

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2
提出年月日	平成30年3月29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3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 (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_{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	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_{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、伊方と同様に建設時工認の評価結果を用いる方針とする。ただし、伊方が建設時の運転状態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、東海第二は建設時同時に運転状態の考え方がないため建設時の設計条件の評価結果を用いる。

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Ⅲ_{AS}、Ⅳ_{AS}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Ⅲ_{AS}、Ⅳ_{AS}の条件でⅢとⅢ_{AS}をⅢ_{AS}で、ⅣとⅣ_{AS}をⅣ_{AS}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 原子炉圧力容器の強度評価（応力計算）を、建設時の設計条件（>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
- ② 配管の強度評価（応力計算）を、耐震評価（Ⅳ_{AS}）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) (参考)	先行 PWR (伊方)	東海第二	確認すべき事項
重大事故等 クラス2容 器でクラス 1容器	<p>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運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価条件に対して 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。</p> <p>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。</p>	<p>重大事故等クラス2容器であってクラス1容器の強度評価については, 蒸気発生器 (二次側) を除いて, <u>運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価条件</u> (への包絡性) を確認して, クラス1容器の既工事計画書における評価結果を用いることにより重大事故等クラス2容器の評価ができることから, クラス1容器の既工事計画書における評価結果の確認による評価を実施する。</p> <p><u>蒸気発生器 (二次側) の強度評価については, 重大事故等時の使用温度は運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳの評価温度を上回るが, 既工事計画書における評価結果を用い, 評価温度における許容値を重大事故等時の使用温度における許容値に置き換えて評価を実施することにより重大事故等クラス2容器の評価ができることから, 重大事故等時の使用温度における許容値に置き換えて評価を実施する。</u></p>	<p>重大事故等クラス2容器であってクラス1容器の強度評価については, <u>設計条件の評価条件</u>への包絡性を確認して, クラス1容器の既工事計画書における評価結果を用いることにより重大事故等クラス2容器の評価ができることから, クラス1容器の既工事計画書における評価結果の確認による評価を実施する。</p>	<p>基本の方針は伊方と同様の示し方である。ただし, 評価条件の超過による許容値の見直し等は実施しない。また, 東海第二については, 施設時規格が告示であることから以下の点について確認を行う。</p> <p>原子炉圧力容器の強度評価 (応力計算) を, 建設時の設計条件 (>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</p>

	先行 PWR (美浜)	先行 PWR (伊方) (参考)	東海第二	確認すべき事項
重大事故等 クラス 2 配 管でクラス 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。 <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>	重大事故等クラス 2 管であってクラス 1 管の強度評価について、(評価条件の包絡性の確認) 内容のとおり、クラス 1 管の既工事計画書における評価結果及び今回申請時の設計基準における評価結果を用いることにより重大事故等クラス 2 管の評価ができることから、クラス 1 管の既工事計画書における評価結果の確認による評価を実施する。	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_{AS}</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。 <ul style="list-style-type: none"> ・配管の強度評価 (応力計算) を, 耐震評価 (IV_{AS}) 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 ・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 _{AS} 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 _{AS} の評価を代替して掲載
III _{AS} (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 _{AS} (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、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。

5. 原子炉压力容器の評価方法

原子炉压力容器の強度評価（応力計算）を、建設時の設計条件（>SA 時の設計条件（V））で評価を行うことの妥当性を以下に示す

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、重大事故等時と建設時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。

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_L＋P_b

(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 重大事故等時の考慮する荷重	D+P _{SA} +M _L D: 死荷重 P _{SA} : 重大事故等時の圧力 M _L : 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がわかる。

