

本資料のうち、枠囲みの内容は、  
営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 4    |
| 提出年月日 | 平成 30 年 4 月 4 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 4 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圧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

原子炉圧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、原子炉圧力容器は応力評価、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(原子炉圧力容器) | 1種管                           |
|---------------------------|---------------|-------------------------------|
| 施設時の基準<br>(昭和45年告示要求)     | 応力評価          | 板厚評価<br>(応力評価の要求はなし)          |
| 既工認の評価<br>(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<br>ASMEを準用した応力評価 |
| 設計・建設規格の要求<br>(参考)        | 応力評価          | 板厚評価<br>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るが，昭和45年告示では供用状態の概念がないことから設計・建設規格を準用して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 $IV_{AS}$ 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 $IV_{AS}$ 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   | 設計・建設規格を準用して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<br>(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( $IV_{AS}$ )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( $IV_{AS}$ )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. 先行審査との比較

重大事故等クラス2でクラス1機器の評価方法について、3. に示す方法で強度評価を行う方針としていることについて、先行審査との比較を表3に示す。

原子炉圧力容器の評価方針については、美浜と同様にJSMEで評価を行う方針とする。ただし、美浜が一部既改造工認の評価結果を用いるため、運転状態Ⅲ、Ⅳの評価結果を用いた評価を実施しているのに対して、東海第二は重大事故等時の評価を行う。

管については美浜と同様にJSMEで評価を行う方針とするが、美浜は重大事故等時の評価の代わりに運転状態Ⅲ、Ⅳの評価を行うのに対して、東海第二は重大事故等時の評価の代わりにⅢAS、ⅣASの評価を行う方針とした。もともとBWRの配管評価については、PWRの配管評価よりも評価物量が多いことから、これまでの工事認可申請においても上記と同様により厳しい条件でⅢとⅢASをⅢASで、ⅣとⅣASをⅣASで合理的に評価を実施してきており、この手法を踏襲するものである。具体的には、表4にこれまでの工事認可申請での管の応力評価の掲載方法を示す。

ここで、3. の評価方針を採用するにあたり以下を確認する必要がある。

- ① 原子炉圧力容器のSA時の強度評価（応力計算）を、JSMEに従い評価を行うことの妥当性を確認する。
- ② 配管の強度評価（応力計算）を、耐震評価（ⅣAS）の設計条件（>SA時の設計条件（V））で評価を行うことの妥当性を確認する
- ③ 建設時ASMEに基づく評価を行っているものについて、JSMEを用いた評価を行うことの妥当性を確認する。

表 3 重大事故等クラス2機器でクラス1機器の評価方法に関する先行 PWR との違い及び確認事項について

|                                | 先行 PWR (美浜)  | 東海第二  | 確認すべき事項   |
|--------------------------------|--|---|---|
| 重大事故等<br>クラス2容<br>器でクラス<br>1容器 | 重大事故等時における使用圧力、使用温度及び重大事故荷重を上回る <u>運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価条件</u> に対して JSME PVB-3110 及び PVB-3120 (クラス1容器) に準じて、応力評価による強度評価を行っている。<br>尚、上述の評価条件及び判断基準を満たす既に実施された評価結果がある場合は、その評価結果の確認を実施する。 | <u>重大事故等時における使用圧力、使用温度及び重大事故荷重</u> に対して JSME PVB-3110 及び PVB-3120 (クラス1容器) に準じて、応力評価による強度評価を行う。                 | 基本的には美浜と同様の示し方である。ただし、既工認を用いた比較は実施しない。<br>・原子炉圧力容器の SA 時の強度評価 (応力計算) を、JSME に従い評価を行うことの妥当性を確認する。  |
| 重大事故等<br>クラス2配<br>管でクラス<br>1配管 | 重大事故等時における使用圧力、使用温度及び重大事故荷重を上回る <u>運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価条件</u> に対して JSME PPB-3500 (クラス1配管) に準じて、応力評価による強度評価を行っている。<br><u>尚、上述の評価条件及び判断基準を満たす既に実施された評価結果がある場合は、その評価結果の確認を実施する。</u>      | 重大事故等時における使用圧力、使用温度及び重大事故荷重を上回る <u>運転状態Ⅳ<sub>AS</sub></u> の評価条件に対して JSME PPB-3500 (クラス1配管) に準じて、応力評価による強度評価を行う。 | 基本の方針は美浜と同様の示し方である。以下2点を確認する。<br>・配管の強度評価 (応力計算) を、耐震評価 (Ⅳ <sub>AS</sub> ) の設計条件 (>SA 時の設計条件 (V)) で評価を行うことの妥当性を確認する<br>・東海第二については、施設時規格がないため ASME を準用して評価を実施していた。このため、建設時 ASME に基づく評価を行っているものについて、JSME を用いた評価を行うことの妥当性を確認する |

表 4 これまでの BWR 配管の工事認可申請での強度評価の示し方

| 運転状態                        | 工認申請書への掲載方法  |
|-----------------------------|--|
| I (供用状態 A)                  | 添付 応力耐震計算書の中で、応力評価結果を掲載  |
| II (供用状態 B)                 |  |
| III (供用状態 C)                | 添付 応力耐震計算書の中で、より厳しい III <sub>AS</sub> の評価を代替して掲載   |
| IV (供用状態 D)                 | 添付 応力耐震計算書の中で、より厳しい IV <sub>AS</sub> の評価を代替して掲載  |
| III <sub>AS</sub> (供用状態 Cs) | 添付 応力耐震計算書に掲載。本来は「(運転状態 I, II) + 地震」の組み合わせだが、III の強度評価を包絡した評価とするため、「(運転状態 I ~ III を包絡する温度, 圧力) + 地震」としている。 |
| IV <sub>AS</sub> (供用状態 Ds)  | 添付 応力耐震計算書に掲載。本来は「(運転状態 I, II) + 地震」の組み合わせだが、IV の強度評価を包絡した評価とするため、「(運転状態 I ~ IV を包絡する温度, 圧力) + 地震」としている。   |

5. 原子炉压力容器の評価方法

原子炉压力容器の重大事故等時の強度評価（応力計算）を、JSMEに従い評価を行うことの妥当性を確認する。

5. 1 重大事故等時と建設時の強度計算の整理

以下に原子炉压力容器の胴を代表として、重大事故等時（JSME）と建設時（告示 501）の強度計算を整理した。胴以外の部位については、別紙 1 に示す。評価応力については、JSME と告示 501 号で同等である。

