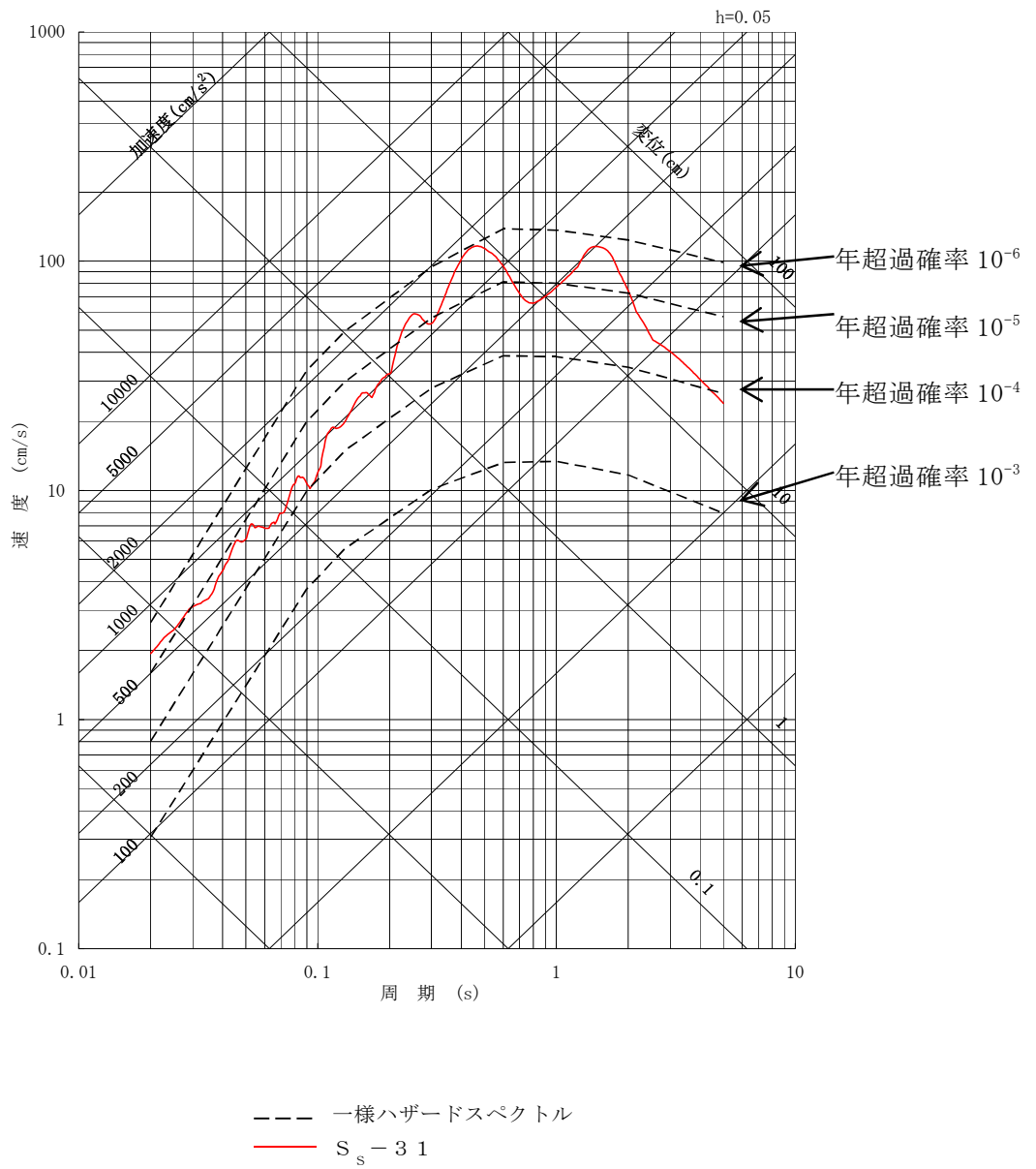


図7 内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルと基準地震動  $S_s - 3.1$  の応答スペクトルの比較 (水平成分)

