

本資料のうち、枠囲みの内容は、  
商業機密あるいは防護上の観点  
から公開できません。

資料番号	補足-421-6 改0
提出年月日	平成30年3月22日

工事計画に係る補足説明資料

強度に関する説明書のうち

補足-421-6【重大事故等クラス2機器であってクラス1機  
器の強度評価の方針について】

平成30年2月

日本原子力発電株式会社

## 1. はじめに

重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料及び構造については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成25年6月28日 原子力規制委員会規則第六号）第55条第1項第2号及び第5号に規定されており、適切な材料を使用し、十分な構造及び強度を有することが要求されている。具体的には、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下JSME）もしくは、施設時に適用された規格を用いて重大事故等時に機器が十分な強度を有することを確認する必要がある。

ここでは、東海第二で重大事故等クラス2であってクラス1機器の対象となる原子炉压力容器と重大事故等クラス2管でクラス1管に関する施設時の基準、建設時工認の評価状況の整理を行い、重大事故等時に機器が十分な強度を有することを示すための方針を記載する。

## 2. 施設時の要求と既工認の強度評価状況

原子炉压力容器と重大事故等クラス2管でクラス1管について施設時の基準と既工認の強度評価状況を表1に示す。施設時の基準では強度評価は、原子炉压力容器は応力評価、1種管は板厚評価が要求されており、既工認ではそれぞれ「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和45年通産省告示第501号 以下昭和45年告示）に基づき評価を実施している。尚、1種管については昭和45年告示で応力評価の要求はないが、ASMEを準用して応力評価を実施している。

表 1 施設時の要求と既工認の強度評価状況

	1種容器(原子炉压力容器)	1種管
施設時の基準 (昭和45年告示要求)	応力評価	板厚評価 (応力評価の要求はなし)
既工認の評価 (建設時から昭和55年前まで)	昭和45年告示で応力評価	昭和45年告示で板厚評価 ASMEを準用した応力評価
設計・建設規格の要求 (参考)	応力評価	板厚評価 応力評価

### 3. 重大事故等クラス2機器でクラス1機器の強度評価方針

施設時の基準，既工認の評価状況を踏まえて，重大事故等クラス2機器であってクラス1機器の強度評価方針を表2に示す。

原子炉圧力容器の重大事故等クラス2でクラス1機器としての強度評価は施設時の昭和45年告示での評価結果として既工認の評価結果があり，既工認の評価条件は重大事故等時の評価条件を包絡することを示した上で，既工認の結果を確認することで重大事故等時の評価を行う。

重大事故等クラス2管でクラス1管の強度評価は，施設時の規格（昭和45年告示）では，管に対する応力評価要求がないが，設計・建設規格では，応力評価の要求があることから，今後提出する耐震評価IV<sub>AS</sub>の評価条件が重大事故等時の評価条件を包絡することを示した上で，耐震評価IV<sub>AS</sub>の結果を確認することで重大事故等時の管の応力評価を行う。

重大事故等クラス2管でクラス1管の板厚評価は施設時の昭和45年告示での評価結果として既工認の評価結果があり，既工認の評価条件は重大事故等時の評価条件を包絡することを示した上で，既工認の結果を確認することで重大事故等時の評価を行う。

表2 重大事故等クラス2機器であってクラス1機器の強度評価方針

機器クラス	対象機器	施設時の基準で要求される評価	強度評価方針
重大事故等クラス2機器 であってクラス1機器	原子炉圧力容器	応力評価	既工認の評価条件が重大事故等時の評価条件を包絡することを示し，既工認の結果を確認することで重大事故等時の評価を行う
	重大事故等クラス2管 でクラス1管	応力評価 (昭和45年告示では評価要求なし，昭和55年告示，設計建設規格では評価要求あり)	今回の耐震評価(IV <sub>AS</sub> )の評価条件が重大事故等時の評価条件を包絡することを示し，耐震評価(IV <sub>AS</sub> )結果を確認することで重大事故等時の評価を行う
		板厚評価	既工認の評価条件が重大事故等時の評価条件を包絡することを示し，既工認の結果を確認することで重大事故等時の評価を行う

#### 4. 強度評価と耐震評価について

3. の強度評価方針に示すとおり、原子炉圧力容器については建設時工認の強度評価結果（耐震含む）を用いて重大事故等時の評価とすること、重大事故等クラス2管でクラス1管については、耐震評価IV<sub>AS</sub>の結果を用いて重大事故等時の評価とすることから、強度評価と耐震評価の関係について説明を行う。原子炉圧力容器、管の強度評価、耐震評価の項目は表3のとおりとなる。ここで、強度計算における応力評価と耐震計算における応力評価は同様な評価内容となるため、強度計算書の応力評価に係る部分については、耐震評価、強度評価等のうち厳しい条件を用いて評価を代替することができる。