5. 1. 1 重大事故等時の原子炉压力容器の評価（PVB-3111 準用）

(1) 評価応力

重大事故等時の強度評価としては、以下に示す JSME の供用状態 D の一次応力を準用して応力評価を行うことが要求事項と考える。

PVB-3111

(3) 供用状態 D における応力強さ

a. 一次一般膜応力強さ：Pm

(a) オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金以外の材料

$$P_m \leq \frac{2}{3} S_u \quad (\text{PVB-13})$$

c. 一次膜＋一次曲げ応力強さ：P<sub>L</sub>＋P<sub>b</sub>

(a) オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金以外の材料

$$P_L + P_b \leq \alpha \left( \frac{2}{3} S_u \right) \quad (\text{PVB-17})$$

α：純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比または 1.5 のいずれか小さい方の値

(2) 評価する荷重

上記で一次一般膜応力、一次膜＋一次曲げ応力を求めるときに考慮する荷重を表 5 に示す。

表 5 原子炉压力容器の強度評価の荷重の組み合わせ（重大事故等時）

|                           | 強度評価（V）  |
|---------------------------|--|
| 原子炉压力容器の<br>重大事故等時の考慮する荷重 | D+P <sub>SA</sub> +M <sub>L</sub><br>D: 死荷重<br>P <sub>SA</sub> : 重大事故等時の圧力<br>M <sub>L</sub> : 重大事故等時の機械荷重（ジェット荷重） |

### (3) 応力算出方法

各荷重に対する応力算出方法は JSME には規定されていなく、一般的な機械工学便覧等の式等を用いる。ここで、発生する応力はいずれも圧力、荷重（モーメント含む）に比例しており、圧力、荷重（モーメント含む）が大きければ、発生する応力は大きくなることわかる。

表 6 原子炉圧力容器 胴の応力算出方法（重大事故等時）

|  |
|--|
|  |
|--|



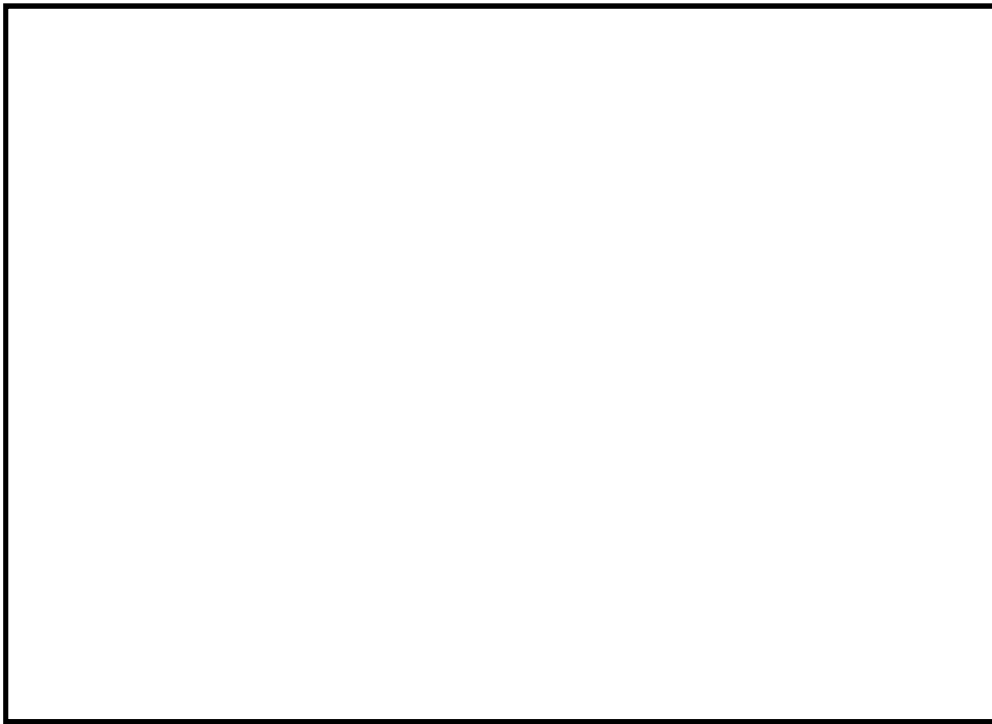


図 1 機械荷重における F や M を算出する RPV-建屋連成モデル

#### 5. 1. 2 建設時の原子炉圧力容器の評価（昭和 45 年告示）

##### (1) 評価応力（昭和 45 年告示）

建設時の昭和 45 年告示の応力評価要求は以下の記載となり、JSME を同様な応力分類で制限をしている。ただし、許容値については告示では供用状態の概念がまだないため、設計条件として応力を制限している。告示と JSME の許容値の違いを 5. 2 に示す。

また、建設時の評価では、特別な応力として（軸圧縮）の評価を実施しているが、図 2 に表わす通り、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が、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、現在の JSME 評価では省略されている。

昭和 45 年告示 抜粋

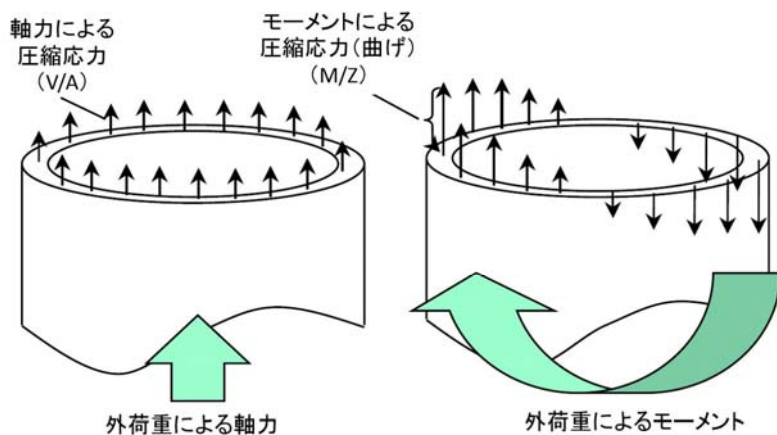
##### 第 13 条

イ 応力解析による一次応力強さ、2 次応力強さ及びこれらの組合せによる応力強さは、次の値をこえないこと。

（イ）最高使用圧力および自重その他の機械荷重により生じる一次一般膜応力強さは、別表第 1 に定める値

（ハ）最高使用圧力および自重その他の機械荷重により生じる一次膜応力と一次曲げ応力を加えて求めた応力強さは、別表第 1 に定める値の 1.5 倍の値

ここで別表第 1 は、設計応力強さ（ $S_m$ ）を示す。



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 2 特別な応力(軸圧縮)の説明

(2) 評価する荷重

建設時の一次一般膜応力, 一次膜+一次曲げ応力を求めるときに考慮する荷重を以下に示す。評価荷重については重大事故等時と同様の荷重(死荷重, 内圧, 機械荷重)+地震荷重となっている。

表 7 原子炉压力容器の強度評価時の荷重の組み合わせ(建設時設計)

|                     | 強度評価(建設時の設計条件)   |
|---------------------|--|
| 原子炉压力容器の<br>建設時設計荷重 | $D+P_d+M_d+S$<br>D: 死荷重<br>$P_d$ : 最高使用圧力<br>$M_d$ : 機械荷重<br>S: 設計地震動による荷重 |