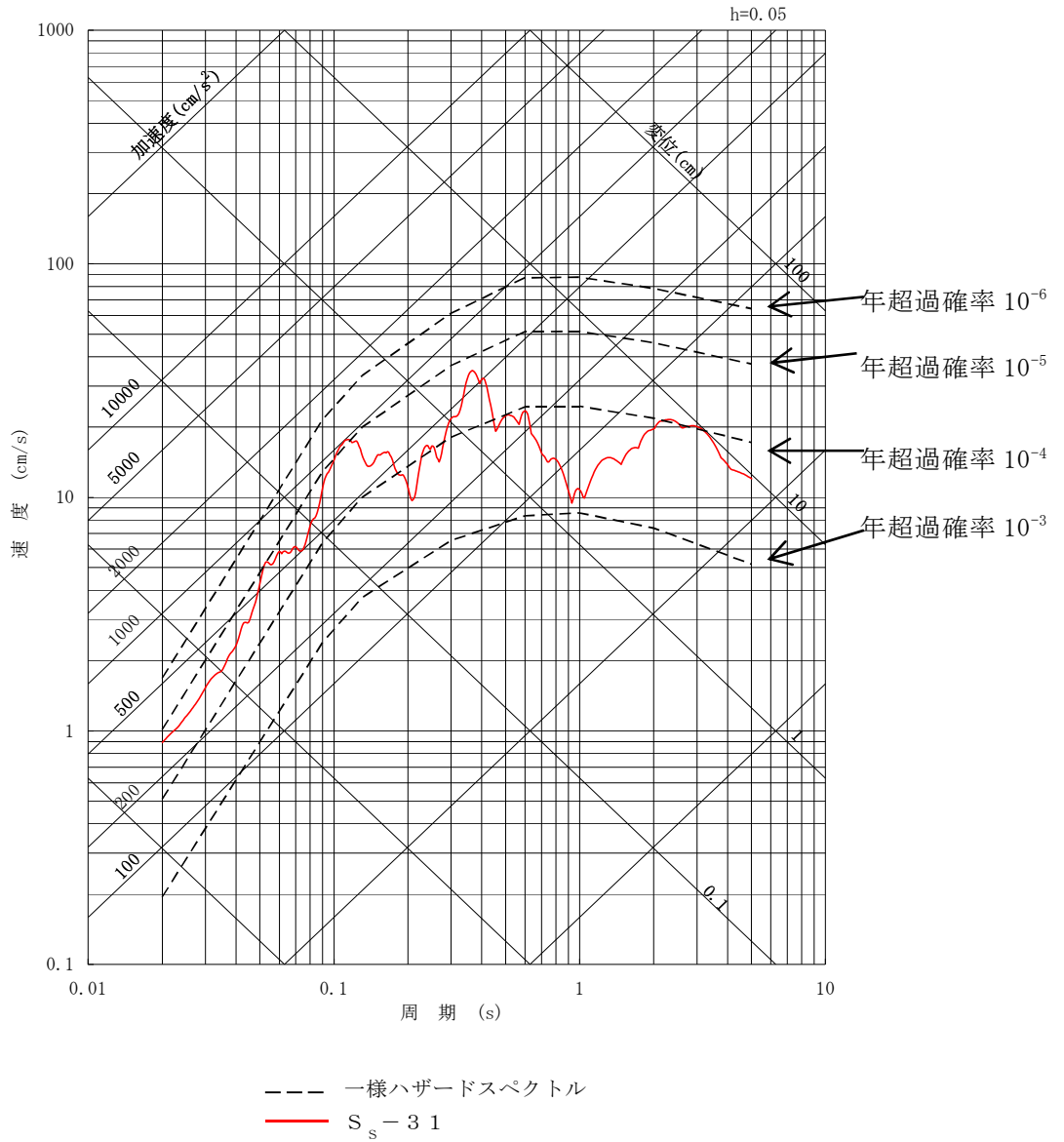


図 8 内陸地殻内地震の領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルと基準地震動  $S_s$  - 3 1 の応答スペクトルの比較 (鉛直成分)



### 3. 既工認及び今回の評価内容

既工認では、当時の指針等の考え方に基づき、各運転状態の事象とS1及びS2地震動とを組み合わせた評価を実施している。

今回の評価ではJEAG4601・補-1984の考え方に基づき、各運転状態I～IVの各事象と弾性設計用地震動 $S_d$ 及び基準地震動 $S_s$ とを組み合わせた評価を実施している。なお、弾性設計用地震動 $S_d$ は基準地震動 $S_s$ の係数倍にて定義していることから、設備の基準地震動 $S_s$ による発生値が、弾性設計用地震動 $S_d$ の評価時に用いる評価基準値（許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S）以下であれば、弾性設計用地震動 $S_d$ による発生値についても、評価基準値（許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S）以下となる。そのため、今回の評価における弾性設計用地震動 $S_d$ による評価については、基準地震動 $S_s$ における地震力を用いて評価（ $S_s$ による発生値と評価基準値（許容応力状態Ⅲ<sub>A</sub>S）による比較）し、評価基準値を満足することを確認した部位については、弾性設計用地震動 $S_d$ における地震力の評価を省略することを可能としている。

### 3.1 荷重の組合せ及び対応する許容応力状態

#### 3.1.1 記号の説明

(建設工認)

- D : 死荷重
- 0 : 運転荷重  
(LOCAを除く全ての運転条件を含む)
- 0<sup>′</sup> : 通常運転荷重
- L : 冷却材喪失事故時の荷重
- S<sub>1</sub> : 設計地震荷重
- S<sub>2</sub> : 0.27G地震時

(改造工認及び今回の評価)

- D : 死荷重
- P : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ、Ⅴは除く）における圧力荷重
- P<sub>D</sub> : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する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<sub>L</sub> : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故直後を除き、その後に生じている圧力荷重
- P<sub>L</sub><sup>\*</sup> : 冷却材喪失事故後最大内圧（クラスMC）
- M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態で（地震との組合せが独立な運転状態Ⅳ、Ⅴは除く）設備に作用している機械的荷重
- M<sub>D</sub> : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する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荷重
- M<sub>L</sub> : 地震との組合せが独立な運転状態Ⅳの事故直後を除き、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
- S<sub>1</sub><sup>\*</sup> : 水平地震力は、基盤入力最大加速振幅180 Galによる動的解析結果から得ら

れた地震力と静的震度から得られた地震力のうち大きい方の値とし、鉛直地震力は鉛直震度より定まる値

- $S_2$  : 水平地震力は、基盤入力最大加速振幅180 Galの1.5倍による動的解析結果から得られた地震力とし、鉛直地震力は鉛直震度より定まる値
- $S_{d^*}$  : 弾性設計用地震動 $S_d$ により定まる地震力又はSクラス設備に適用される静的地震力
- $S_s$  : 基準地震動 $S_s$ により定まる地震力
- $III_{AS}$  : 発電用原子力設備規格（設計・建設規格（2005年版（2007追補版含む。））  
J S M E S N C 1 - 2005/2007）（日本機械学会 2007年9月）（以下「設計・建設規格」という。）の供用状態C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の制限を加えた許容応力状態。
- $IV_{AS}$  : 設計・建設規格の供用状態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の制限を加えた許容応力状態。

3.1.2 第一種（クラス1）の評価

第一種（クラス1）											
評価 ケー ス	(1) JEAG4601・補-1984			(2) 既工認			(3) 今回の評価				
	荷重の組合せ	許容 応力 状態	荷重の組合せ	許容 応力 状態	備考	荷重の組合せ	許容 応力 状態	備考	荷重の組合せ	許容 応力 状態	備考
①	D+P+M+S <sub>1</sub>	Ⅲ <sub>A</sub> S	D+0+S <sub>1</sub>	—		D+P+M+S <sub>1</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S		D+P+M+S <sub>d</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S	
②	D+P <sub>L</sub> +M <sub>L</sub> +S <sub>1</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S <sup>※1</sup>	—	—		D+P <sub>L</sub> +M <sub>L</sub> +S <sub>1</sub> *	Ⅲ <sub>A</sub> S		D+P <sub>L</sub> +M <sub>L</sub> +S <sub>d</sub> *	Ⅳ <sub>A</sub> S <sup>※1</sup>	
③	D+P+M+S <sub>2</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S	D+0+S <sub>2</sub>	—		D+P+M+S <sub>2</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S		D+P+M+S <sub>S</sub>	Ⅳ <sub>A</sub> S	

※1：E C C S 及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものにあつてはⅢ<sub>A</sub>Sとする。

