

原子炉格納容器の地震時のスロッシングに対する考え方について

1. 概要

原子炉格納容器のサプレッション・チェンバは原子炉圧力容器等の冷却に必要な水（以下「プール水」という。）を保有している特徴から、地震時にプール水によるスロッシングが生じる。そのため、柏崎刈羽原子力発電所7号機の原子炉格納容器（RCCV型）に対するスロッシングによる影響を確認する必要がある。

これらを踏まえ、今回の工事計画における耐震評価方法の考え方や内部構造物への影響について以下に示す。

2. MARK-II型原子炉格納容器のスロッシング影響評価

原子炉格納容器の耐震評価は、原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG 4601-1987(日本電気協会)に基づき、地盤、原子炉建屋および原子炉圧力容器を連成したモデルで評価しており、サプレッション・チェンバのプール水質量の全てを固定質量とみなし、耐震評価を実施している。一方、スロッシングを考慮した評価を行う場合には、図1に示すように揺動しない部分は固定質量、揺動する部分は自由質量となる。

上記のとおり評価方法に相違があるものの、既往の試験*でスロッシングの影響を検討しており、以下のことが確認されている。

- ・縮尺した MARK-II 型原子炉格納容器を用いてスロッシングの影響を確認し、スロッシングにより発生する応力は、水による慣性力の [] 程度のオーダーである。
- ・スロッシングの固有振動数は1次～3次で [] Hz～ [] Hz であり、原子炉格納容器(水有条件)の固有振動数は [] Hz～ [] Hz であり、共振しない。

図2に既往の試験に用いた試験体を示す。

注記 *：原子力発電施設 信頼性実証実験の現状（（財）原子力発電技術機構）

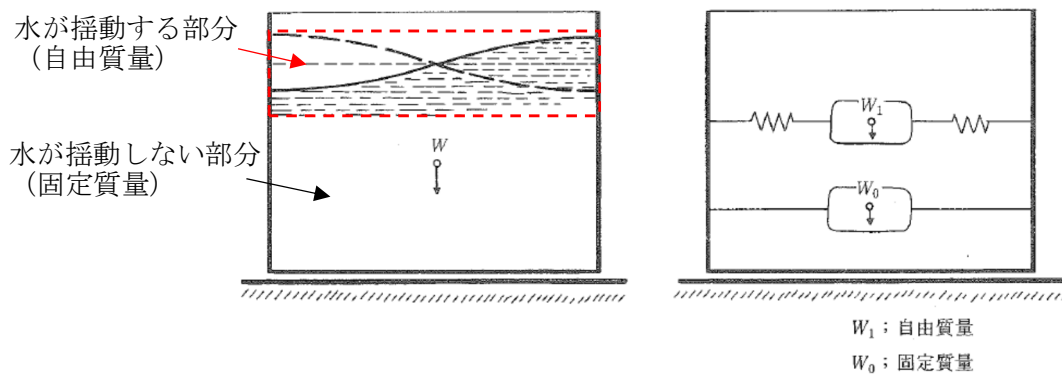


図1 スロッシングの解析モデル*

注記 *：原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987(日本電気協会)