### (3) 応力算出方法

応力算出方法は下表のとおりとなる。各荷重に対する応力算出方法は告示に規定されていなく、一般的な工学式（当時の ASME 等）を用いる。ここで、発生する応力はいずれも圧力、荷重（モーメント含む）に比例しており、圧力、荷重（モーメント含む）が大きければ、発生する応力が大きくなることがわかる。

表 8 原子炉圧力容器 胴の応力算出方法（建設時）

|  |
|--|
|  |
|--|

## 5. 2 施設時の許容値と JSME 許容値との比較

表 9 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）を示す。施設時は設計条件に対する許容値のため、供用状態の概念がなく保守的な値を用いている。尚、Sm 値自体については告示と JSME で差がないことを確認した。

表 9 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) <sup>※2</sup> | 1.5Sm (276 MPa)                |
| 設計・建設規格   | 2/3Su (326 MPa)            | $\alpha \cdot 2/3Su$ (470 MPa) |

※1：( )内は胴 (SQV1A) の許容応力例を示す。

※2：設計・建設規格での Sm も 184 MPa で告示と同等である。

## 5. 3 重大事故等時の条件が設計条件（原子炉压力容器）へ包絡性されていることの確認

原子炉压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、重大事故等時のうち No. 8 の原子炉停止機能喪失が事故シーケンスの中で大きい。外荷重としては、No. 9 の LOCA 時注水機能喪失で発生する配管破断によるジェット荷重が生じる。このため、重大事故等時の評価では、No. 8 の温度、圧力条件と No. 9 の外荷重を用いた評価を行う。

表 10 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><br>(MPa) | 温度<br>(°C) | 外荷重                               |
|----------|------------------------|---------------------------|------------|-----------------------------------|
| 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              | <u>8.19</u>               | 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> |
| 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>           |

※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 は压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。

#### 5. 4 重大事故等時の条件と建設時設計条件での応力関係

重大事故等時の条件での応力関係を以下に示す。ここで、死荷重は重大事故等時と同様、圧力は原子炉停止機能喪失が大きい。事故時作用荷重は、LOCA注水機能喪失時にジェット荷重が生じる。このため、重大事故等時の評価では、原子炉停止機能喪失時の圧力条件とLOCA注水機能喪失時の外荷重を用いた評価を行う。

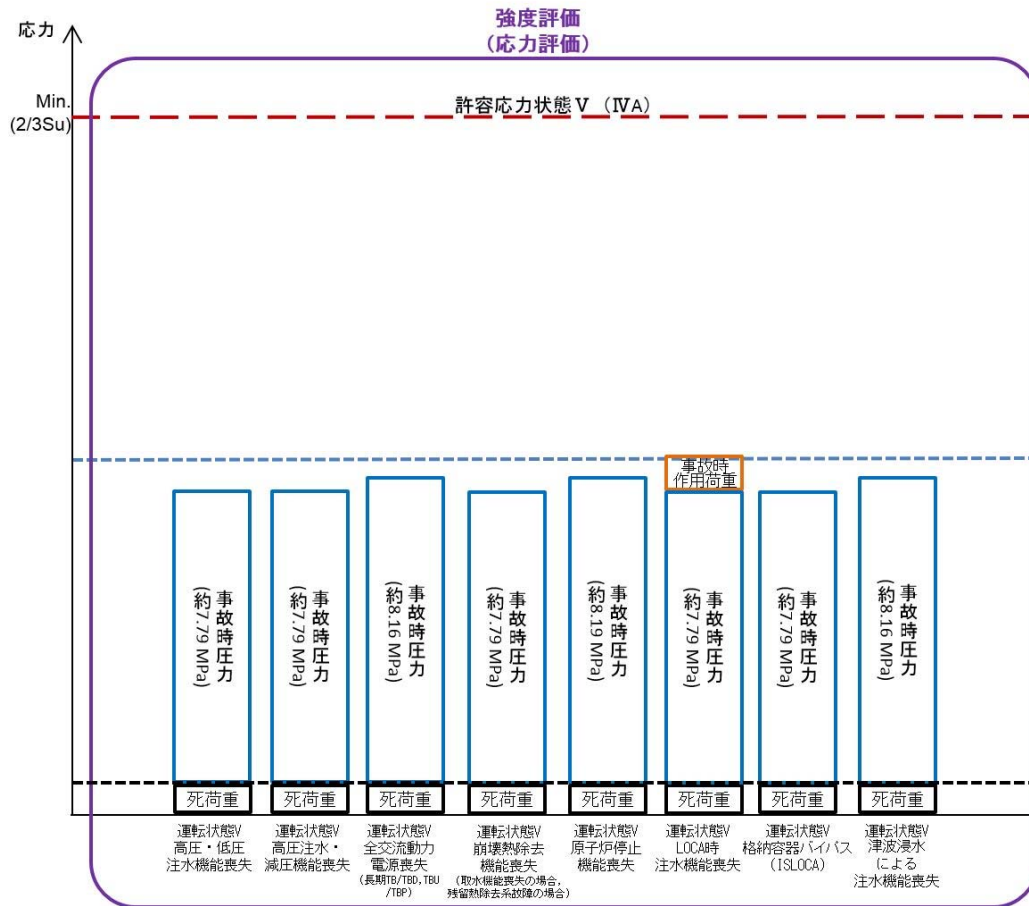


図 3 重大事故等時と建設時設計条件の応力関係  
 応力分類：1次応力評価（胴板）

## 6. 管の応力評価方法

### 6. 1 重大事故時と耐震評価の比較

配管については、耐震 (IVAS) の評価を用いて重大事故時 (V) の評価を行うことから、重大事故時 (V) と耐震 (IVAS) の評価の違いが、荷重の組合せのみであることを示す。

#### 6. 1. 1 重大事故等時の管の応力評価 (PPB-3560 準用)

##### (1) 評価応力

重大事故等時の評価は、JSME での供用状態 D (IVA) の管の応力評価を準用し以下となる。

#### PPB-3560 供用状態 D (IVA) に対する規定

##### PPB-3562 一次応力制限

供用状態 D (IVA) における一次応力  $S_{prm}$  は、圧力  $P$  およびモーメント  $M_{bp}$ ,  $M_{rp}$ ,  $M_{ip}$  に対して PPB-3520 の式に従い算出すること。この時の許容応力は、 $3S_m$  または  $2S_y$  の小さい方の値とする。

$S_m$ : 付録材料図 表 Part5 表 1 に定める設計応力強さ (MPa)

$S_y$ : 付録材料図 表 Part5 表 8 に定める設計降伏点 (MPa)