(1) JEAG4601における要求

JEAG4601においては、ケース①～③の3ケースについての考慮が求められている。

(2) 既工認での評価

建設工認において、ケース①、③の2ケースについて評価を実施している。なお、ケース③についてはA<sub>S</sub>クラス申請設備のみ評価を実施している。

改造工認においては、ケース①～③の3ケースについて評価を実施している。

(3) 今回の評価

今回の評価においては、ケース①～③の3ケースについて評価を実施している。なお、ケース②の許容応力状態についてはE C C S系においてはⅢ<sub>A</sub>S、E C C S系以外についてはⅣ<sub>A</sub>Sを考慮する必要があるが、P>P<sub>L</sub>、M=M<sub>L</sub>であることから、E C C S系（Ⅲ<sub>A</sub>S）についてはケース①に包絡される。また、ケース②のうちE C C S系以外（Ⅳ<sub>A</sub>S）については、ケース③に包絡される。（評価結果を表1、表2に示す。）

3・1・3 第二種容器(クラスMCの評価)

第二種 (クラス MC)									
評価 ケー ス	(1) JEAG4601・補-1984			(2) 既工認 建設工認			(3) 今回の評価		
	荷重の組合せ	許容 応力 状態	荷重の組合せ	許容 応力 状態	荷重の組合せ	許容 応力 状態	荷重の組合せ	許容 応力 状態	備考
①	D+P+M+S <sub>1</sub>	III <sub>A</sub> S	D+0'+S <sub>1</sub>	—	D+P+M+S <sub>d</sub> *	III <sub>A</sub> S			
②	D+P <sub>L</sub> +M <sub>L</sub> +S <sub>1</sub> * <sup>1</sup>	III <sub>A</sub> S	—	—	D+P <sub>L</sub> +M <sub>L</sub> +S <sub>d</sub> * <sup>1</sup>	III <sub>A</sub> S			
③	D+P <sub>L</sub> *+M <sub>L</sub> +S <sub>1</sub>	IV <sub>A</sub> S <sup>*2</sup>	D+0+L+S <sub>1</sub>	—	D+P <sub>L</sub> *+M <sub>L</sub> +S <sub>d</sub> *	IV <sub>A</sub> S <sup>*2</sup>			
④	D+P+M+S <sub>2</sub>	IV <sub>A</sub> S	D+0+S <sub>2</sub>	—	D+P+M+S <sub>S</sub>	IV <sub>A</sub> S			

※1: P<sub>L</sub>は, L O C A 後10<sup>-1</sup>年後の原子炉格納容器内圧を用いる。

※2: L O C A 後最大内圧 (P<sub>L</sub>\*) との組合せについてはIV<sub>A</sub>Sで評価を行う。

(1) JEAG4601における要求

JEAG4601においては, ケース①~④の4ケースについての考慮が求められている。

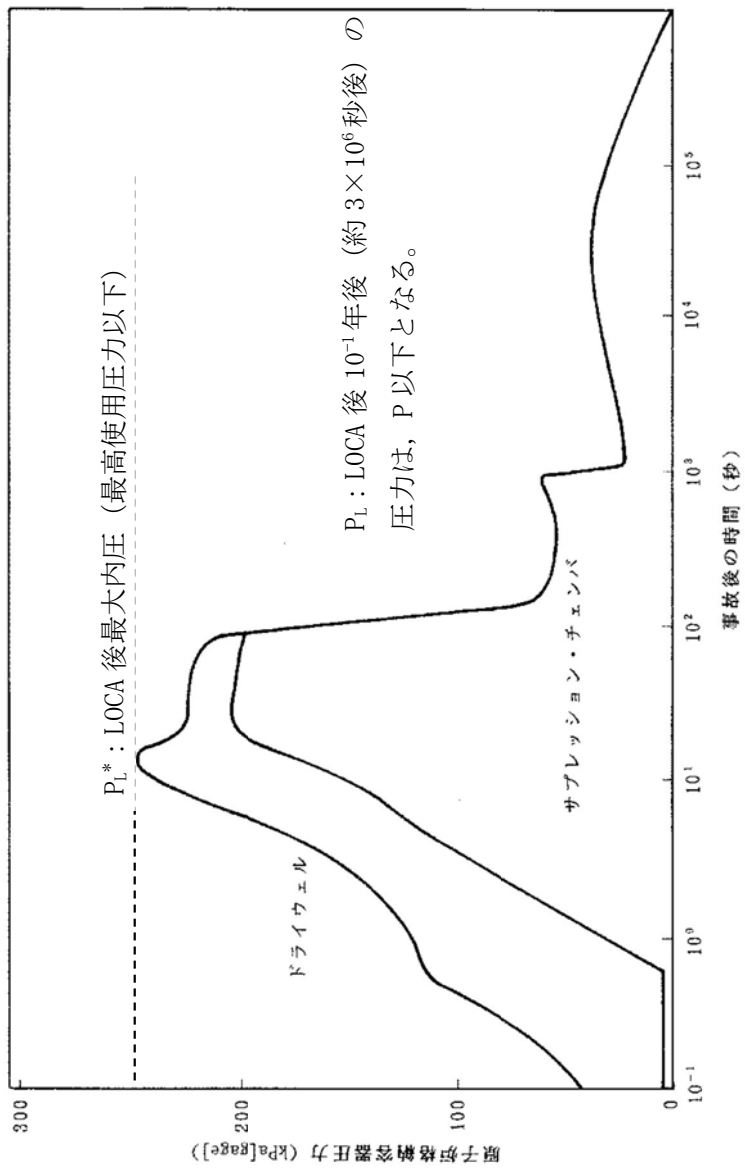
(2) 既工認(建設工認)での評価

建設工認においては, ケース①, ③及び④の3ケースについて評価を実施している。

(3) 今回の評価

今回の評価においては, ケース①, ③及び④の3ケースについて評価を実施している。②については, P<sub>L</sub><P, M<sub>L</sub><Mであることから, ケース②については, ケース①に包絡される。

また今回の評価において, 工認にはケース③及びケース④のうち, 発生値の大きい方を記載している。(評価結果を表3, 表4に示す。)



