

【論点－8】 SA時の強度評価における設計条件

(SAクラス2機器であって、クラス1機器の設計条件) (1/6)

1. 概要

SAクラス2機器であってクラス1機器の強度評価に用いる設計条件の妥当性を確認する。

2. 確認事項

- 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(IV_{AS})の設計条件で評価を行うことの妥当性を確認する。

3. 設計方針

① 原子炉圧力容器のSA時強度計算(応力計算)

(1) 基本方針

- SA時の強度評価の際の条件は、SA時の温度・圧力・機械荷重を評価条件として実施する。
- 建設時の適用規格である告示501号(昭和45年版)では、設計条件での基準のみであり、SA時に適用すべき運転状態VIに対する基準がないため、JSMEの供用状態Dの規定を適用する。

【論点－8】 SA時の強度評価における設計条件

(SAクラス2機器であって、クラス1機器の設計条件) (2/6)

クラス1配管の応力評価	建設時工認 告示501(S45年)	SAの評価 JSME(2005/2007)	妥当性
評価応力	設計条件 一次応力 特別な応力 (外圧, 軸圧縮, 支圧, 純せん断) 一次+二次応力, 疲労	運転状態V(供用状態D) 一次応力 特別な応力 (外圧, 軸圧縮, 支圧, 純せん断)	SAは繰り返し生じるものではないため、一次+二次応力及び疲労評価は不要である。建設時工認の適用規格(告示501号(昭和45年版))には運転状態IVに対する許容応力の規定がないため、 <u>JSMEの供用状態Dの規定を適用する。</u>
許容応力強さ	告示501(S45年) $\leq S_m$	JSME 炭素鋼, 低合金鋼 MIN(2/3Su) SUS, 高ニッケル合金 MIN(2.4Sm, 2/3Su)	Smの方が小さいが、運転状態V(供用状態D)の評価とするため、 <u>JSMEの供用状態Dの規定を適用する。</u>

【論点－8】 SA時の強度評価における設計条件

(SAクラス2機器であって、クラス1機器の設計条件) (3/6)

(2) 原子炉圧力容器のSA時条件について

a) 重要事故シーケンス(SA時の設計条件(V))と建設時設計条件

下表の重要事故シーケンスのなかで、LOCA時注水機能喪失は機械荷重(外荷重としてジェット荷重)が生じる状態である。原子炉停止機能喪失の状態の圧力と、ジェット荷重を用いて評価を行うことで保守的な評価としている。

重要事故シーケンス(状態) ／建設時設計条件		圧力 (MPa)	温度(注) (°C)	SA時機械荷重(外荷重) ／建設時の機械荷重, 地震荷重
重要事故 シーケンス	高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
	高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
	全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298	事故時荷重なし
	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故時荷重なし
	全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故時荷重なし
	崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故時荷重なし
	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故時荷重なし
	原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故時荷重なし
	LOCA時注水機能喪失	7.79	295	配管破断によるジェット荷重
	格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故時荷重なし
	津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故時荷重なし
建設時設計条件		8.62	302	機械荷重, 地震荷重(*1)

(注) 圧力は原子炉圧力容器ドーム部の圧力を示す。また、温度は圧力に対応した飽和温度を示す。

(*1) 建設時の機械荷重(外力)はスクラム反力があり、地震荷重は、基礎加速度180Galによって求められた地震力

【論点－8】 SA時の強度評価における設計条件

(SAクラス2機器であって、クラス1機器の設計条件) (4/6)

② 配管の強度評価(応力計算)の基本的な考え方の整理状況

- 下表のとおり, 応力計算の体系は同じ(*2)
- 組合せ荷重(*4)は下表のとおり。
- SA時のB項は重要事故シーケンスにおける最高使用圧力を用いている。C項は主蒸気配管のみ主蒸気逃し安全弁の吹き出し反力を含めている。また, C項で考慮すべき配管破断により生ずるジェット荷重については, 破断した配管のバウンダリ機能は期待しないこと, 及びジェット荷重は直接他の重要設備となる配管に作用しないことから考慮しない。圧力容器を介して伝搬される破断した配管以外に作用する荷重は2次応力成分のためSA時の評価不要。

配管	耐震評価(IV _{AS})	比較	SA時の強度評価(V)
評価する応力(*2)	・1次応力(*3)	同様	・1次応力
許容値	Min(3Sm, 2Sy)	=	Min(3Sm, 2Sy)
組合せ荷重(*4)	<u>死荷重(A)</u>	=	<u>死荷重(A)</u>
	<u>最高使用圧力(B) 8.62 MPa</u>	>	<u>SA時圧力(B) 8.19MPa</u>
	<u>機械荷重による応力(C)(*5)</u>	=	<u>機械荷重による応力(C)(*5)</u>
	<u>地震慣性力による応力(D)</u>	>	—

(*3) 耐震評価は1次応力に加え, 1次+2次応力評価も実施

(*4) 主蒸気逃し安全弁の吹き出し反力(主蒸気配管のみ考慮)

【論点－8】 SA時の強度評価における設計条件

(SAクラス2機器であって、クラス1機器の設計条件) (5/6)

- 組合せ配管の設計条件における代表性・網羅性について

a) 重要事故シーケンス(SA時の設計条件(V))とIVASの比較

下表の重要事故シーケンスのなかで、原子炉停止機能喪失の状態の圧力及び温度が高いが、今回の評価では建設時からの評価で用いている包絡した圧力及び温度で評価する。LOCA時注水機能喪失の状態では機械荷重(外荷重としてジェット荷重)が生じる状態であるが、前頁で記載したとおり評価上考慮しない。

重要事故シーケンス (状態)	圧力 (MPa)	温度(注) (°C)	SA時機械荷重(外荷重) ／今回の評価(地震加味)
高圧・低圧注水機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
高圧注水・減圧機能喪失	7.79	295	事故時荷重なし
全交流動力電源喪失(長期TB)	8.16	298	事故時荷重なし
全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	8.16	298	事故時荷重なし
全交流動力電源喪失(TBP)	8.16	298	事故時荷重なし
崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失の場合)	7.79	295	事故時荷重なし
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系故障の場合)	7.79	295	事故時荷重なし
原子炉停止機能喪失	8.19	298	事故時荷重なし
LOCA時注水機能喪失	7.79	295	配管破断によるジェット荷重(*6)
格納容器バイパス(ISLOCA)	7.79	295	事故時荷重なし
津波浸水による注水機能喪失	8.16	298	事故時荷重なし
今回の評価	8.62	302	地震荷重(*7)

(注) 圧力は原子炉圧力容器ドーム部の圧力を示す。また、温度は圧力に対応した飽和温度を示す。

(*6) 配管破断により破断した配管にはジェット荷重が生じる。

(*7) 地震荷重は設計用地震S_sを用いて評価する。

【論点－8】 SA時の強度評価における設計条件

(SAクラス2機器であって、クラス1機器の設計条件) (6/6)

4. 今後の予定

以下について4月中に説明する。

- ① 原子炉压力容器のSA時機械荷重(ジェット荷重)を定量的に算出し、SA時の評価用荷重を決定する。
- ② 配管の計算結果を順次説明する。