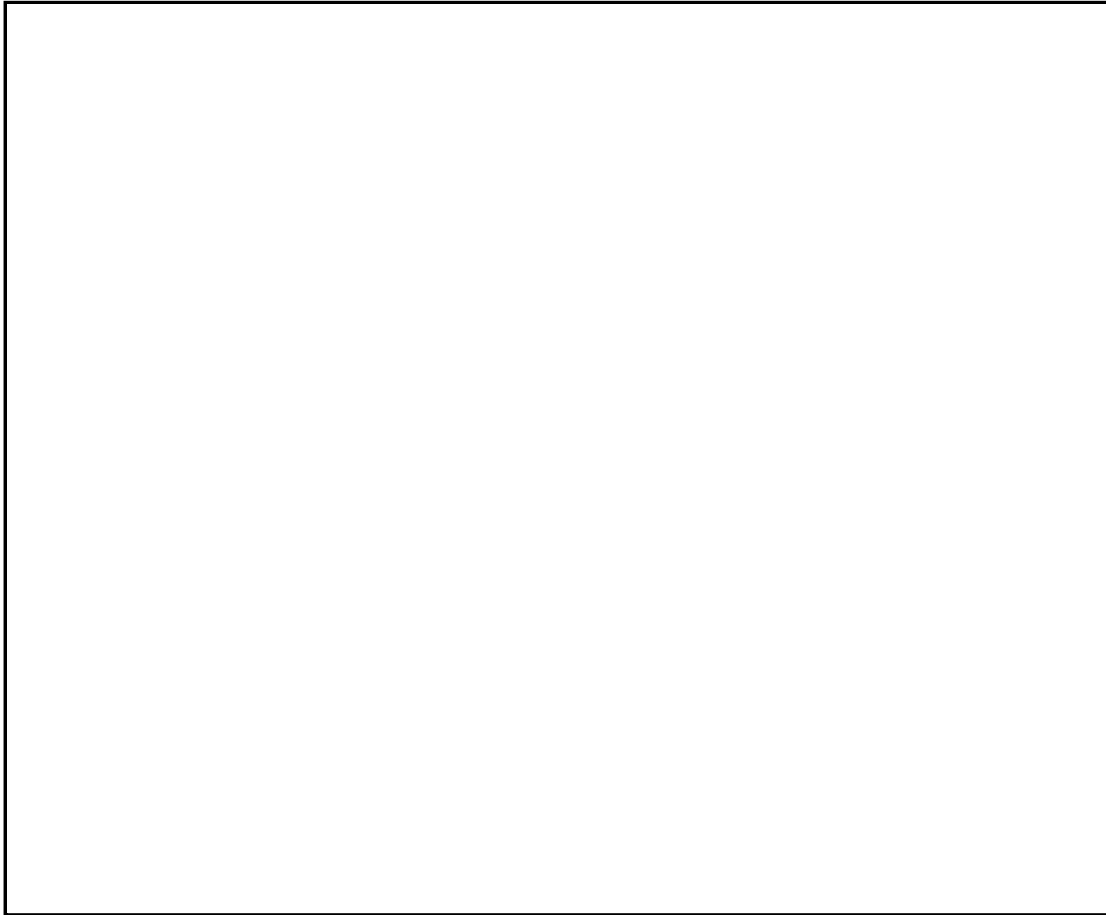


図2 既往の試験概要および結果

3. 柏崎刈羽原子力発電所7号機の原子炉格納容器(RCCV型)に対するスロッシング評価
既往の試験において、スロッシングの影響が小さいことを確認したが、柏崎刈羽原子力発電所7号機の原子炉格納容器に生じる基準地震動 S_s と地震が異なることから、その影響について確認する。

3.1 固有周期の影響

原子炉格納容器内には原子炉本体の基礎があり二重円筒構造であるが、原子炉本体の基礎はスロッシングに対して障害物として働くため、動水圧などを保守的に算出でき、J E A G 4 6 0 1-1987で引用されている単純円筒モデルのハウスナー理論(USAEC, Nuclear Reactors and Earthquakes, TID-7024, Chapter 6, Appendix F, 1963.8)に基づいて、スロッシングの固有周期を算出する。以下にスロッシングの固有周期算出の詳細を示す。

記号	記号の説明	値	単位
h	S/Cの水位	<input type="text"/>	m
R	S/Cの半径（外側）	<input type="text"/>	m
g	重力加速度	9.80665	m/sec ²
ω	スロッシング固有円振動数	—	rad/sec
T	スロッシング固有周期	—	sec