3.1.4 第三種, 第四種 (クラス2, 3) (ECCS機器) の評価

第三種, 第四種, (クラス2, 3) (ECCS機器)									
評価 ケース	(1) JEAG4601・補-1984			(1) 既工認			(3) 今回の評価		
	許容 応力 状態	荷重の組合せ	許容 応力 状態	荷重の組合せ	備考	許容 応力 状態	荷重の組合せ	備考	許容 応力 状態
①	III <sub>A</sub> S	D+0+S <sub>1</sub>	—	D+P <sub>b</sub> +M <sub>b</sub> +S <sub>1</sub> *	—	III <sub>A</sub> S	D+P <sub>b</sub> +M <sub>b</sub> +S <sub>1</sub> *	—	III <sub>A</sub> S
②	IV <sub>A</sub> S	D+0+S <sub>2</sub>	—	—	※1	—	—	※2	IV <sub>A</sub> S

※1: Asクラスとして分類されている機器について評価を実施している。

※2: Aクラスのため未実施

(1) JEAGにおける要求

第三種及び第四種設備のうちECCS機器は, JEAGにおいてAクラスの「(i) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後, 炉心から崩壊熱を除去するために必要な設備」として分類されており, ケース①の1ケースについての考慮が求められる。

○事故(運転状態IV (L) との荷重の組合せの考え方

ECCS機器は, 運転状態IVにおいて機能を要求される設備であり, 運転状態IVが設計条件となることから, 運転状態IVにより定められる最高圧力 (P<sub>b</sub>) 及び設計機械的荷重 (M<sub>b</sub>) を用いた評価を実施している。

(2) 既工認での評価

建設工認においては, ケース①, ②の評価を実施している。なお, ケース②については建設工認においてASクラスとして分類されている機器について評価を実施している。

(3) 今回の評価

耐震指針の改定により, 従来のAs, AクラスはSクラスに一本化されたことから, ECCS機器についてはケース①及び②の2ケースについて評価を実施している。(評価結果を表5, 表6に示す。)

3.1.5 第三種, 第四種, 第五種(クラス2, 3, 4) (ECCS 機器以外) の評価

第三種, 第四種, 第五種 (クラス2, 3, 4) (ECCS 機器以外)												
評価 ケー ス	(1) JEAG4601・補-1984			建設工認			改造工認			(3) 今回の評価		
	荷重の組合せ	許容 応力 状態	III <sub>A</sub> S	荷重の組合せ	許容 応力 状態	備考	荷重の組合せ	許容 応力 状態	備考	荷重の組合せ	許容 応力 状態	備考
①	D+P <sub>b</sub> +M <sub>b</sub> +S <sub>1</sub>	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	D+0+S <sub>1</sub>	—	—	D+P <sub>b</sub> +M <sub>b</sub> +S <sub>1</sub> *	III <sub>A</sub> S	—	D+PD+MD+S <sub>d</sub> *	III <sub>A</sub> S	—
②	D+P <sub>b</sub> +M <sub>b</sub> +S <sub>2</sub>	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	D+0+S <sub>2</sub>	—	※1	—	—	※2	D+PD+MD+S <sub>s</sub>	IV <sub>A</sub> S	—

※1: Asクラスとして分類されている機器について評価を実施している。

※2: Aクラスのため未実施

(1) JEAGにおける要求

JEAGにおいて第三種, 第四種設備は, ケース①, ②の2ケースについての考慮が求められており, 第五種設備についてはケース①の評価が求められている。なお, ケース②の組合せについてはASクラスの場合には評価を実施している。

(2) 既工認での評価

建設工認については, ケース①, ②の2ケースの評価を実施している。なお, ケース②の組合せについてはASクラスの場合には評価を実施している。

(3) 今回の評価

今回の評価においては, 耐震指針の改定により, 従来のA<sub>s</sub>, A<sub>s</sub>クラスはSクラスに一本化されたことから, ケース①, ②の2ケースについて評価を実施している。(評価結果を表7, 表8に示す。)



3.1.6 残留熱除去システム、低圧炉心システムトレーナ、高圧炉心システムトレーナの評価

クラス2									
評価 ケース	(1) JEAG4601・補-1984			(1) 既工認 改造工認			(3) 今回の評価		
	荷重の組合せ	許容 応力 状態	許容 応力 状態	荷重の組合せ	許容 応力 状態	許容 応力 状態	荷重の組合せ	許容 応力 状態	備考
①	$D+P_D+M_b+S_1$	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	$D+P_D+M_b+S_1^*$	III <sub>A</sub> S	III <sub>A</sub> S	$D+P_D+M_b+S_d$	III <sub>A</sub> S	
②	—	—	—	—	—	—	$D+P_L^{*1}+M_L^{*2}+S_d$	III <sub>A</sub> S	
③	$D+P_D+M_b+S_2$	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	$D+P_D+M_b+S_2$	IV <sub>A</sub> S	IV <sub>A</sub> S	$D+P_D+M_b+S_s$	IV <sub>A</sub> S	

※1：差圧荷重を荷重の組合せ時に考慮する。

※2：異物荷重を荷重の組合せ時に考慮する。

(1) JEAGにおける要求

JEAGにおいてクラス2設備については、ケース①及び③の2ケースについての考慮が要求されている。

(2) 既工認での評価

改造工認においては、ケース①及び③の2ケースについて評価を実施している。

(3) 今回の評価

JEAG4601に加えて、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号）に基づき、①、②、③の3ケースについて評価を実施している。（評価結果を表9、表10に示す。）

### 3.2 今回評価で用いた圧力荷重及び機械的荷重

荷重の組合せ評価に用いる圧力荷重（P等）及び機械的荷重（M等）については、JEAG4601・補-1984において、各設備種別ごとに整理されている。（下記JEAG4601・補-1984抜粋参照のこと。）

整理表に第一種（クラス1）及び第二種（クラスMC）については、圧力荷重（P,  $P_L$ ）及び機械的荷重（M,  $M_L$ ）を考慮し、第三種，第四種，第五種（クラス2, 3, 4）については最高使用圧力（ $P_d$ ）及び設計機械荷重（ $M_d$ ）を考慮した評価を実施することが記載されており、それに基づき適切に評価を実施している。次項以降に、第一種（クラス1）及び第二種（クラスMC）の評価に用いた設備種別ごとの具体的な荷重一覧表を示す。なお、第三，四，五種については、運転状態によらず最高使用圧力及び設計機械荷重を用いていることから、ここでの記載は省略する。