##### PPB-3520 設計条件における一次応力制限

設計条件における一次応力は、次の(1)、(2)の要求を満たさなければならない。

##### (1) 管台および突合せ溶接式ティー

$$S_{prm} = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_{2b} M_{bp}}{Z_b} + \frac{B_{2r} M_{rp}}{Z_r} \quad (\text{PPB-3.1})$$

##### (2) (1)以外の管

$$S_{prm} = \frac{B_1 P D_0}{2t} + \frac{B_2 M_{ip}}{Z_i} \quad (\text{PPB-3.2})$$

$S_{prm}$ : 一次応力 (MPa)

$P$ : 最高使用圧力 (MPa)

$D_0$ : 管の外径 (mm)

$t$ : 管の厚さ (mm)

$M_{bp}$ : 管台または突合せ溶接式ティーに接続される分岐管の機械的荷重により生じるモーメント (N・mm)

$M_{rp}$ : 管台または突合せ溶接式ティーに接続される主管の機械的荷重により生じるモーメント (N・mm)

$M_{ip}$ : 管の機械的荷重により生じるモーメント (N・mm)

$Z_b$ : 管台または突合せ溶接式ティーに接続される分岐管の断面係数 (mm<sup>3</sup>)

$Z_r$ : 管台または突合せ溶接式ティーに接続される主管の断面係数 (mm<sup>3</sup>)

$Z_i$ : 管の断面係数 (mm<sup>3</sup>)

$B_1, B_{2b}, B_{2r}, B_2$ : PPB-3810 に規定する応力係数

(2) 評価する荷重

重大事故時における管の強度評価に用いる荷重の組み合わせを表 11 に示す。重大事故等時 (V) は死荷重、圧力、外荷重 (機械荷重) を考慮して強度評価を行う。

表 11 管の強度評価と耐震評価における荷重の組合せ

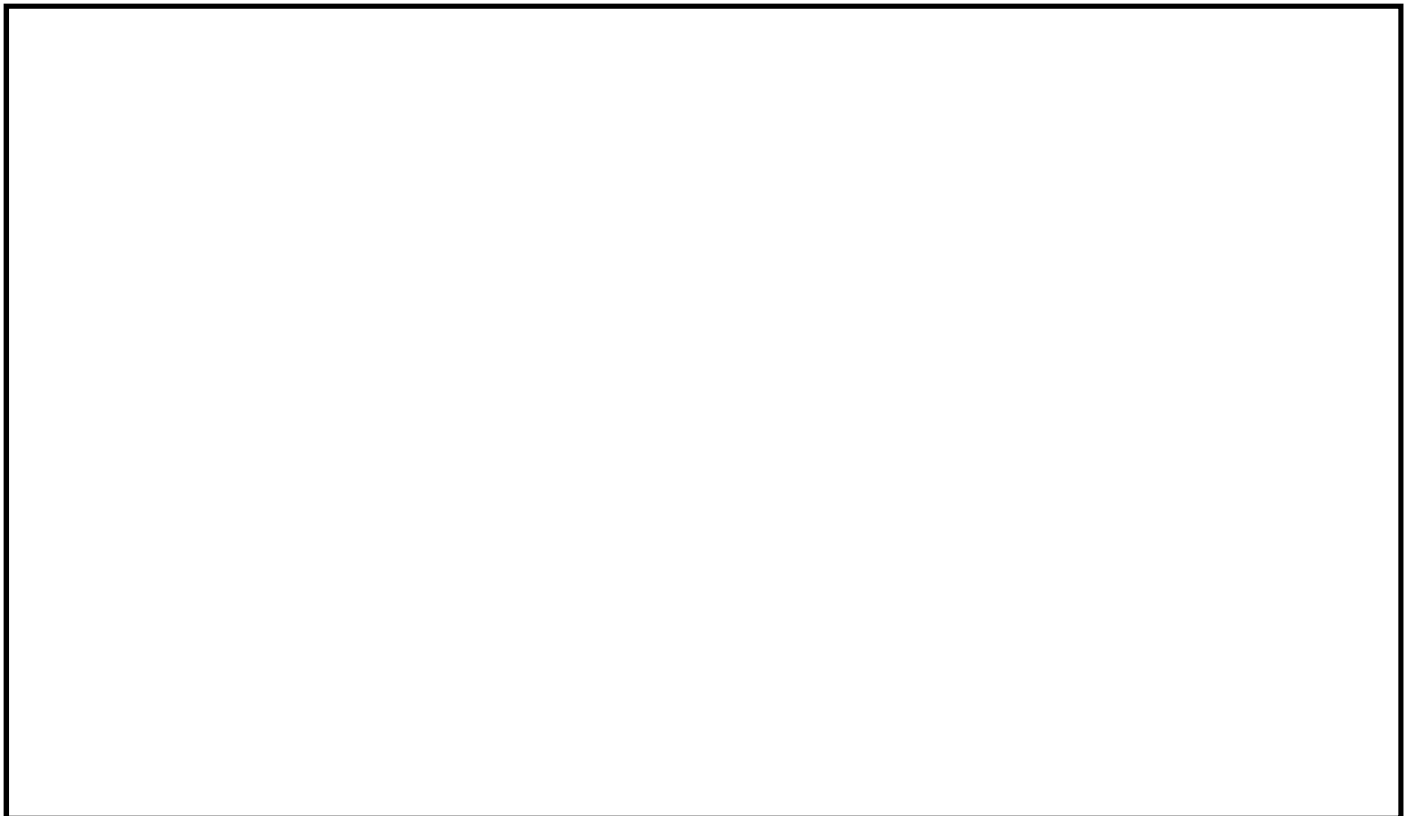
|            | 強度評価 (V)  |
|------------|---|
| 管の荷重の組み合わせ | D+P+M<br>D: 死荷重<br>P <sub>SA</sub> : 重大事故等時の圧力<br>M: 重大事故等時の機械荷重※ |

※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。

(3) 応力算出方法

応力は、(1)の式の圧力 P, 荷重により発生するモーメント M を代入することで算出する。ここで、発生応力は、P, M に比例する。このため、圧力、荷重により発生するモーメントに比例して発生応力が大きくなる。

尚、荷重により発生するモーメントは強度評価、耐震評価で同様に図 4 のような梁モデルから得られる。



### 6. 1. 2 耐震評価IVAS の評価

耐震評価IVAS の評価は荷重の組み合わせ以外は JSME での供用状態 D での応力評価と同様となる。

#### (1) 評価応力（耐震IVAS）

耐震評価IVAS には重大事故等時の強度評価で必要な一次応力評価を含む。

#### (2) 荷重

管の耐震評価での荷重の組み合わせを表 12 に示す。

耐震評価（IVAS）で評価に考慮する荷重は、死荷重、圧力、外荷重（機械荷重、地震荷重）に分類される。

表 12 管の強度評価と耐震評価における荷重の組合せ

|            |  |
|------------|--|
|            | 耐震評価（IVAS）   |
| 管の荷重の組み合わせ | D+P+Ss<br>D:死荷重<br>Pd:最高使用圧力<br>Ss:基準地震動 Ss の地震荷重<br>※ |