表3 原子炉圧力容器、クラス1管の強度評価と応力評価の評価項目

	評価項目
強度計算	・ 応力計算（容器，クラス1管） ・ 板厚計算（クラス1管）
耐震計算	・ 応力計算（容器，クラス1管）

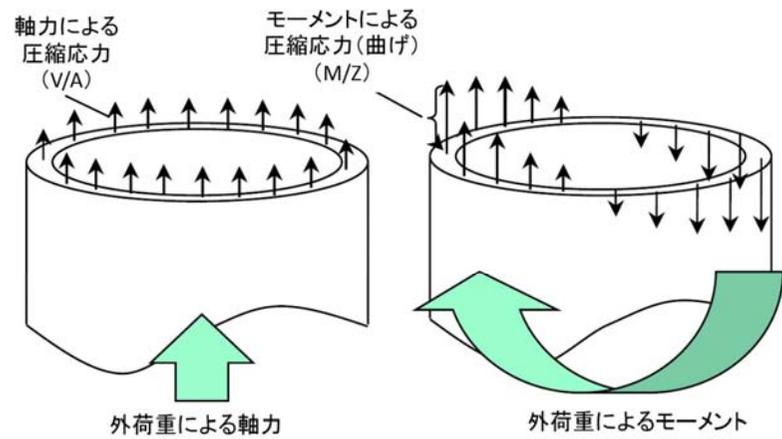
#### 5. 原子炉圧力容器の応力評価について

##### 5. 1 応力分類について

原子炉圧力容器の強度評価における建設時と重大事故等時（V<sub>A</sub>）の応力分類を表4に示す。胴に対する特別な応力（軸圧縮）以外については、重大事故等時（V<sub>A</sub>）の強度評価と建設時設計条件による強度評価、及び参考に示す耐震評価で同様の応力評価体系となる。尚、胴は内圧による引張り応力が作用し、死荷重や地震荷重による圧縮応力より大きいため、軸圧縮応力は支配的ではないため、特別な応力（軸圧縮）は現在の評価では省略可能と考える。原子炉圧力容器の特別な応力（軸圧縮）の概要を図1に、建設時の評価結果を図2に示す。

表 4 R P Vの強度評価, 耐震評価での評価項目と評価応力

No.	部位	A. 強度評価 (V <sub>A</sub> )	B. 強度評価 (建設時の設計条件)	比較結果	相違点の考察
1	胴	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> )	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> ) <u>特別な応力 (軸圧縮)</u>	建設時工認では, 特別な 応力 (軸圧縮) の評価を 実施している。	建設時は特別な応力として軸 圧縮応力評価を実施している。 ただし, 胴は内圧による引張り 応力が作用し, 死荷重や地震荷 重による圧縮応力より大きい ため, 軸圧縮応力は支配的では なく, 省略可能である。
2	下鏡板	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> )	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> )	相違なし	—
3	原子炉圧力容 器スカート	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> ) 特別な応力 (軸圧縮)	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> ) 特別な応力 (軸圧縮)		
4	制御棒駆動機 構ハウジング 貫通部	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> ) 特別な応力 (軸圧縮) 特別な応力 (外圧)	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> ) 特別な応力 (軸圧縮) 特別な応力 (外圧)		
5	原子炉圧力容 器ノズル	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> )	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> )		
6	ブラケット類 (給水スパー ジャブラケッ ト以外)	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> )	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> )		
7	給水スパー ジャブラケット	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> ) 特別な応力 (純せん断)	一次一般膜応力 (P <sub>m</sub> ) 一次膜+曲げ応力 (P <sub>L</sub> +P <sub>b</sub> ) 特別な応力 (純せん断)		