種別	型式	BWR	PWR
	荷重		
第1種	P	タービントリップ又は全給水流量喪失により生じている最高圧力による荷重	負荷喪失又は外部電源喪失により生じている最高圧力による荷重
	M	<ul style="list-style-type: none"> <li>○安全弁吹出時の反力荷重</li> <li>○ボルト締付力</li> <li>○スクラム反力等</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○安全弁吹出時の反力荷重</li> <li>○ボルト締付力等</li> </ul>
	P <sub>L</sub>	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及び機械的荷重	同 左
	M <sub>L</sub>		
第2種	P	地震と重ね合わせる必要のある事象における最大圧力荷重	地震と重ね合わせる必要のある事象における最大圧力荷重
	M	逃し安全弁開により生じる空気泡振動による荷重	特になし
	P <sub>L</sub>	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及び機械的荷重	同 左
	M <sub>L</sub>		
第3・4・5種	P <sub>d</sub>	最高使用圧力	
	M <sub>d</sub>	設計機械荷重	
炉心支持構造物	P	地震と組み合わせる必要のある事象における最大差圧	
	M	地震と組み合わせる必要のある事象における機械的荷重	
	P <sub>L</sub>	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及び機械的荷重	
	M <sub>L</sub>		
その支持内構造物 他の構造物・ポンプ弁	P <sub>d</sub>	最高使用圧力	
	M <sub>d</sub>	設計機械荷重	

●クラス1

今回クラス1 容器の評価に用いた数値

・ P =8.14MPa (領域A, B), 8.31MPa (領域C) M =2628kN\* (運転状態II : スクラム (原子炉給水ポンプ停止))

・ P<sub>L</sub>=7.24MPa (領域A, B), 7.41MPa (領域C), M<sub>L</sub>=0kN (運転状態IV : 冷却材喪失事故)

(※クラス1のうち原子炉圧力容器の下鏡に作用するスクラム反力)

運転状態	事象	設計過渡条件 (圧力)		地震と事象の組合せを独立事象とした場合 <sup>(1)</sup>		地震の従属事象としての適用の有無 <sup>(1)</sup>	備考
		初期圧力 (MPa)	ピーク時変動圧力 (MPa)	適用の有無	説明		
I 及び II	ボルト締付け	0.0	+0.0	-		-	
	耐圧試験 (最高使用圧力以下)	0.0	Ⓐ+7.63 Ⓑ+7.83 Ⓒ+7.97	-		-	
	起動 (昇温)	0.0	Ⓐ+7.24 Ⓒ+7.41	S d ○ S S ○	事象の継続時間は数時間程度。	×	
	起動 (タービン起動)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d ○ S S ○	事象の継続時間は数時間程度。	×	
	夜間低出力運転 (出力75%)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d ○ S S ○		×	
	週末低出力運転 (出力50%)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d ○ S S ○		×	
	制御棒パターン変更	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d ○ S S ○		×	
	給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d × S S ×	事象の継続時間は数分程度。	○	
	給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d × S S ×	事象の継続時間は数分程度。	○	
	スクラム (タービントリップ)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.85	S d ○ S S ×	最大圧力は1分以内。その後の状態は他の事象で考慮される。	○	
	スクラム (その他のスクラム)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d × S S ×	事象の継続時間は1分以内。	○	
	定格出力運転	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d ○ S S ○		×	
	停止 (タービン停止)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d ○ S S ○		×	
	停止 (高温待機)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d ○ S S ○		×	
	停止 (冷却)		+0.0	S d ○ S S ○	事象の継続時間は数時間程度。	×	
	停止 (容器満水)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d ○ S S ○		×	
	停止 (満水後冷却)		+0.0	S d ○ S S ○	事象の継続時間は数時間程度。	×	
	ボルト取外し	0.0	+0.0	-		-	
	燃料交換	大気圧	+0.0	S d ○ S S ○		×	
	スクラム (原子炉給水ポンプ停止)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.9	S d ○ S S ×	最大圧力は1分以内。その後の状態は他の事象で考慮される。	○	
スクラム (逃がし安全弁誤作動)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d × S S ×	圧力は低下する。	×		
III	スクラム (過大圧力)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+2.07	S d × S S ×	事象の継続時間は1分以内。	×	
	冷却材再循環系仕切弁誤作動 (冷状態)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d × S S ×	事象の継続時間は1分以内。	×	
	冷却材再循環ポンプ誤起動 (冷状態)	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d × S S ×	事象の継続時間は1分以内。	×	
IV	冷却材喪失事故	Ⓐ7.24 Ⓒ7.41	+0.0	S d ○ S S ×	長時間*継続するもの。 (*10 <sup>-1</sup> 年以上)	×	
試験状態	耐圧試験 (最高使用圧力を超えるもの)	0.0	Ⓐ+10.79 Ⓑ+10.99 Ⓒ+11.13	-		-	

(1) 地震と組み合わせた評価の要否について、JEAG4601・補-1984 記載内容を示している。

○印：地震と組み合わせた評価が必要なもの (他の独立事象又は従属事象で代表され、評価が不要なものも含む)

×印：独立事象として地震と重なる可能性がないもの、もしくは地震の従属事象でないもの。

(2) 原子炉圧力容器の下鏡に作用するスクラム反力

●クラスMC

今回評価で用いた数値

- ・ P =0.014MPa, M =0 kN (運転状態 I)
- ・ P<sub>L</sub>=0.255 MPa (ドライウエル), 0.196MPa (サプレッション・チェンバ), M<sub>L</sub> =0 kN (運転状態IV: 冷却材喪失事故)

運転状態	事象		地震と事象の組合せを独立事象とした場合 <sup>(1)</sup>		地震の従属事象としての適用の有無 <sup>(1)</sup>	備考
			適用の有無	説明		
I	ボルト締付け		S <sub>d</sub> ○ S <sub>s</sub> ○	-	×	
	耐圧試験 (最高使用圧力以下)					
	起動 (昇温)					
	起動 (タービン起動)					
	夜間低出力運転 (出力75%)					
	週末低出力運転 (出力50%)					
	制御棒パターン変更					
II	給水加熱機能喪失 (発電機トリップ)		S <sub>d</sub> ○ S <sub>s</sub> ○	主蒸気逃がし安全弁作動時の動荷重の考慮	○	
	給水加熱機能喪失 (給水加熱器部分バイパス)					
	スクラム (タービントリップ)					
	スクラム (その他のスクラム)					
	定格出力運転					
	停止 (タービン停止)					
	停止 (高温待機)					
	停止 (冷却)					
	停止 (容器満水)					
	停止 (満水後冷却)					
	ボルト取外し					
	燃料交換					
	スクラム (原子炉給水ポンプ停止)					
	スクラム (逃がし安全弁誤作動)					
III	スクラム (過大圧力)		S <sub>d</sub> ○ S <sub>s</sub> ○	主蒸気逃がし安全弁作動時の動荷重の考慮	○	
	冷却材再循環系仕切弁誤作動 (冷状態)					
	冷却材再循環ポンプ誤起動 (冷状態)					
IV	冷却材喪失事故		S <sub>d</sub> ○ S <sub>s</sub> ×	-	長時間*継続するもの。 (*10 <sup>-1</sup> 年以上)	