※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。

#### (3) 応力算出方法

応力は、6. 1. 1 (1)の式の P, M に値を代入することで算出する。ここで、発生応力は、P, M に比例する。荷重により発生するモーメントは強度評価，耐震評価で同様の梁モデルから得られる。

### 6. 2 許容値の比較

重大事故等時の許容値と耐震IVAS で用いる許容値は以下のとおり同様である。

表 13 重大事故等時と耐震IVAS 時の許容値

|      |               |               |
|------|---------------|---------------|
|      | 重大事故等時（V）     | 耐震IVAS        |
| 一次応力 | Min(3Sm, 2Sy) | Min(3Sm, 2Sy) |



### 6. 3 重大事故等時の条件がIV<sub>AS</sub>へ包絡性されていることの確認

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 14 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、ジェットによる評価は不要である。**

表 14 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><br>(MPa) | 温度<br>(°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>       | ○  |
| <u>12</u> | <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の評価は不要。 ※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。

#### 6. 4 重大事故等時の条件と耐震IVASの関係

重大事故等時の条件と耐震IVASでの応力関係を以下に示す。ここで、死荷重は重大事故等時も設計条件も同様、圧力は耐震IVASが重大事故時を包絡している。このため、地震と事故時機械荷重を比較することで設計条件が重大事故等時の評価を包絡しているといえる。地震と重大事故時荷重の定量的な評価を現在実施している。ここで、有効性評価の事故シーケンスで考慮している破断面積は  $3.7\text{cm}^2$  だが、強度評価では評価で厳しい全破断を考慮する。

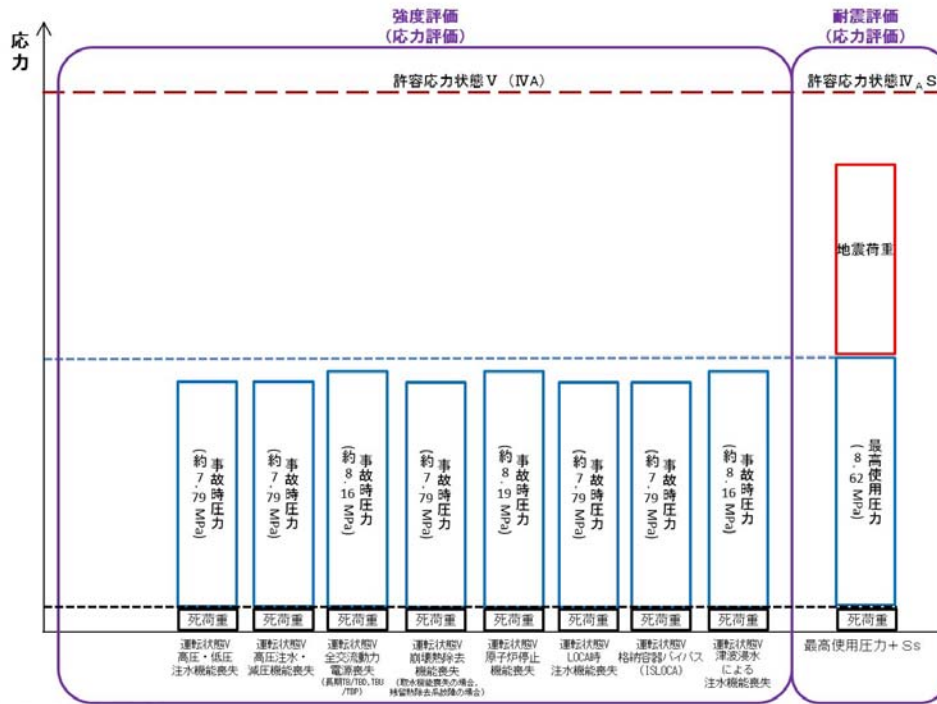


図 5-1 重大事故等時の条件と耐震IVASでの応力関係例 (MS 配管以外)

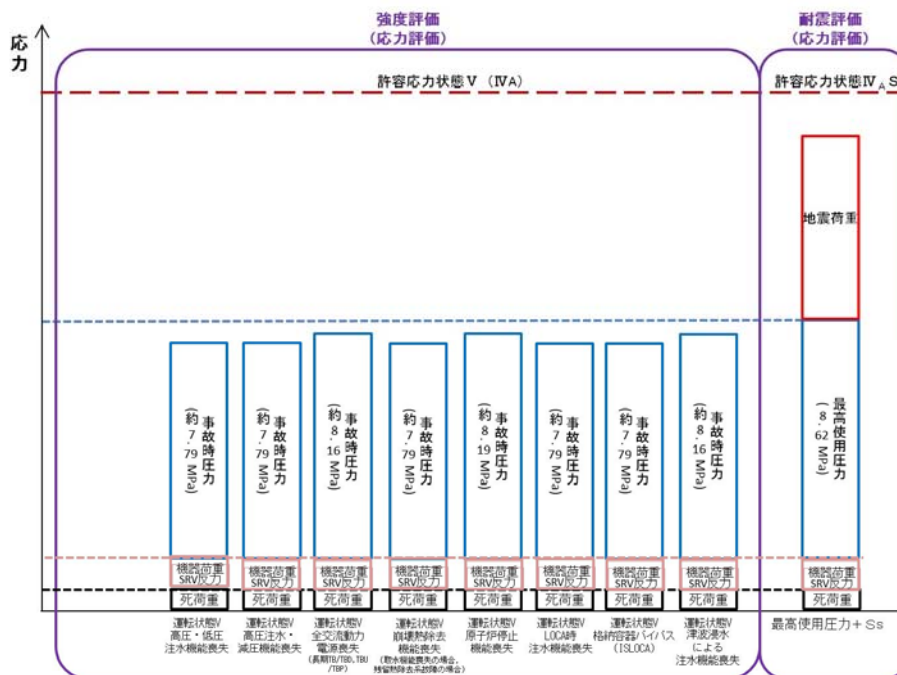


図 5-2 重大事故等時の条件と耐震IVASでの応力関係例 (MS 配管)

## 7. 建設時 ASME に基づく評価を行っているものについて、JSME を用いた評価との違いについて

建設時に告示での応力評価の要求がない管については、建設時に ASME を準用した評価を実施している。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 15 に示す。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、ASME 1980 以降の B1 係数は 0.5 となっており JSME と同等である。別紙 2 に B1 係数の変遷を示す。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 16 に示すとおり許容値式は ASME1971 では供用状態の概念がないことから設計条件として  $1.5S_m$  で設定している。これに対して JSME の供用状態  $IV_A$  は、 $\text{Min}(3S_m, 2S_y)$  と設定している。(尚、JSME も設計条件での許容値は  $1.5S_m$  としている。)  $S_m$  値自体については、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 17 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> JSME S N C 1 - 2005/2007」(日本機械学会)