ハウスナー理論より、スロッシングの固有円振動数は以下の式より算出できる。

$$\omega^2 = \frac{1.84g}{R} \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)$$

$$\omega = \sqrt{\frac{1.84g}{R} \tanh\left(1.84 \frac{h}{R}\right)}$$

$$= \sqrt{\frac{1.84 \cdot 9.80665}{\text{} \tanh\left(1.84 \frac{\text{}}{\text{}\right)}$$

$$= \text{} \text{ rad/sec}$$

よって、スロッシングの固有周期は以下となる。

$$T = \frac{2\pi}{\omega} = \frac{2\pi}{\text{}} = \text{} \text{ sec}$$

原子炉格納容器の固有周期と比較した結果を表1に示す。表1で示すように原子炉格納容器はスロッシング時において共振しないことを確認した。

表1 固有周期の比較

	スロッシングの固有周期	原子炉格納容器の固有周期*1
固有周期(秒) (H. W. L 時(水位 7.1m))		

*1：V-2-2-1 原子炉建屋の地震応答計算書より、建屋-地盤連成モデルのうち一次モード固有周期が最長（スロッシングの固有周期に近い）の値を記載

3.2 スロッシングによる設備の影響について

原子炉格納容器および内部構造物であるベント管，原子炉本体の基礎に生じるモーメントを算出し，スロッシングによる設備への影響を確認する。

ここで，RCCV 型特有の内部構造物であり，サプレッション・チェンバプール水に下部が浸かっている下部ドライウエルアクセストンネル（以下「アクセストンネル」という。）については，建設時からサプレッション・チェンバプール水の揺動の影響を考慮した評価を行っている。既工認の設計条件の浮力の項に記載の通り，考慮の仕方としては，アクセストンネルが完全水没した浮力による荷重をスロッシングによる荷重とみなし，地震による荷重を組み合わせた評価を行っている。本申請のアクセストンネルの耐震評価（V-2-9-4-8-1 下部ドライウエルアクセストンネルの耐震性についての計算書）でも既工認と同様の組合せを考慮することでスロッシングの影響を考慮した評価を実施している。また，アクセストンネルは通常下部の 1/3 程度が水に沈んでいる（水に接している）ため，スロッシング時にプール水がアクセストンネルに衝突する際の衝撃荷重は考慮する必要はないと考える。以上より，この項ではアクセストンネルの影響確認は対象外とする。

スロッシングの影響は 3.1 項に示すように長周期領域が卓越する地震動を受けた時に共振し，プール水表面のスロッシングによるモーメントが大きくなる。一方，原子炉格納容器本体は固有周期が短いため，スロッシング時のプール水の固有周期と共振せず，短周期領域が卓越する地震動を受けた時にプール水質量の地震慣性力により原子炉格納容器に与えるモーメントが大きくなる。このため，長周期領域が卓越する基準地震動 Ss-7 のときにスロッシングによるモーメントが大きくなり，短周期領域が卓越する基準地震動 Ss-2 のときに地震慣性力によるモーメントが大きくなる。

また，基準地震動 Ss-7 と基準地震動 Ss-2 は重畳しないことから，設備への影響検討は，基準地震動 Ss-7 と基準地震動 Ss-2 を区別して実施する。

さらに，現状の耐震評価ではプール水を 100%固定質量で評価していることから現状の耐震評価の考え方の妥当性を確認する。現状の耐震評価の考え方の妥当性は，プール水を 100%固定質量とするときのモーメント（以下「100%固定質量によるモーメント」という。）とプール水を固定質量+自由質量とするときのモーメント（以下「スロッシングによるモーメント（固定質量+自由質量）」という。）と比較し，プール水を 100%固定質量とするときのモーメントの方が大きいことを確認する。このことにより，現状の耐震評価の方が保守的であることを確認する。

上記の考えに基づき，スロッシングの影響評価を実施した結果を表 2 に示す。

表2 スロッシングによる影響評価

対象設備	スロッシングによる モーメント*1 (kN・m)		100%固定質量に よる モーメント*2 (kN・m)	本申請の地震に よる モーメント*2 (kN・m)
	Ss-2	Ss-7	包絡波*3	包絡波*3
原子炉格納 容器				
ベント管				
原子炉本体 の基礎				