特別な応力(軸圧縮)は、上図に示す外荷重(軸力, モーメント)により発生する圧縮応力に対して規格に規定される許容値を満足する事を確認する評価である。

図 1 特別な応力(軸圧縮)の説明

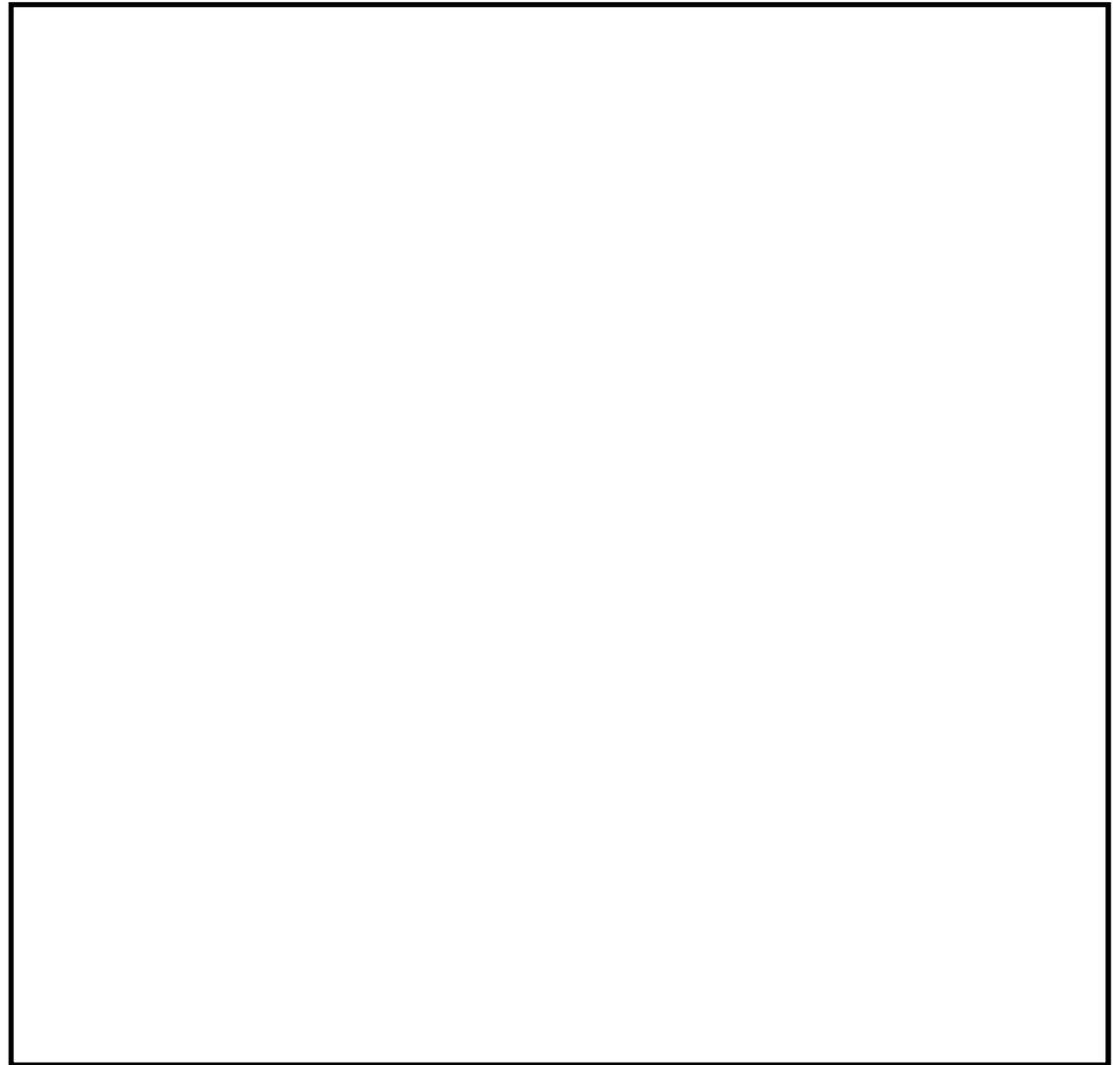


図 2 建設時工認の洞の軸圧縮評価結果とその他荷重による応力抜粋

5. 2 荷重の組合せについて

原子炉压力容器の重大事故等時（V）及び建設時の設計条件での強度評価の荷重の組み合わせを表 5 に示す。重大事故等時（V）の強度評価も建設時設計条件の強度評価も死荷重，圧力，外荷重（機械荷重，地震荷重）に分類される。

表 5 原子炉压力容器の強度評価，耐震評価時の荷重の組み合わせ

	A. 強度評価（V）	B. 強度評価 （建設時の設計条件）
原子炉压力容器の荷重の組み合わせ	$D+P_{SA}+M_L$ D: 死荷重 $P_{SA}$ : 重大事故等時に圧力 $M_L$ : 重大事故等時の機械荷重（ジェット荷重）※1	$D+P_d+M_d+S$ D: 死荷重 $P_d$ : 最高使用圧力 S: 設計地震動

※1：5. 6 表 7 に詳細を示す。

### 5. 3 応力算出方法の概要

原子炉圧力容器の強度評価及び耐震評価では、図 3 に示す建屋連成モデルにジェット荷重、地震荷重を入力することで出力される原子炉圧力容器部の質点での反力、モーメントをもとに、各部位での応力が算出される。算出された応力と許容値を比較することで強度評価、耐震評価を行う。適用される荷重が異なる場合（ジェット荷重や地震荷重）であっても、原子炉圧力容器部の質点で出力される反力、モーメントを比較することで原子炉圧力容器各部位での応力の大小関係を確認することができる。