表 15 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 |      |      | 1次応力の評価式はASMEとJSMEで同様の式を用いている。  |
| 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17で確認する。</p> |

表 16 クラス 1 管 ASME と JSME の式の比較

| 比較項目 | ASME<br>(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  | <p>1.5Sm (設計条件)</p> <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。<br/>           ※ 2 : ( ) 内は建設時工認に記載の値から算出した Sm<br/>           ※ 3 : ASME に記載の PSI を MPa へ変換した値</p> | <p>MIN(3Sm, 2Sy)</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°C で線形補完した値。</p> | <p>許容値式については、ASME1971 には供用状態の概念がないことから設計条件での許容値を 1.5Sm としている。(尚、JSME も設計条件での許容値は 1.5Sm としている。)</p> <p>Sm 値自体については、炭素鋼は、単位系換算の桁処理により値が違うが、昭和 45 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 17 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<br><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<br><div data-bbox="1131 284 2132 603" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> |

別紙1 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   | 一次膜応力<br>一次曲げ応力                              | 一次膜応力<br>一次曲げ応力<br><u>特別な応力 (軸圧縮)</u>        | 建設時工認では、特別な<br>応力 (軸圧縮) の評価を<br>実施している。 | 建設時は特別な応力として軸圧縮応力<br>評価を実施している。<br>ただし、胴は内圧による引張り応力が<br>作用し、死荷重や地震荷重による圧縮<br>応力より大きいため、軸圧縮応力は支<br>配的ではなく、省略可能である。 |
| 2   | 下鏡板   | 一次膜応力<br>一次曲げ応力                              | 一次膜応力<br>一次曲げ応力                              | 相違なし                                    | —   |
| 3   | 原子炉圧力容器スカート                                     | 一次膜応力<br>一次曲げ応力<br>特別な応力 (軸圧縮)               | 一次膜応力<br>一次曲げ応力<br>特別な応力 (軸圧縮)               |   |   |
| 4   | 制御棒駆動機構ハウジン<br>グ貫通部                             | 一次膜応力<br>一次曲げ応力<br>特別な応力 (軸圧縮)<br>特別な応力 (外圧) | 一次膜応力<br>一次曲げ応力<br>特別な応力 (軸圧縮)<br>特別な応力 (外圧) |   |   |
| 5   | 原子炉圧力容器ノズル                                      | 一次膜応力<br>一次曲げ応力                              | 一次膜応力<br>一次曲げ応力                              |   |   |
| 6   | ブラケット類<br>(給水スパージャブラケ<br>ット及びガイドロッドブ<br>ラケット以外) | 一次膜応力<br>一次曲げ応力                              | 一次膜応力<br>一次曲げ応力                              |   |   |

| 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 |
|-----|---------------------------|---------------------------------|---------------------------------|------|--------|
| 7   | 給水スパージャブラケット及びガイドロッドブラケット | 一次膜応力<br>一次曲げ応力<br>特別な応力 (純せん断) | 一次膜応力<br>一次曲げ応力<br>特別な応力 (純せん断) | 相違なし | —      |
| 8   | 主フランジ, 上鏡板及びスタッドボルト       | 一次膜応力<br>一次曲げ応力<br>特別な応力 (支圧)   | 一次膜応力<br>一次曲げ応力<br>特別な応力 (支圧)   |      |        |
| 9   | 中性子計測ハウジング貫通部             | 一次膜応力<br>一次曲げ応力                 | 一次膜応力<br>一次曲げ応力                 |      |        |



## 応力係数の変遷について

## 1. はじめに

管については建設時に告示での応力評価の要求がないため、建設時に ASME を準用した評価を実施している。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（内圧にかかる応力係数）が 0.5 であるのに対して、ASME1971, 1974 が 1.0 と大きい、ASME 1980 以降の B1 係数は 0.5 となっている。上記件について、3/27 ヒアリングコメントとして「昭和 55 年告示に関しても確認すること」「ASME で応力係数 B1 が 1.0 から 0.5 に変わった理由を確認すること」とした。

## 2. 昭和 55 年の告示 501 号について

「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 55 年改訂 通産省告示第 501 号）については、「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（内圧にかかる応力係数）は 0.5 を用いていることを確認した。

## 3. ASME で応力係数 B1 が 1.0 から 0.5 に変わった理由

参考文献 d によると、B1 係数については ASME1969 から大きめな値を用いてきたが、試験と理論式に基づき検討を行い、曲げ管、エルボ、ティーについて B1 係数を 0.5 へ精緻化できると記載している。

## 4. 参考文献

- a. 「Boiler and Pressure Vessel Code Sec. III Div.1 1971, 1974, 1980 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> JSME S NC 1-2005/2007」（日本機械学会）
- c. 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和 55 年改訂 通産省告示第 501 号）
- d. S.E.Moore and E.C.Rodabaugh, “Background for Changes in the 1981 Edition of the ASME Nuclear Power Plant Components Code for Controlling Primary Loads in Piping Systems”, Journal of Pressure Vessel Technology Vol.104, Nov 1982, pp. 351-361.

表 1 各規格の「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

| 規格                | 「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 |
|-------------------|--------------------------------------|
| ASME 1971, 1974   | 1.0                                  |
| ASME 1980         | 0.5                                  |
| 昭和 55 年 告示第 501 号 | 0.5                                  |
| JSME 2005/2007    | 0.5                                  |

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

原子炉圧力容器及びクラス 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付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第 37 条において、個別プラントの確率論的安全評価を活用し、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、想定する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）、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、想定する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が機能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。

想定される重大事故等のうち、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故については、原子炉圧力容器及びクラス 1 管への事故荷重は生じない。また、想定する運転停止中の事故シーケンスグループについては、事故時の圧力・温度が低いことから、重要事故シーケンスの評価に包含される。

重要事故シーケンスに基づく圧力・温度条件を第 1 表に示す。これらの条件は原子炉圧力容器の昭和 45 年告示を適用した建設時強度評価及び配管の耐震評価の圧力・温度条件である 8.62MPa 及び 302°C に包絡される。

第1表 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><br>MPa[gage] | 温度※ <sup>2</sup><br>°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。

## 重大事故等クラス 2 管の疲労評価について

## 1. はじめに

本資料では、重大事故等クラス 2 管の疲労評価省略について説明するものである。

## 2. 重大事故等クラス 2 管の疲労評価について

重大事故等時の疲労評価については、発生回数が少ないことから先行審査同様に省略できると考えているが、告示第 501 号及び JSME において、疲労評価として一次＋二次応力の規定があることから、以下に二次応力について整理する。なお、二次応力の規定については、告示第 501 号と JSME は同等の規定であることから、以降は JSME にて説明を実施する。二次応力については、JSME 解説 GNR-2130 の 5.において以下のとおり規定されている。