*1：プール水質量を固定質量と自由質量に分けた場合の評価結果

*2：プール水質量の全てを固定質量とみなした場合の評価結果

*3：基準地震動 Ss として選定している 8 つの波を包絡するもの

短周期領域が卓越する基準地震動 Ss-2 は、プール水質量の地震慣性力（固定質量）によるモーメント(①)が大きくなるものの、プール水表面のスロッシング（自由質量）によるモーメント(②)は小さくなる。また、長周期領域が卓越する基準地震動 Ss-7 は、プール水表面のスロッシング（自由質量）によるモーメント(④)が大きくなるものの、プール水質量の地震慣性力（固定質量）によるモーメント(③)が小さくなる。表 2 に示すように、いずれの地震動におけるスロッシングによるモーメント(Ss-2 は①+②, Ss-7 は③+④)も本申請の地震によるモーメント(⑥)に包絡されることから、原子炉格納容器の健全性に影響を与えないことを確認した。

また、現状の耐震評価の妥当性を確認するため、100%固定質量によるモーメント(⑤)とスロッシングによるモーメント（固定質量+自由質量）(③+④)を比較し、100%固定質量によるモーメントの方が大きいことを確認した(③+④<⑤)。これにより、現状の耐震評価で用いているプール水を 100%固定質量とみなして評価する方法は妥当であるといえる。なお、100%固定質量によるモーメント(⑤)の荷重の算出は、スロッシングによる荷重の算出と同様にするため、水質量に原子炉建屋基礎盤の加速度(1.0ZPA)を考慮して算出した。

ベント管および原子炉本体の基礎については、ハウスナー理論で算出した原子炉格納容器に作用する最大動水圧がそれぞれの投影面積に作用すると保守的に仮定し、動水圧×投影面積より荷重を算出して、モーメントアーム（例. 動水圧が等分布荷重で作用すると仮定したため、ベント管なら水平吐出管突出し長さの 1/2）を乗じることでスロッシングによるモーメントを算出する。地震による荷重のピークが短周期であり、スロッシングによる荷重のピークと重畳しないことから、地震によるモーメントを超えることはないと考えられる。さらに、原子炉本体の基礎は基準地震動 Ss-2 が発生した際

(⑦), スロッシングによる最大のモーメントが重畳したとしても, 本申請の地震によるモーメント(⑧)に対して0.33%であり, 原子炉本体の基礎の耐震評価で算出されている結果に対して影響を与えない。

3.3 スロッシングによる蒸気凝縮性能への影響

既往の文献(多重円筒型分割タンクの耐震設計(吉田ら, 甲陽建設工業(株)))に基づき地震時の波高を算出する。算出の詳細を以下に示す。

記号	記号の説明	値	単位
h	S/Cの水位	<input type="text"/>	m
R	S/Cの半径(外側)	<input type="text"/>	m
b	S/Cの半径(内側)	<input type="text"/>	m
g	重力加速度	9.80665	m/sec ²
S _{A1}	スロッシング固有周期における震度(Ss-2)	<input type="text"/>	—
S _{A1}	スロッシング固有周期における震度(Ss-7)	<input type="text"/>	—
ω ₁	スロッシング固有円振動数	—	rad/sec
T	スロッシング固有周期	—	sec
η _{max} (R)	スロッシング波高	—	m

ξ₁、Q₁、G₁(R)は、下表に記載の値を線形補完して求めた値

--

出典：多重円筒型分割タンクの耐震設計

既往文献より Ss-2 の場合の波高は以下の式より算出する。

$$\omega_1 = \sqrt{\frac{g}{R} \cdot \xi_1 \cdot \tanh\left(\xi_1 \frac{h}{R}\right)}$$

$$= \sqrt{\frac{9.80665}{\text{}} \cdot \text{} \cdot \tanh\left(\text{} \cdot \frac{\text{}}{\text{}}\right)}$$