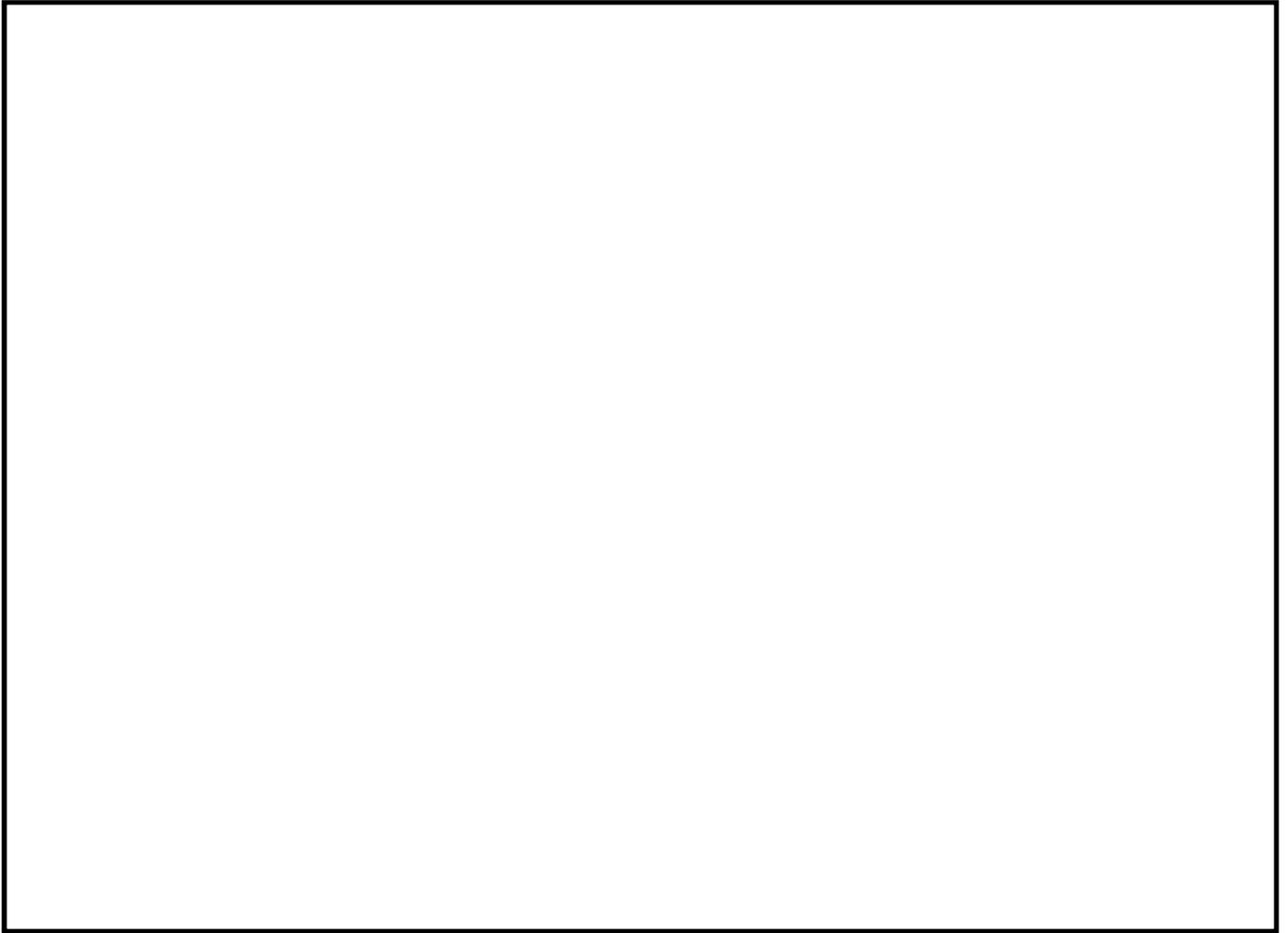
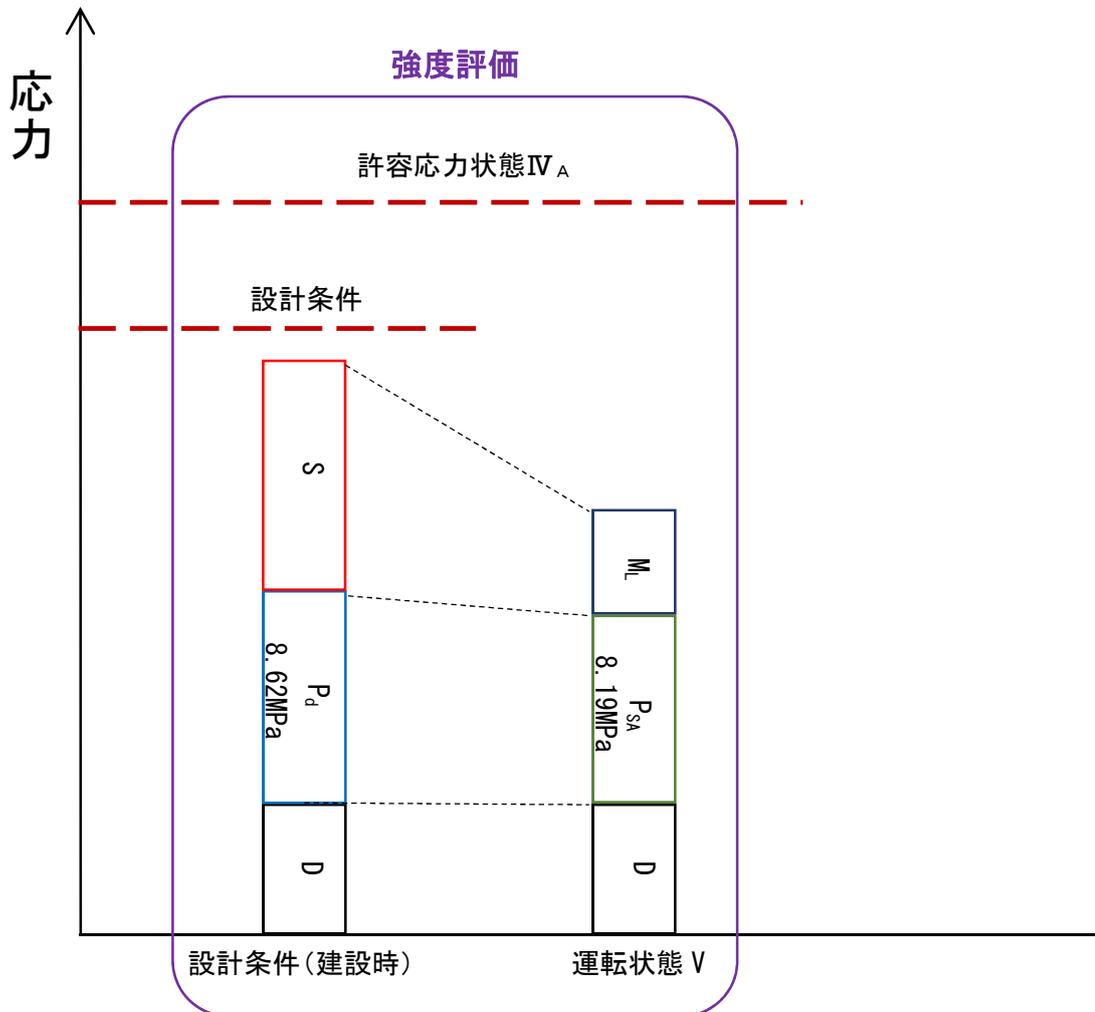


図 3 建屋連成モデルと地震、ジェット荷重入力点

#### 5. 4 算出応力の概要

5. 3の算出方法から求められた各応力について、図 4に重大事故等時（V）と設計条件（建設時）との比較を示す。Dの死荷重による求められた応力は重大事故等時（V）と設計条件（建設時）で同等である。圧力による応力については、5. 6表 7に示すとおり、設計条件の圧力が重大事故等時（V）の圧力を上回るため、設計条件の圧力による応力のほうが重大事故等時（V）よりも大きい。左記の状況から、外荷重である建設時の地震による応力と重大事故等時（V）で生じるジェット荷重による応力を比較することで建設時の設計条件による評価結果で重大事故等時（V）の評価を代替できる。



#### 応力分類：1次応力評価（胴板）

図 4 原子炉压力容器の1次応力の概念図（胴板）

#### 5. 5 既工認の許容値と重大事故等時の許容値の比較

表 6に既工認の許容値（昭和 45 年告示）と重大事故等時の許容値（設計・建設規格）を胴板を代表して示す。表 6 のとおり告示のほうが保守的な許容値を用いている。