## 【JSME 解説 GNR-2130】

5. 二次応力は、容器の自己拘束によって発生する応力である。すなわち、その特性は、自己制御性があることである。換言すると、二次応力が発生し、部材が降伏を起こしたり またはわずかにひずみを生じた場合、もはやそれ以上の応力の増加はなく、応力の飽和状態に達する。

従って、二次応力のみによっては破損を起こすことは考えられない。ただし、二次応力により生ずるひずみが無制限に許されるのではなく、シェイクダウン特性を考慮して応力強さの限界を設けている。

二次応力の代表例として、熱応力と不連続応力がある。熱応力は、部材内部に温度差が発生することにより生ずるものであり、この応力によって変形を生ずるかまたは応力の増加により塑性流れの状態を生ずると、応力分布は全体として均等化する。不連続応力は、部材の肉厚が一樣でない管台等において、変形が不連続になることにより発生する応力である。これは、内圧や外荷重の増減に伴い変化するが、容器全体からみると極めて限られた部分であり、一次応力のようにいつまでもその応力状態を維持しているわけではなく、応力が増加すれば局所的な塑性流れを発生し応力分布は均等化することになる。

クラス 2 管については、疲労による破壊の防止の評価として、JSME PPC-3530「供用状態 A および B における一次＋二次応力制限」が規定されており、高温、高圧となる系統などについては設計(使用)条件に応じて適切に考慮する必要がある。

ここで、JSMEにおける一次+二次応力評価については、供用状態A及び供用状態Bについてのみ規定されているが、これはJSME解説PVB-3112において解説されており、一次+二次応力評価は疲労評価の前提であり、供用状態Cおよび供用状態Dについては、発電設備の寿命中において、発生する回数が非常に少なく疲労破壊には顕著な影響を与えないため、あらかじめ疲労解析は不要とされており、従って、一次応力と二次応力を加えて求めた応力強さの評価も必要ないとされている。

重大事故等事象はJSMEに規定が無いが、従来の設計基準事象において「原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる運転状態」と規定される運転状態Ⅲ、「原子炉施設の安全性を評価する観点から異常な状態を想定した運転状態」と規定される運転状態Ⅳを超える事象であり、疲労評価が不要とされている事象よりもさらに発生する回数が少ないものである（複数回発生することを想定しない）ことから、JSME解説PVB-3112に基づき、重大事故等事象に対して疲労評価（一次応力+二次応力評価）は省略可能であると考える。

以上のことから、重大事故等クラス2管の疲労評価については、重大事故等時は発生回数が少なく疲労に顕著な影響を及ぼす繰返し応力は発生しないことから評価を省略することとしている。

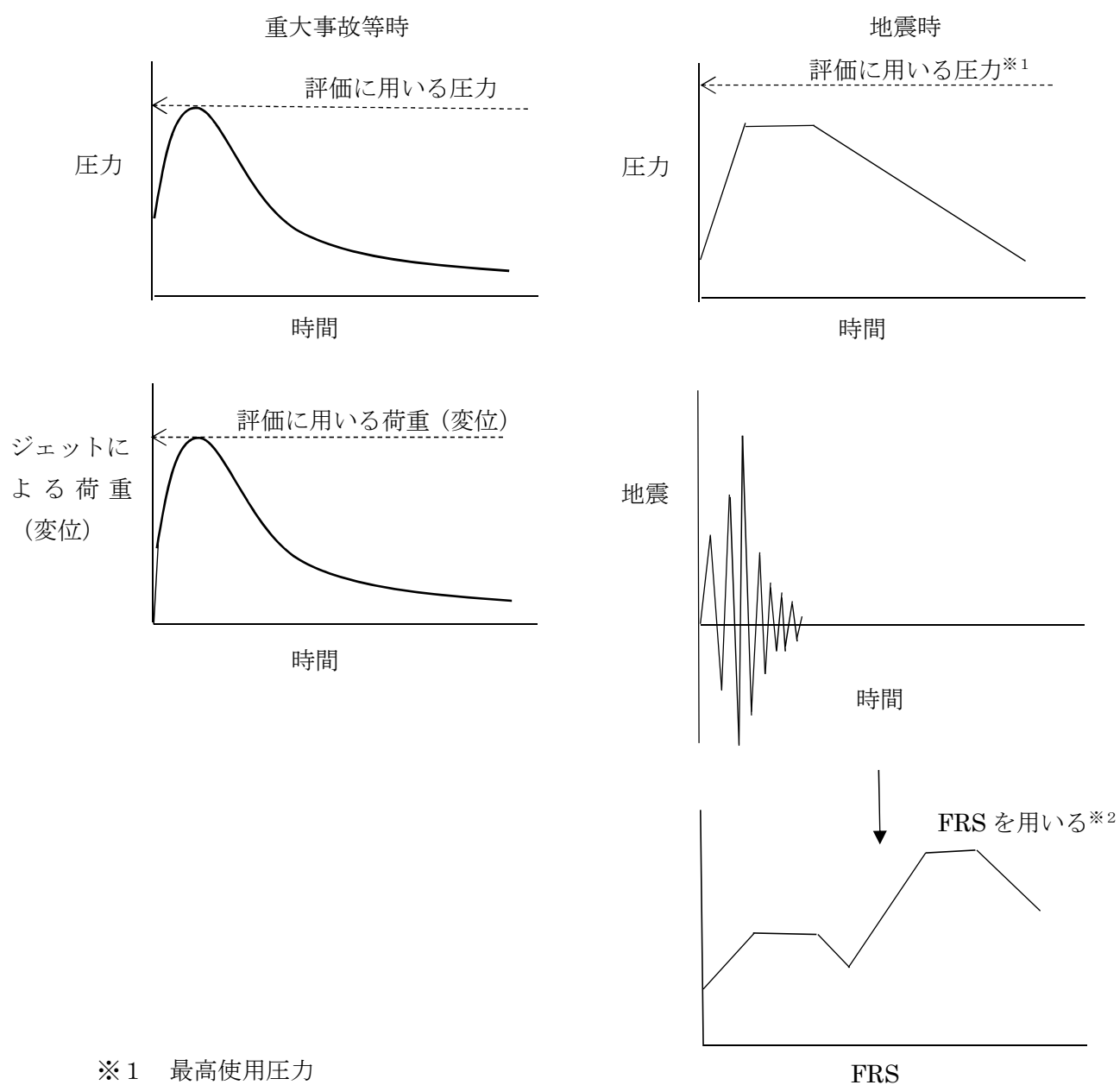
ここで、配管に各荷重により生じる応力は、以下のとおりに分類されるが、重大事故等時の強度評価は、上述のとおり一次応力を評価する。

|      | 重大事故等時（V）                         | 耐震IVAS      |
|------|-----------------------------------|-------------|
| 一次応力 | 自重による応力                           | 自重による応力     |
|      | 圧力による応力                           | 圧力による応力     |
|      | 機械荷重による応力※1                       | 機械荷重による応力※1 |
|      | —                                 | 地震慣性力による応力  |
| 二次応力 | ジェットにより原子炉压力容器等に変位が生じることで配管に生じる応力 |             |
|      | 熱応力                               | 地震相対変位による応力 |