表 6 原子炉圧力容器 胴の応力算出方法（重大事故等時）

--

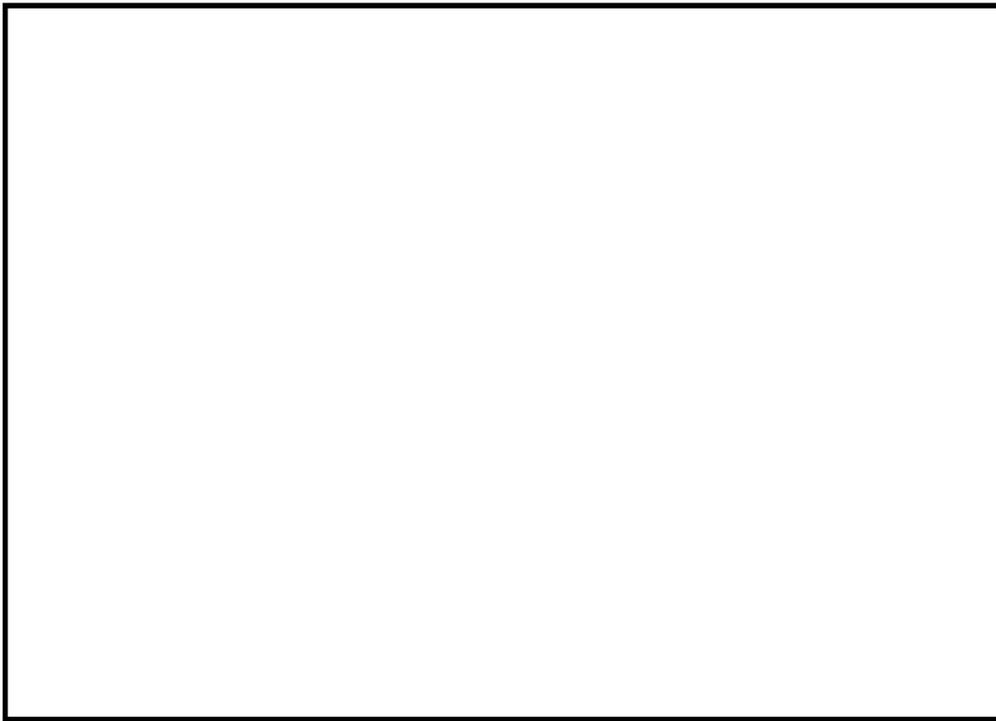


図 1 機械荷重における F や M を算出する RPV-建屋連成モデル

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と JSME で違いがあるため詳細を 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

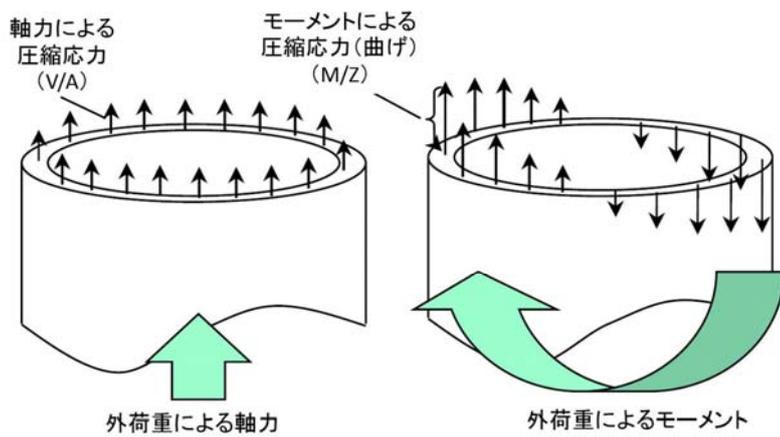
第 13 条

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）＋地震荷重となり，建設時の設計条件での評価のほうが厳しい評価を実施していると考ええる。荷重の定量的な評価を現在実施しており，別途提示する。

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 建設時設計荷重	D+P _d +M _d +S D: 死荷重 P _d : 最高使用圧力 M _d : 機械荷重 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。表 9 のとおり告示のほうが保守的な許容値を用いている。

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)	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. 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、外荷重について既工認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 10 既工認と重大事故等時の評価条件

No.	状態 ^{*1}	圧力 ^{*4} (MPa)	温度 (°C)	外荷重	既工認評価条件との比較 ^{*5}
1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故荷重は生じない ^{*2}	○
2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故荷重は生じない ^{*2}	○
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 ^{*2}	○
4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故荷重は生じない ^{*2}	○
5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故荷重は生じない ^{*2}	○
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 ^{*2}	○
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 ^{*2}	○
8	原子炉停止機能喪失	<u>8.19</u>	298	事故荷重は生じない ^{*2}	○
<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^{*3}</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 ^{*2}	○
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 ^{*2}	○
<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^{*3}</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と設計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も設計条件も同様、圧力は設計条件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。