表 6 既工認で用いた昭和 45 年告示と設計・建設規格の許容値

	一次一般膜応力 (Pm)	膜+曲げ応力 (PL+Pb)
昭和 45 年告示	Sm (184 MPa)	1.5Sm (276 MPa)
設計・建設規格	2/3Su (326 MPa)	$\alpha \cdot 2/3Su$ (470 MPa)

( )内は胴の許容応力例を示す。設計・建設規格は相当材の値を掲載している。

## 5. 6 原子炉圧力容器の SA クラス 2 で DB クラス 1 機器としての強度評価条件について

原子炉圧力容器の SA クラス 2 で DB クラス 1 機器としての強度評価は施設時の昭和 45 年告示での評価結果として既工認の評価結果があり，既工認の評価条件が重大事故等時の評価条件を包絡することを示した上で，既工認の結果を確認することで重大事故等時の評価を行う。以下に条件の比較を示す。

### (1) 既工認の評価条件と重大事故等時の評価条件の比較

原子炉圧力容器の応力評価に必要な評価条件として温度，圧力，外荷重について既工認の評価条件と重大事故等時の評価条件を表 7 に示す。圧力，温度については既工認の評価条件が重大事故時条件を包絡する。外荷重については，重大事故等時のうち LOCA 時注水機能喪失時に発生する配管破断によるジェット荷重が既工認の地震荷重に比べて小さいため既工認の評価条件が重大事故時条件を包絡すると考えており，重大事故等時の配管破断によるジェット荷重と既工認の地震荷重の定量的比較を現在整理している。

表 7 既工認と重大事故等時の評価条件

No.	状態 <sup>※1</sup>	圧力 <sup>※4</sup> (MPa)	温度 (°C)	外荷重	既工認評価条件との比較 <sup>※5</sup>
1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
3	全交流動力電源喪失(長期 TB)	8.16	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
6	崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
7	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
8	原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
<u>9</u>	<u>LOCA 時注水機能喪失</u>	7.79	295	<u>配管破断によるジェット荷重<sup>※3</sup></u>	<u>△</u>
10	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
11	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
<u>12</u>	<u>既工認の評価条件</u>	<u>8.62</u>	<u>302</u>	<u>地震荷重<sup>※3</sup></u>	—

※1：No. 1～11 までは，重要事故シーケンスの状態を示す。※2：配管破断を伴わない事故シーケンスであり，事故時荷重は生じない。 ※3：配管破断によるジェット荷重は地震荷重に比べて小さいことを整理している。※4：No. 1～11 は圧力容器ドーム圧を示す。※5：○→既工認の評価条件に包絡される。△→ジェット荷重は地震荷重の比較を実施している。

## 6. 管の応力評価について

### 6. 1 応力分類について

管の重大事故等時（V）と耐震評価（IV<sub>A</sub>S）での応力分類を表 8 に示す。強度評価と耐震評価は同様の応力分類で評価を行う。

表 8 管の応力分類

No.	部位	A. 強度評価（V）	耐震評価（IV <sub>A</sub> S）	相違点
1	管	一次応力	一次応力	なし

### 6. 2 荷重の組合せについて

管の強度評価と耐震評価の荷重の組み合わせを表 9 に示す。

重大事故等時（V）の強度評価も耐震評価（IV<sub>A</sub>S）も死荷重，圧力，外荷重（機械荷重，地震荷重）に分類される。

表 9 管の強度評価と耐震評価における荷重の組合せ

	A. 強度評価（V）	耐震評価（IV <sub>A</sub> S）
管の 荷重の組み合わせ	D+P+M D: 死荷重 P <sub>SA</sub> : 重大事故等時の圧力 M: 重大事故等時の機械荷重 (ジェット荷重) ※	D+P+S <sub>s</sub> D: 死荷重 P <sub>d</sub> : 最高使用圧力 S <sub>s</sub> : 基準地震動 S <sub>s</sub> の地震力 ※

※MS-SRV の取り付く配管モデルでは，機械荷重として SRV 吹き出し反力が入る。

### 6. 3 応力算出方法の概要

強度評価、耐震評価での管の応力は、図 5 に示すモデルから得られたモーメントをもとに算出される。強度評価においても、耐震評価においても同様なモデルを用いるため、重大事故等時の入力条件が耐震評価時の入力条件に包絡することを示すことで重大事故等時の評価を代替できる。