※1：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。

## 重大事故等時の強度評価と耐震評価の圧力、荷重の推移について

JSME 供用状態 D (IV) と耐震IVAS の供用応力範囲（概ね弾性範囲）での一次応力評価については、機器に生じる最大荷重での評価を行うことで機器の損傷を防ぐことができるように設定されている。重大事故等時と地震時の配管の応力評価については、時事刻々生じうる荷重のうち最大値を用いた保守的な評価を適用する方針としている。このため、時間の推移による時事刻々荷重値は変わるが、機器の健全性が保たれるように評価ができる。以下に概念を示す。

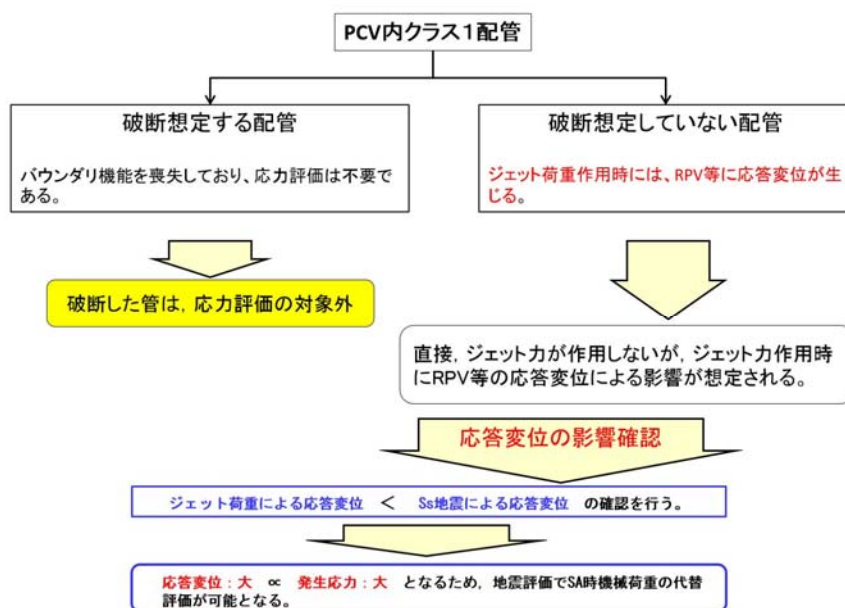


※1 最高使用圧力

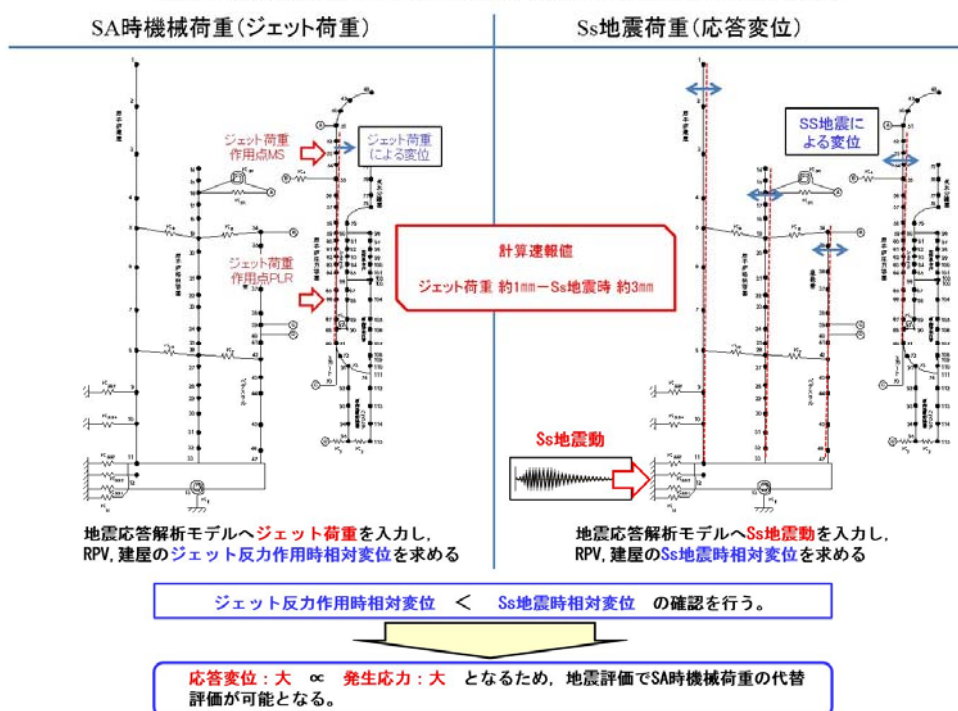
※2 配管はスペクトルモーダル解析により最大応答を考慮できるように計算する。

重大事故等時機械荷重（ジェット）と地震（Ss）の比較について

前述のとおり配管の自重、圧力による応力について、耐震（IV<sub>AS</sub>）の評価は重大事故等時（V）の評価と比較して同等もしくは、包絡している。ジェットで配管に生じる応力は原子炉压力容器等を介した変位により配管へ生じる二次応力成分であるため、重大事故等時の評価は不要だが、参考に地震とジェットの比較を行い地震>ジェットであることを示す。ここで、有効性評価の事故シーケンスで考慮している破断面積は 3.7cm<sup>2</sup> だが、強度評価では評価で厳しい全破断を考慮する。



SA時機械荷重（ジェット荷重）と地震荷重（Ss）の荷重比較 確認



## 重大事故等時の破断想定点について

重大事故等時の強度評価としては、重要事故シーケンスを考慮した評価を行う方針としている。重要事故シーケンスでの原子炉圧力容器、配管に生じる外荷重は LOCA 時のジェット荷重があり、事故シーケンスのうち LOCA 時注水機能喪失で生じる。有効性評価では、LOCA 時注水機能喪失で原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管で最大口径の原子炉再循環系は配管について約  $3.7\text{cm}^2$  の破断面積を想定している。

一方で、強度評価については、強度評価上厳しくなるように原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管で口径が大きく、原子炉圧力容器に比較的大きなモーメント及び変位が生じる主蒸気配管の全破断を考慮する方針としている。

以下に原子炉圧力容器と破断を考慮する主蒸気配管部分を示す。