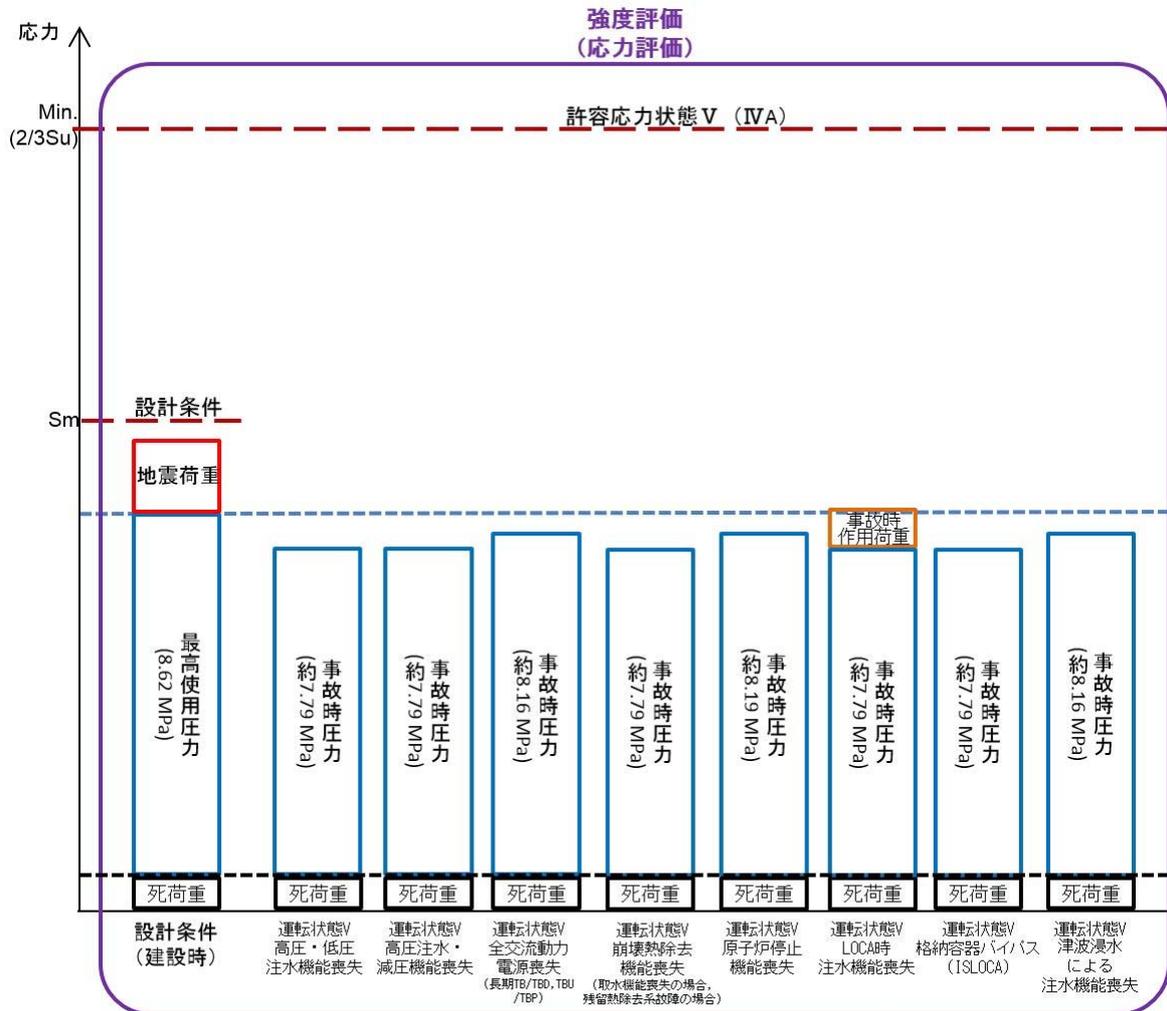


図 3 重大事故等時と建設時設計条件の応力関係

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

以下に配管の重大事故時（V）と耐震（IVAS）の評価の違いを示す。

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（IV_A）の管の応力評価を準用し以下となる。

PPB-3560 供用状態 D（IV_A）に対する規定

PPB-3562 一次応力制限

供用状態 D（IV_A）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(mm³)

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(mm³)

Z_i : 管の断面係数(mm³)