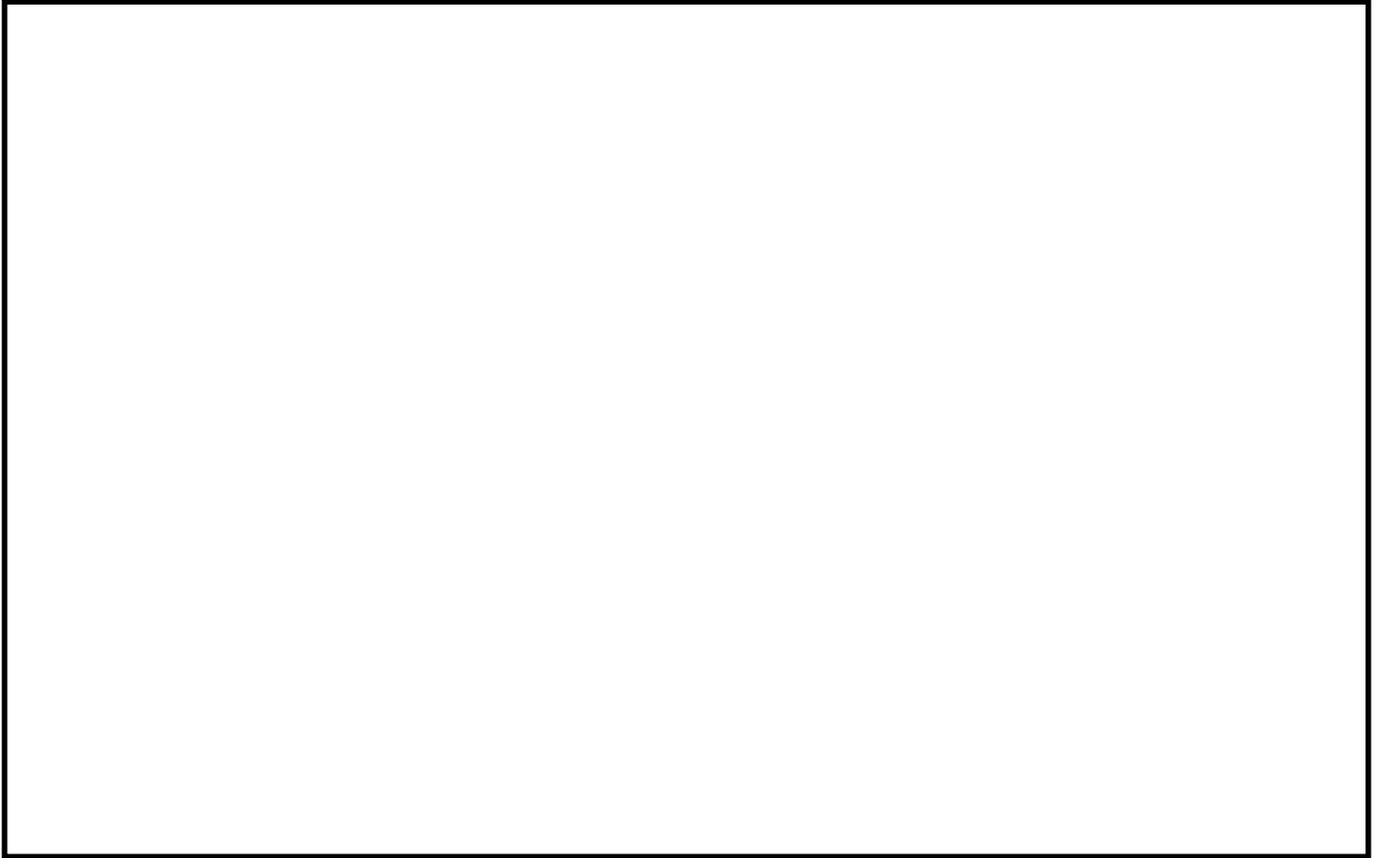
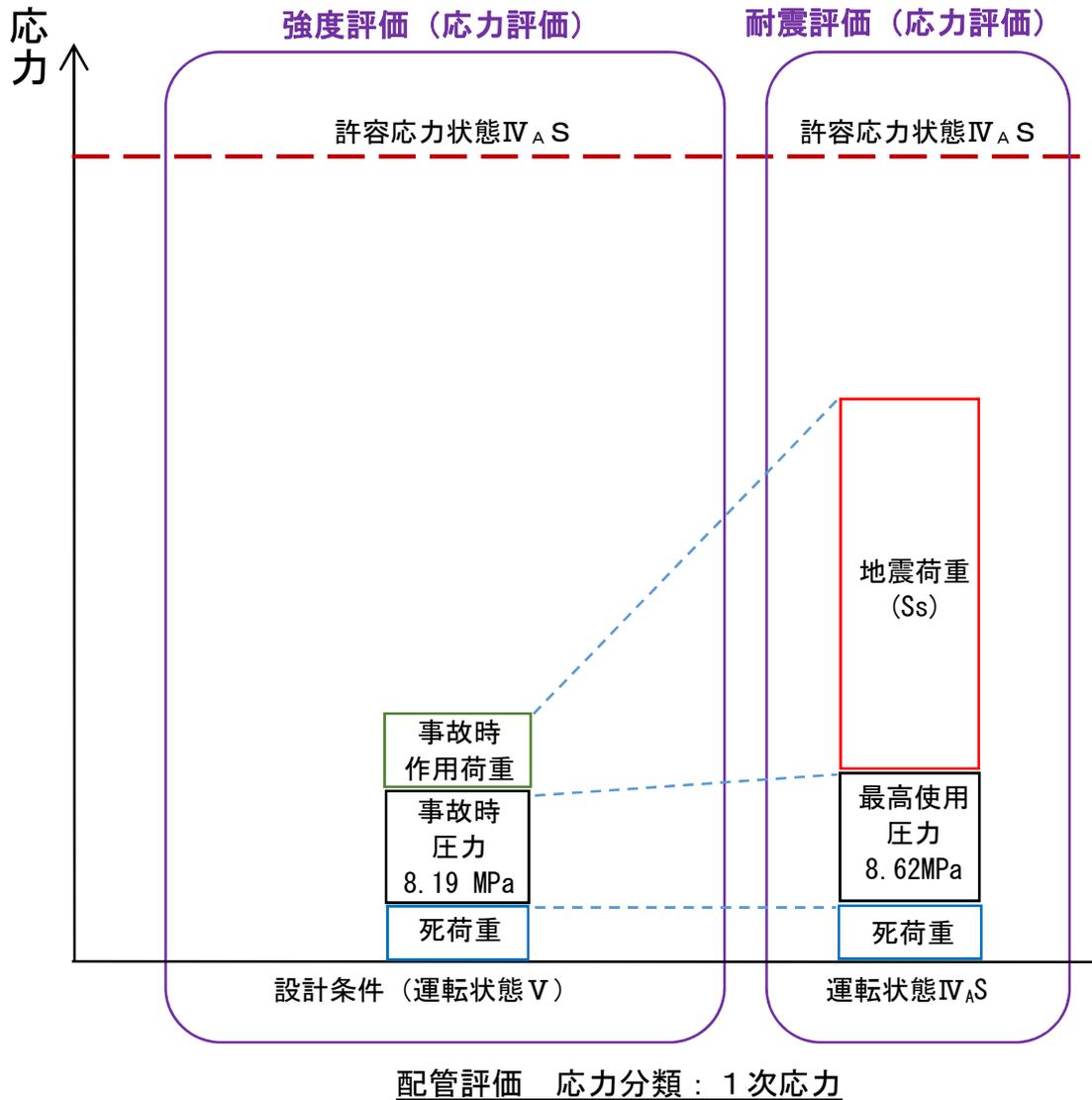