※: 格納容器貫通部に関しては、貫通部における配管の設計荷重を考慮している。

(1) 地震と組み合わせた評価の要否について、JEAG4601・補-1984記載内容を示している。

- : 地震と組み合わせた評価が必要なもの。(他の事象で代表され地震と組み合わせた評価が不要なものも含む。)
- ×: 地震と組み合わせた評価が不要なもの

### 3.3 弾性設計用地震動 S d による評価

弾性設計用地震動 S d による評価については「工事計画に係る補足説明資料（評価対象の網羅性，既工認との手法の相違点の整理について）」に示す。

今回の評価結果(クラス1:原子炉圧力容器)

表1 Ss地震による発生値と評価基準値Ⅲ<sub>A</sub>Sとの比較結果(ケース①の一例)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値		評価基準値		裕度
			MPa※1	MPa※1	MPa※1	MPa※1	
容器	原子炉圧力容器	胴板	一次一般膜応力		302		1.75
			一次膜＋一次曲げ応力		454		2.63
			一次＋二次応力		552		25.09
			疲労評価		0.0036		1

※1:疲労評価については単位なし

表2 Ss地震による構造強度評価結果(評価基準値Ⅳ<sub>A</sub>S)との比較結果(ケース③の一例)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値		評価基準値		裕度
			MPa※1	MPa※1	MPa※1	MPa※1	
容器	原子炉圧力容器	胴板	一次一般膜応力		326		1.89
			一次膜＋一次曲げ応力		490		2.84
			一次＋二次応力		552		14.15
			疲労評価		0.0036		1

※1:疲労評価については単位なし

今回の評価結果 (クラスMC:原子炉格納容器)

表3(1/4) Sd地震による発生値と評価基準値Ⅲ<sub>A,S</sub>との比較結果 (ケース①)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値		評価基準値	裕度
			MPa※1	MPa※1		
原子炉格納施設 原子炉格納容器 原子炉格納容器本体	円筒部と円錐部の接合部	膜+曲げ	47	344	7.31	
		一次+二次	88	393	4.46	
	円錐部の角度変化部	膜+曲げ	54	344	6.37	
		一次+二次	96	393	4.09	
	円錐部の板厚変化部	膜+曲げ	31	344	11.09	
		一次+二次	42	393	9.35	
	円錐部と円筒部の接合部	膜+曲げ	70	356	5.08	
		一次+二次	140	393	2.80	
	円筒部 (中央部)	一次一般膜	37	237	6.40	
		膜+曲げ	37	356	9.62	
	底部のフランジプレートとの接合部	一次+二次	52	393	7.55	
		膜+曲げ	42	356	8.47	
	上段ベームシートとの接合部	一次+二次	102	393	3.85	
		膜+曲げ	61	344	5.63	
	下段Aベームシート (補強板なし) との接合部	一次+二次	216	393	1.81	
		膜+曲げ	50	344	6.88	
	下段Aベームシート (補強板なし) との接合部	一次+二次	218	393	1.80	
		膜+曲げ	47	344	7.31	
	下段Bベームシートとの接合部	一次+二次	130	393	3.02	
		膜+曲げ	61	344	5.63	
接合部	一次+二次	370	393	1.06		

※1:座屈については単位なし



表3(2/4) Sd地震による発生値と評価基準値Ⅲ<sub>A</sub>Sとの比較結果(ケース①)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度	
			MPa※1	MPa※1		
原子炉格納施設	下部シアラグと格納容器同との接合部	膜+曲げ	54	344	6.37	
		一次+二次	206	393	1.90	
		膜+曲げ	96	344	3.58	
	上部シアラグと格納容器同との接合部	一次+二次	750	393	0.52※2	
		疲労評価	0.326	1	3.06	
		膜+曲げ	53	344	6.49	
	機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P5-1)	一次+二次	198	393	1.98	
		膜+曲げ	51	344	6.74	
		一次+二次	128	393	3.07	
	原子炉格納容器本体	機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P5-2)	膜+曲げ	72	344	4.77
			一次+二次	272	393	1.44
			膜+曲げ	71	344	4.84
	機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P6-1)	一次+二次	184	393	2.13	
		膜+曲げ	49	344	7.02	
		一次+二次	98	393	4.01	
機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P6-2)	膜+曲げ	62	344	5.54		
	一次+二次	424	393	0.92※2		
	疲労評価	0.022	1	45.45		

※1:座屈については単位なし

※2:一次+二次応力評価結果は評価基準値を満足しないが,設計・建設規格(JSME S N C 1-2005) PVB-3300に基づいて疲労評価を行い,この結果より耐震性を有することを確認した。

表3(3/4) Sd地震による発生値と評価基準値Ⅲ<sub>A</sub>Sとの比較結果(ケース①)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度
			MPa※1	MPa※1	
原子炉格納施設 原子炉格納容器 原子炉格納容器本体	サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	62	356	5.74
	アクセスハッチ本体と補強板との結合部 (P5-1)	一次+二次	274	393	1.43
	サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	71	356	5.01
	アクセスハッチ本体と補強板との結合部 (P5-2)	一次+二次	204	393	1.92
	サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	69	356	5.15
	アクセスハッチ本体と補強板との結合部 (P5-3)	一次+二次	208	393	1.88
	サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	79	356	4.50
	円筒胴と補強板との結合部 (P6-1)	一次+二次	240	393	1.63
	サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	54	356	6.59
	円筒胴と補強板との結合部 (P6-2)	一次+二次	156	393	2.51
	サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	104	356	3.42
	円筒胴と補強板との結合部 (P6-3)	一次+二次	302	393	1.30