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

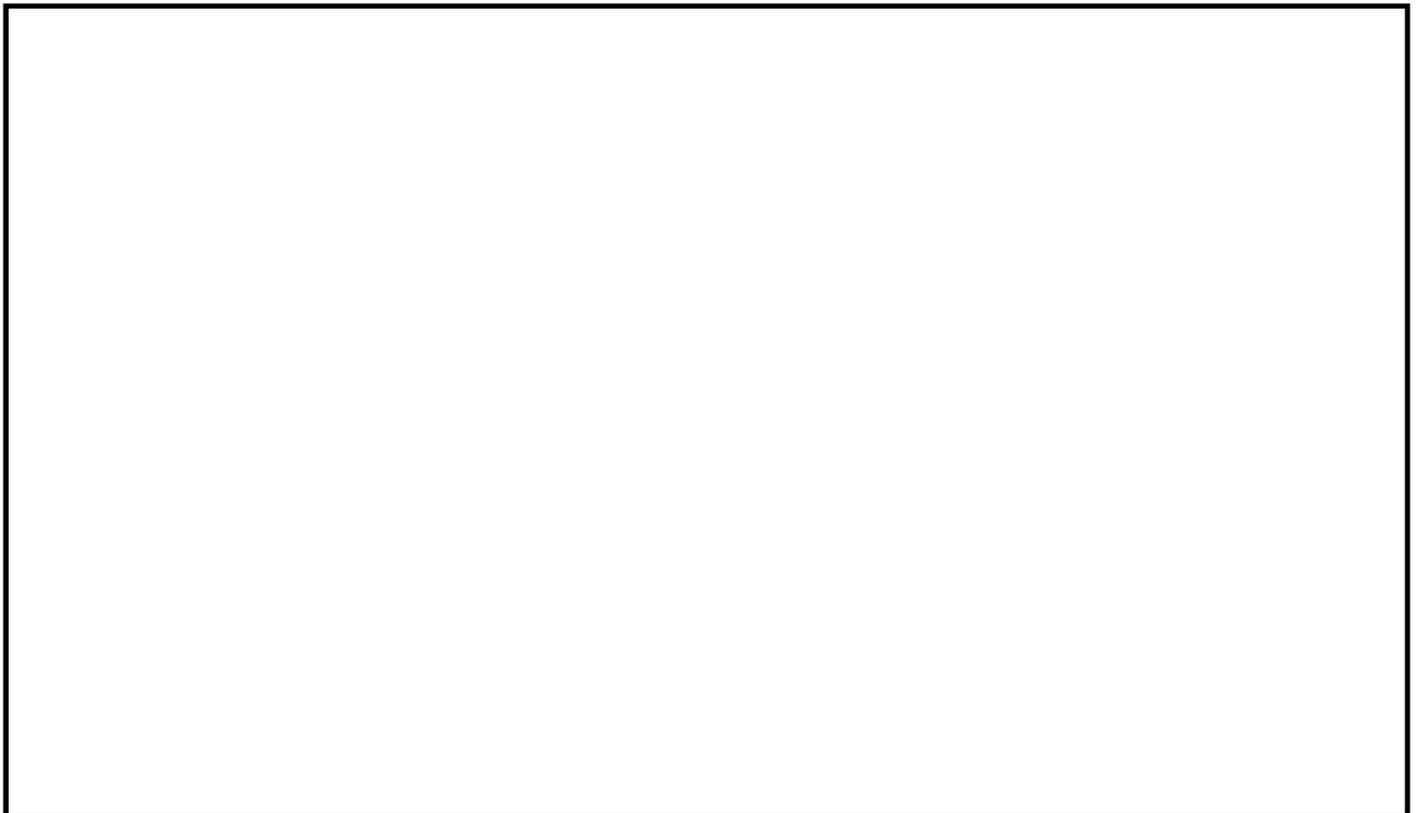
	強度評価 (V)
管の荷重の組み合わせ	D+P+M D: 死荷重 P _{SA} : 重大事故等時の圧力 M: 重大事故等時の機械荷重 (ジェット荷重) ※

※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 D: 死荷重 Pd: 最高使用圧力 Ss: 基準地震動 Ss の地震荷重 ※

※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、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_{AS}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_{AS}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_{AS}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 14 耐震評価IV_{AS}と重大事故等時の評価条件

No.	状態 ^{※1}	圧力 ^{※4} (MPa)	温度 (°C)	外荷重	IV _{AS} の評価条件との比較 ^{※5}
1	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故荷重は生じない ^{※2}	○
2	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故荷重は生じない ^{※2}	○
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 ^{※2}	○
4	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故荷重は生じない ^{※2}	○
5	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故荷重は生じない ^{※2}	○
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 ^{※2}	○
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 ^{※2}	○
8	原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故荷重は生じない ^{※2}	○
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 ^{※3}	○
10	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故荷重は生じない ^{※2}	○
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 ^{※2}	○
<u>12</u>	<u>IV_{AS}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_{AS}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評価IV_AS の関係