図 5 管の応力算出モデル

#### 6. 4 算出応力の概要

6. 3の算出方法から求められた各応力について、図 6に重大事故等時 (V) と耐震評価 (IV<sub>AS</sub>) との比較を示す。死荷重による求められた応力は重大事故等時 (V) と耐震評価 (IV<sub>AS</sub>) で同等である。圧力による応力については、6. 6 表 10 に示すとおり、耐震評価 (IV<sub>AS</sub>) の圧力が重大事故等時 (V) の圧力を上回るため、耐震評価 (IV<sub>AS</sub>) の圧力による応力のほうが重大事故等時 (V) よりも大きい。左記の状況から、外荷重である地震による応力と重大事故等時 (V) で生じるジェット荷重による応力を比較することで耐震評価 (IV<sub>AS</sub>) による評価結果で重大事故等時 (V) の評価を代替できる。



配管評価 応力分類：1次応力

図 6 管の1次応力の概念図

#### 6. 5 耐震評価IV<sub>AS</sub> と重大事故等時の強度評価の許容値について

耐震評価IV<sub>AS</sub> と重大事故等時の強度評価の許容値は、いずれも設計・建設規格のIV<sub>AS</sub> を用いるため同等と考える。管については、建設時に ASME を準用して応力評価を行っていることから、参考に建設時の許容値と設計・建設規格の許容値の比較を6. 7に示す。

## 6. 6 重大事故等クラス2管であってクラス1管の強度評価条件について

重大事故等クラス2管であってクラス1管の強度評価のうち応力評価については、施設時の規格（昭和45年告示）に応力評価要求がないが、設計・建設規格では応力評価の要求があるため、今後提出する耐震評価IV<sub>AS</sub>の評価条件が重大事故等時の評価条件を包絡することを示した上で、耐震評価IV<sub>AS</sub>の結果を確認することで重大事故等時の管の応力評価を行う。以下(1)に耐震評価IV<sub>AS</sub>の評価条件と重大事故等時の評価条件を示す。

尚、重大事故等クラス2管であってクラス1管の強度評価のうち板厚評価は施設時の昭和45年告示での評価結果として既工認の評価結果があり、(2)に示すとおり既工認の評価条件は重大事故等時の評価条件を包絡することから、既工認の結果を用いて重大事故等時の評価を行う。

### (1) 耐震評価IV<sub>AS</sub>の評価条件と重大事故等時の評価条件（応力計算）

管の応力評価に必要な評価条件として温度、圧力、外荷重について耐震評価IV<sub>AS</sub>の評価条件と重大事故等時の評価条件を表10に示す。圧力、温度についてはIV<sub>AS</sub>の評価条件が重大事故時条件を包絡する。外荷重については、重大事故等時のうちLOCA時注水機能喪失時に破断した配管にはジェット荷重が発生するが、強度評価を行う破断した配管以外の配管については、ジェットによる荷重の伝播による影響は小さいと考えられる。

表10 耐震評価IV<sub>AS</sub>と重大事故等時の評価条件

No.	状態 <sup>※1</sup>	圧力 <sup>※4</sup> (MPa)	温度 (°C)	外荷重	IV <sub>AS</sub> の評価条件との比較 <sup>※5</sup>
1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
3	全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
6	崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
7	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
8	原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
9	LOCA時注水機能喪失	7.79	295	配管破断によるジェット荷重あり <sup>※3</sup>	○
10	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
11	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故荷重は生じない <sup>※2</sup>	○
12	<u>IV<sub>AS</sub>の評価条件</u>	<u>8.62</u>	<u>302</u>	<u>地震荷重</u>	—

※1：No.1～11までは、重要事故シーケンスの状態を示す。※2：配管破断を伴わない事故シーケンスであり、事故時荷重は生じない。 ※3：配管破断が生じるが、破断により破断していない配管への影響は軽微と考える。 ※4：No.1～11は圧力容器ドーム圧を示す。 ※5：○→IV<sub>AS</sub>の評価条件に包絡される。

(2) 既工認の評価条件と重大事故等時の評価条件（板厚計算）

重大事故等クラス2管であってクラス1管の強度評価のうち板厚計算で評価条件となる温度，圧力について表11に既工認と重大事故等時の評価条件を示す。圧力，温度については既工認の評価条件が重大事故時条件を包絡する。

表 11 既工認と重大事故等時の評価条件

No.	状態 <sup>※1</sup>	圧力 <sup>※2</sup> (MPa)	温度 (°C)	既工認評価条件との比較 <sup>※3</sup>
1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	○
2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	○
3	全交流動力電源喪失(長期 TB)	8.16	298	○
4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	○
5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	○
6	崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失の場合)	7.79	295	○
7	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	○
8	原子炉停止機能喪失	8.19	298	○
9	LOCA 時注水機能喪失	7.79	295	○
10	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	○
11	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	○
<u>12</u>	<u>既工認の評価条件</u>	<u>8.62</u>	<u>302</u>	—