※1:座屈については単位なし

表3(4/4) Sd地震による発生値と評価基準値Ⅲ<sub>s</sub>との比較結果(ケース①)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度	
			MPa※1	MPa※1		
原子炉格納容器	原子炉格納容器洞とスリーブとの接合部(X-31)	膜+曲げ	137	356	2.59	
		一次+二次	130	393	3.02	
	補強板取付部(X-31)	膜+曲げ	130	356	2.73	
		一次+二次	130	393	3.02	
	原子炉格納容器洞とスリーブとの接合部(X-34)	膜+曲げ	137	356	2.59	
		一次+二次	130	393	3.02	
	補強板取付部(X-34)	膜+曲げ	129	356	2.75	
		一次+二次	130	393	3.02	
	原子炉格納容器本体	原子炉格納容器洞とスリーブとの取付部(P1-A)	膜+曲げ	60	344	5.73
			一次+二次	272	393	1.44
		膜+曲げ	66	344	5.21	
	原子炉格納施設	原子炉格納容器洞とスリーブとの取付部(P1-B)	一次+二次	276	393	1.42
膜+曲げ			57	344	6.03	
原子炉格納容器洞とスリーブとの取付部(P1-C)		一次+二次	180	393	2.18	
補強板取付部(P2-A)	膜+曲げ	60	344	5.73		
	一次+二次	234	393	1.67		
補強板取付部(P2-B)	膜+曲げ	59	344	5.83		
	一次+二次	236	393	1.66		
補強板取付部(P2-C)	膜+曲げ	55	344	6.25		
	一次+二次	170	393	2.31		

※1:座屈については単位なし

表4(1/4) Sd地震及びSs地震による発生値と評価基準値IV<sub>A</sub>Sとの比較結果(ケース③及び④)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度
			MPa※1	MPa※1	
原子炉格納施設 原子炉格納容器 原子炉格納容器本体	円筒部と円錐部の接合部	膜+曲げ	131	380	2.90
		一次+二次	144	393	2.72
	円錐部の角度変化部	膜+曲げ	73	380	5.20
		一次+二次	156	393	2.51
	円錐部の板厚変化部	膜+曲げ	86	380	4.41
		一次+二次	90	393	4.36
	円錐部と円筒部の接合部	膜+曲げ	112	387	3.45
		一次+二次	284	393	1.38
	円筒部(中央部)	一次一般膜	82	258	3.14
		膜+曲げ	82	387	4.71
	底部のフランジプレートとの接合部	一次+二次	98	393	4.01
		膜+曲げ	66	387	5.86
	上段ビームシートとの接合部	一次+二次	186	393	2.11
		膜+曲げ	116	380	3.27
	下段Aビームシート(補強板なし)との接合部	一次+二次	286	393	1.37
		膜+曲げ	112	380	3.39
	下段Aビームシート(補強板なし)との接合部	一次+二次	324	393	1.21
		膜+曲げ	106	380	3.58
	下段Bビームシートとの接合部	一次+二次	210	393	1.87
		膜+曲げ	128	380	2.96
疲労評価	一次+二次	544	393	0.72※2	
	疲労評価	0.565	1	1.76	

※1:座屈については単位なし

※2:一次+二次応力評価結果は評価基準値を満足しないが, 設計・建設規格(JSME S NC 1-2005) PVB-3300に基づいて疲労評価を行い, この結果より耐震性を有することを確認した。

表4(2/4) Sd地震及びSs地震による発生値と評価基準値IV<sub>A</sub>Sとの比較結果(ケース③及び④)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度	
			MPa <sup>※1</sup>	MPa <sup>※1</sup>		
原子炉格納施設	下部シラグと格納容器同との接合部	膜+曲げ	86	380	4.41	
		一次+二次	334	393	1.17	
		膜+曲げ	144	380	2.63	
		一次+二次	982	393	0.40 <sup>※2</sup>	
		疲労評価	0.834	1	1.19	
		膜+曲げ	113	380	3.36	
	原子炉格納容器	機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P5-1)	一次+二次	362	393	1.08
			膜+曲げ	115	380	3.30
		機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P5-2)	一次+二次	232	393	1.69
			膜+曲げ	118	380	3.22
		機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P5-3)	一次+二次	462	393	0.85 <sup>※2</sup>
			疲労評価	0.269	1	3.71
原子炉格納容器本体	機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P6-1)	膜+曲げ	116	380	3.27	
		一次+二次	336	393	1.16	
	機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P6-2)	膜+曲げ	113	380	3.36	
		一次+二次	178	393	2.20	
	機器搬入用ハッチ本体と補強板との結合部 (P6-3)	膜+曲げ	112	380	3.39	
		一次+二次	718	393	0.54 <sup>※2</sup>	
		疲労評価	0.392	1	2.55	

※1:座屈については単位なし

※2:一次+二次応力評価結果は評価基準値を満足しないが, 設計・建設規格(JSME S NC 1-2005) PVB-3300に基づいて疲労評価を行い, この結果より耐震性を有することを確認した。

表4(2/4) Sd地震及びSs地震による発生値と評価基準値IV<sub>A</sub>Sとの比較結果(ケース③及び④)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値		評価基準値		裕度
			MPa※1	MPa※1	MPa※1	MPa※1	
原子炉格納施設	原子炉格納容器本体	サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	108	387	3.58	
		アクセスハッチ本体と補強板との結合部 (P5-1)	一次+二次	512	393	0.76※2	
		サブプレッション・チェンバ	疲労評価	0.257	1	3.89	
		アクセスハッチ本体と補強板との結合部 (P5-2)	膜+曲げ	123	387	3.14	
		サブプレッション・チェンバ	一次+二次	386	393	1.01	
		サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	120	387	3.22	
		アクセスハッチ本体と補強板との結合部 (P5-3)	一次+二次	412	393	0.95※2	
		サブプレッション・チェンバ	疲労評価	0.103	1	9.70	
		円筒胴と補強板との結合部 (P6-1)	膜+曲げ	138	387	2.80	
		サブプレッション・チェンバ	一次+二次	456	393	0.86※2	
		円筒胴と補強板との結合部 (P6-2)	疲労評価	0.035	1	28.57	
		サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	111	387	3.48	
原子炉格納容器	原子炉格納容器本体	円筒胴と補強板との結合部 (P6-2)	一次+二次	290	393	1.35	
		サブプレッション・チェンバ	膜+曲げ	176	387	2.19	
		円筒胴と補強板との結合部 (P6-3)	一次+二次	610	393	0.64※2	
		疲労評価	0.195	1	5.12		