(ここで、 $K = \frac{b}{R} = \frac{\text{}}{\text{}} = \text{}$ 、 $\xi_1 = \text{}$)

$$= \text{} \text{ rad/sec}$$

よって、既往文献（二重円筒）によるスロッシングの固有周期は以下となる。

$$T_1 = \frac{2\pi}{\omega_1} = \frac{2\pi}{\boxed{}} = \boxed{} \text{ sec}$$

算出した固有周期での Ss-2 地震による震度を用いて波高を計算する。

$$S_{A1} = \boxed{} g = \boxed{} \cdot 9.80665 = \boxed{} \text{ m/sec}^2 \text{ (Ss - 2)}$$

$$\begin{aligned} \eta_{max}(R) &= \frac{R}{g} \cdot \omega_1 \cdot Q_1 \cdot G_1(R) \cdot S_V \\ &= \frac{R}{g} \cdot Q_1 \cdot G_1(R) \cdot S_{A1} \quad (\text{ここで、} \omega_1 \cdot S_V = S_{A1}) \\ &= \frac{\boxed{}}{9.80665} \cdot \boxed{} \cdot \boxed{} \cdot \boxed{} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} (\text{ここで、} K = \frac{b}{R} = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}, Q_1 = \boxed{}, G_1(R) = \boxed{}, \\ S_{A1} = \boxed{}) \\ = \boxed{} \text{ m} \end{aligned}$$

Ss-2 と同様に Ss-7 の場合の波高は以下の式より算出する。

$$S_A = \boxed{} g = \boxed{} \cdot 9.80665 = \boxed{} \text{ m/sec}^2 \text{ (Ss - 7)}$$

$$\begin{aligned} \eta_{max}(R) &= \frac{R}{g} \cdot Q_1 \cdot G_1(R) \cdot S_{A1} \\ &= \frac{\boxed{}}{9.80665} \cdot \boxed{} \cdot \boxed{} \cdot \boxed{} \\ (\text{ここで、} K = \frac{b}{R} = \frac{\boxed{}}{\boxed{}} = \boxed{}, Q_1 = \boxed{}, G_1(R) = \boxed{}, \\ S_{A1} = \boxed{}) \\ = \boxed{} \text{ m} \end{aligned}$$

算出した地震時の波高を表 3 に示すとともに波高に伴う原子炉格納容器内の影響を図 3 に示す。スロッシング時の波高によって、水没が要求される機器のうち最も高い位置に設置されているベント管の上端であっても露出しないことを確認した。

表 3 地震の波高

	Ss-2	Ss-7
波高(m)		