重大事故等時の条件と耐震IV_AS 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IV_AS 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。

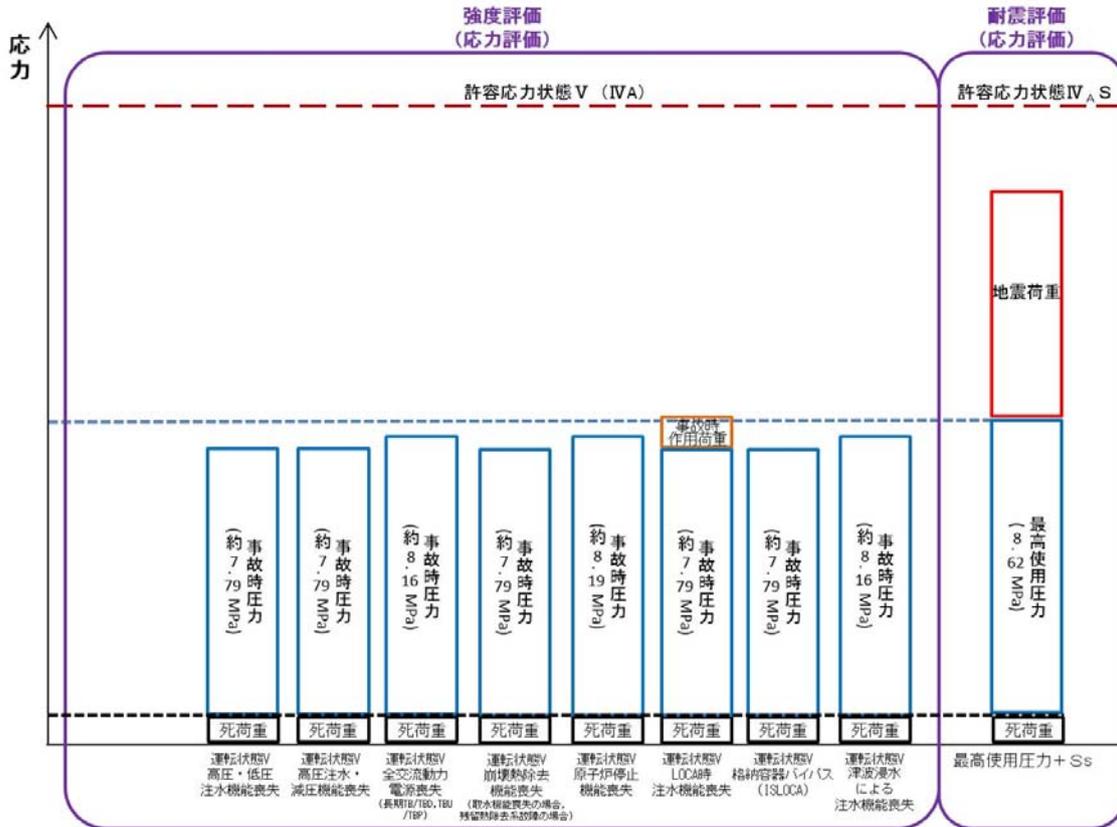


図 5 重大事故等時の条件と耐震IV_AS での応力関係例

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 NC 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			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。 「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。

表 16 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	<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/mm² 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>	<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 <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 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 _A)	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 一次曲げ応力	一次膜応力 一次曲げ応力 <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	一次膜応力 一次曲げ応力	一次膜応力 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 一次曲げ応力 特別な応力 (軸圧縮)	一次膜応力 一次曲げ応力 特別な応力 (軸圧縮)		
4	制御棒駆動機構ハウジン グ貫通部	一次膜応力 一次曲げ応力 特別な応力 (軸圧縮) 特別な応力 (外圧)	一次膜応力 一次曲げ応力 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	一次膜応力 一次曲げ応力	一次膜応力 一次曲げ応力		
6	ブラケット類 (給水スパーギャブラケ ット及びガイドロッドブ ラケット以外)	一次膜応力 一次曲げ応力	一次膜応力 一次曲げ応力		

No.	部位	A. 強度評価 (V _A)	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 一次曲げ応力 特別な応力 (純せん断)	一次膜応力 一次曲げ応力 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 一次曲げ応力 特別な応力 (支圧)	一次膜応力 一次曲げ応力 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 一次曲げ応力	一次膜応力 一次曲げ応力		

応力係数の変遷について（中間報告）

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

現在調査中のため、別途報告予定。

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）

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