※1:座屈については単位なし

※2:一次+二次応力評価結果は評価基準値を満足しないが, 設計・建設規格 (J S M E S N C 1 - 2005) PVB-3300に基づいて疲労評価を行い, この結果より耐震性を有することを確認した。

表4(4/4) Sd地震及びSs地震による発生値と評価基準値IV<sub>A</sub>Sとの比較結果(ケース③及び④)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度
			MPa※1	MPa※1	
原子炉格納施設	原子炉格納容器本体	原子炉格納容器洞とスリーブとの接合部(X-31)	176	356	2.02
		膜+曲げ			
		一次+二次	230	393	1.70
		膜+曲げ	166	387	2.33
		一次+二次	226	393	1.73
		膜+曲げ	176	356	2.02
		一次+二次	230	393	1.70
		膜+曲げ	166	387	2.33
		一次+二次	232	393	1.69
		膜+曲げ	112	344	3.07
		一次+二次	516	393	0.76※2
		疲労評価	0.238	1	4.20
		膜+曲げ	117	344	2.94
		一次+二次	524	393	0.75※2
		疲労評価	0.26	1	3.84
		膜+曲げ	96	344	3.58
		一次+二次	336	393	1.16
		膜+曲げ	104	380	3.65
		一次+二次	440	393	0.89※2
		疲労評価	0.045	1	22.22
		膜+曲げ	112	380	3.39
		一次+二次	446	393	0.88※2
		疲労評価	0.048	1	20.83
		膜+曲げ	98	380	3.87
一次+二次	320	393	1.22		

※1:座屈については単位なし

※2:一次+二次応力評価結果は評価基準値を満足しないが、設計・建設規格(JSME S NC 1-2005) PVB-3300に基づいて疲労評価を行い、この結果より耐震性を有することを確認した。

今回の評価結果 (クラス2 (ECCS機器): 残留熱除去系熱交換器)

表5 S d 又は静的震度による発生値と評価基準値Ⅲ<sub>A</sub>Sとの比較結果 (ケース①)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度	
			MPa	MPa		
原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	残留熱除去系熱交換器 (A号機)	胴板 (ラグ付根部)	一次一般膜	93	180	1.93
			一次	108	270	2.50
		一次+二次	74	360	4.86	
			一次一般膜	65	180	2.76
		一次	80	270	3.37	
			一次+二次	111	360	3.24
	残留熱除去系熱交換器 (B号機)	胴板 (ラグ付根部)	一次一般膜	93	180	1.93
			一次	107	270	2.52
		一次+二次	62	360	5.80	
			一次一般膜	65	180	2.76
		一次	84	270	3.21	
			一次+二次	169	360	2.13



表6 Ss地震による構造強度評価結果 (評価基準値IV<sub>AS</sub>) (ケース②)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度	
			MPa	MPa		
原子炉冷却系統施設 残留熱除去設備	残留熱除去系熱交換器 (A号機)	胴板 (ラグ付根部)	93	234	2.51	
		一次一般膜	110	351	3.19	
		一次	85	360	4.23	
		一次+二次	65	234	3.60	
		一次一般膜	81	351	4.33	
		一次	119	360	3.02	
	残留熱除去設備	胴板 (振れ止め付根部)	胴板 (ラグ付根部)	93	234	2.51
			一次一般膜	108	351	3.25
			一次	72	360	5.00
			一次+二次	65	234	3.60
			一次一般膜	85	351	4.12
			一次	185	360	1.94

今回の評価結果（クラス3(ECCS機器以外)：逃がし安全弁制御用アキュムレータ)

表7 S d又は静的震度による発生値と評価基準値Ⅲ<sub>A,S</sub>との比較結果(ケース①)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度
				MPa	MPa	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	胴板	一次一般膜	25	150	6.00
				26	225	8.65
				6	300	50.00
			一次一般膜			

表8 S<sub>s</sub>地震による構造強度評価結果(評価基準値Ⅳ<sub>A,S</sub>) (ケース②)

評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度
				MPa	MPa	
原子炉冷却系統施設	原子炉冷却材の循環設備	胴板	一次一般膜	25	248	9.92
				26	372	14.30
				11	300	27.27
			一次一般膜			

今回の評価結果（クラス2:残留熱除去系ストレーナ）

表9 Sd地震による構造強度評価結果（評価基準値Ⅲ<sub>A,S</sub>）（ケース①, ②）

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度	
			MPa	MPa		
原子炉冷却系 統施設  残留熱除去設備, 非常用炉心冷却設 備その他原子炉注 水設備	全ディスクセットの多孔プレート※2	膜応力+曲げ応力	116	143	1.23	
	ディスクセット間の円筒形多孔プレー ト※2	膜応力+曲げ応力	43	143	3.32	
	リブ※1	膜応力+曲げ応力	38	169	4.44	
	コンプレッションプレート※1, 2	膜応力+曲げ応力	17	169	9.94	
	フィンガ※1	膜応力+曲げ応力	34	169	4.97	
	ストラップ※1	膜応力+曲げ応力	21	169	8.04	
	フランジ※1	曲げ応力	68	169	2.48	
	取付ボルト※1	引張応力	12	157	13.08	

※1：ケース① (D+P<sub>0</sub>+M<sub>0</sub>+S<sub>0</sub>) における結果を示す。

※2：ケース② (D+P<sub>1</sub>+M<sub>1</sub>+S<sub>1</sub>) における結果を示す。

表10 Ss地震による構造強度評価結果 (評価基準値IV<sub>A</sub>S) (ケース③)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	裕度	
			MPa	MPa		
原子炉冷却系 統施設  残留熱除去設備, 非常用炉心冷却設 備その他原子炉注 水設備  残留熱除去 系ストレー ナ	全ディスクセットの多孔プレート	膜心力+曲げ応力	18	365	20.27	
	ディスクセット間の円筒形多孔プレート	膜心力+曲げ応力	36	365	10.13	
	リブ	膜心力+曲げ応力	48	395	8.22	
	コンプレッションプレート	膜心力+曲げ応力	20	395	19.75	
	フィンガ	膜心力+曲げ応力	43	395	9.18	
	ストラップ	膜心力+曲げ応力	27	395	14.62	
	フランジ	曲げ応力	85	395	4.64	
	取付ボルト	引張応力	16	210	13.12	