※1：No. 1～11 までは，重要事故シーケンスの状態を示す。

※2：No. 1～11 は圧力容器ドーム圧を示す。

※3：○→既工認の評価条件に包絡される。

## 6. 7 建設時 (ASME, 告示) と JSME の比較

建設時の評価に準用した ASME クラス 1 管の式について JSME クラス 1 管との比較を表 12 に示す。表 12 に示すとおり応力評価式については ASME と JSME でほぼ同等と考える。応力係数については JSME における「曲げ管または突合せ溶接式エルボ」と「突合せ溶接式ティー」の B1 係数は 0.5 であり、ASME1971, 1974 が 1.0 で大きいのが、ASME 1980 以降の B1 係数は 0.5 となっており JSME と同等である。尚、参考に (1) で応力係数の違いによる影響を確認した。

許容値については、表 13 に示すとおり炭素鋼については概ね建設時等時の告示と JSME は同等であり、その他は JSME に一致する許容値がないことから ASME の許容値を用いる方針としている。

### (1) B1 係数の違いに関する影響調査

ASME1971 及び 1974 の B1 係数は 1.0 であり、JSME の B1 係数は 0.5 である。ASME1980 以降は JSME と同様に 0.5 の B1 係数を用いているが、参考にクラス 1 配管のうち一次応力が比較的厳しい主蒸気系配管について、現状の JSME 評価結果を用いて B1 係数の違いによる影響を確認した。表 14 に示す影響確認結果から B1 係数の違いによる影響は小さいことを確認した。

### (2) 参考文献

- a. 「Boiler and Pressure Vessel Code Sec. III Div.1 1971, 1974 edition」(The American Society of Mechanical Engineers)
- b. 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005 年版 (2007 年追補版含む。)) <第 1 編軽水炉規格> J S M E S N C 1 - 2005/2007」(日本機械学会)

表 12 クラス1管 ASME と JSME の式の比較

比較項目	ASME	JSME	比較
応力算出式			<p>1次応力の評価式はASMEとJSMEで同様の式を用いている。</p>
応力係数			<p>上記の式で用いているB1, B2の応力係数は以下以外はASMEとJSMEでほぼ同等。</p> <p>「曲げ管または突合せ溶接式エルボ」と「突合せ溶接式テーパー」はASMEのほうがB1係数が大きいですが、ASME 1980以降のB1係数は0.5となりJSMEと同様となっている。応力評価へ及ぼす影響を表14で確認する。</p>

表 13 クラス 1 管 ASME と JSME の式の比較

比較項目	ASME (STS49, STPT49 は既工認で用いている昭和 45 年告示の値)	JSME	比較
許容値	<div style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p>※ 1 : ( ) 内の設計応力強さ kgf/mm<sup>2</sup> に×9.80665 を乗じて小数点以下を切り捨てた値。            ※ 2 : ( ) 内は建設時工認に記載の値から算出した Sm            ※ 3 : ASME に記載の PSI を MPa へ変換した値</p>	<div style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p>※ 4 : JSME 設計建設規格 2005/2007 付録材料図表の Sm 値を 302℃で線形補完した値。</p>	<p>炭素鋼については、単位系換算の桁処理により値が違 うが、昭和 4 5 告示と JSME はほぼ同等。</p> <p>AMSE 材については、JSME (JIS) と機械的性質が全く一致するものがないため、単純に比較することはできないが、評価において ASME 許容値を用いることとしているため問題ない。</p>

表 14 B1 係数の違いに関する影響調査

比較項目	ASME1971 及び 1974 の応力係数	JSME の応力係数
応力係数の違いによる一次応力	B1 応力係数が 1.0 の場合 <div data-bbox="257 284 1106 603" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div>	B1 応力係数が 0.5 の場合 <div data-bbox="1131 284 2128 603" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div>

## 重大事故等クラス2機器であってクラス1機器（原子炉容器及びクラス1管）の強度評価において考慮する事故シーケンスの考え方

原子炉容器及びクラス1管が有する原子炉冷却材圧力バウンダリ機能は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において、異常発生防止系として、その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器であると定義されている。このため、重大事故等クラス2機器としての強度評価においては、技術基準規則第54条に基づき、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第37条において、個別プラントの確率論的リスク評価を活用し、炉心の著しい損傷に至る可能性があると思定する事故シーケンスグループから選定された、重要事故シーケンスに基づく圧力・温度条件を考慮する。

なお、格納容器破損モードのうち、高圧溶融物／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）及び溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）は、炉心が損傷し、原子炉圧力容器の破損に至る事故シーケンスである。また、格納容器破損モードのうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼は、重大事故等対処設備を用いた原子炉注水により原子炉圧力容器の破損防止に成功する事故シーケンスであるが、大破断LOCAが発生し、炉心損傷に至る事象である。これら炉心損傷に至るとともに原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が喪失する格納容器破損モードの事故シーケンスについては、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能維持を確認する評価には適用しない。

重要事故シーケンスに基づく圧力・温度条件を表15に示す。これらの条件は昭和45年告示を適用した建設時強度評価の圧力・温度条件である8.62MPa及び302℃に包絡される。

表 15 重要事故シーケンスに基づく圧力・温度条件

No.	状態※ <sup>1</sup>	圧力※ <sup>1</sup> MPa [gage]	温度※ <sup>2</sup> °C
1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295
2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295
3	全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298
4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298
5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298
6	崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失の場合)	7.79	295
7	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障の場合)	7.79	295
8	原子炉停止機能喪失	8.19	298
9	LOCA時注水機能喪失	7.79	295
10	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295
11	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298

[建設時既工認の評価条件：圧力 8.62MPa, 温度 302°C]

※1 有効性評価解析における，原子炉圧力容器ドーム部圧力を示す。

※2 原子炉圧力容器ドーム部圧力に対する飽和温度を設定する。炉心損傷しない事故シーケンスにおいて，原子炉容器及びクラス1管に接触する冷却材は過熱状態とならないことから，飽和温度を考慮することは保守的な仮定である。