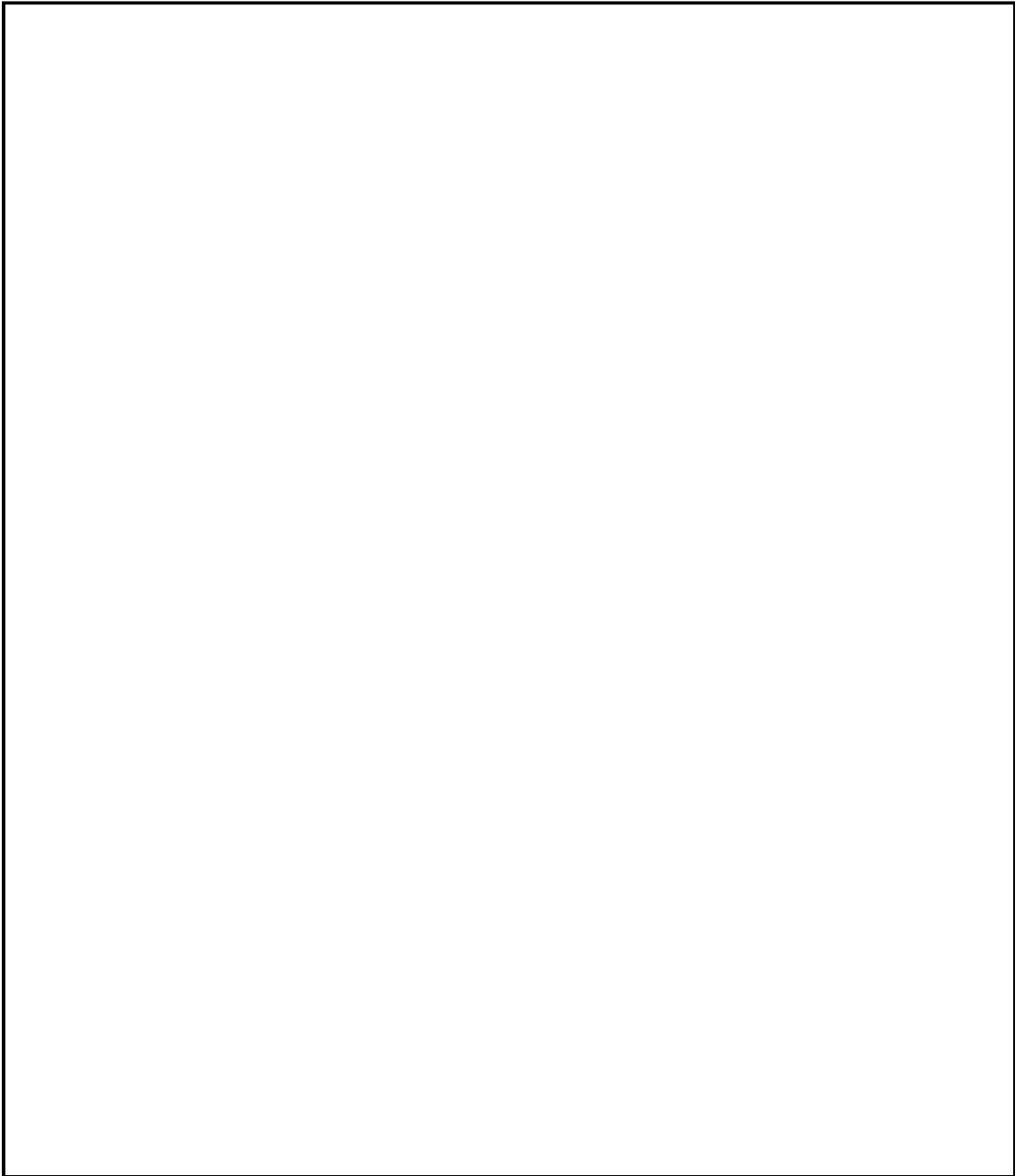


図3 スロッシングによる波高の影響

4. まとめ

RCCV 型はサプレッション・チェンバにプール水を保有するという特徴を踏まえ、スロッシングによる影響を確認した。

この結果、原子炉格納容器に対するスロッシングによる影響は、基準地震動 S_s の固有周期の長い波および短い波それぞれを評価し、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼさないことを確認した。また、100%固定質量と固定質量+自由質量それぞれのモーメントを比較し、100%固定質量の方が大きくなることを確認した。上記のことから、今回の工事計画で実施したサプレッション・チェンバのプール水の質量すべてを固定質量とみなして評価する方法は耐震評価上妥当である。

次に内部構造物へのスロッシング影響については、ベント管や原子炉本体の基礎のスロッシングによるモーメントは地震によるモーメントより小さいことに加え、固有周期のずれにより荷重のピークは重畳しないため、スロッシングによる影響はないことを確認した。アクセストンネルについては建設時よりスロッシングの影響を考慮した評価を行っており、本申請においても建設時と同じように浮力を用いてスロッシングの影響を考慮した。

また、スロッシングによる蒸気凝縮性能への影響はスロッシングが発生してもベント管やクエンチャが露出することはないため影響がないことを確認した。