

〈5/12 監視チームにおける議論のまとめ〉
2. 地震対策について
①HAW 施設及び TVF(建屋)の耐震設計について
○機器と、配管・ダクトなどの接合部の取り合いについて、計算上の位置付けを説明すること。

耐震計算における機器と配管・ダクト等との接合部の 取り合いの扱いについて

【概要】

高放射性廃液貯蔵場(HAW)の配管の耐震計算では定ピッチスパン法に基づく評価を行っている。機器と配管の接合部の取り合いについては、ピン支持(単純支持)による評価に包含されるとしているが、その理由については、両端固定支持及び一端固定他端単純支持として計算した場合の最大曲げモーメントは両端単純支持として計算した場合の最大曲げモーメント以下になることを示し、配管の耐震計算書に記載した。

また、高放射性廃液貯槽に接続されている配管についても、地震時の高放射性廃液貯槽の天板の最大変位は 1mm 程度となり、接合部に過大な変形をもたらすものでないことを確認し、高放射性廃液貯槽の耐震計算書に記載した。

令和2年5月25日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

配管の耐震性についての計算書

【目 次】

1. 概要	1
2. 一般事項	1
2.1 評価方針	1
2.2 適用規格・基準等	1
2.3 記号の説明	2
3. 評価部位	2
4. 構造強度評価	2
4.1 荷重の組み合わせ	2
4.2 許容応力	2
4.3 設計用地震力	3
4.4 計算方法	4
4.5 計算条件	4
5. 評価結果	9

1. 概要

高放射性廃液の閉じ込め機能，崩壊熱除去機能及び重大事故対処設備を構成する配管について，「再処理施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」を踏まえ，廃止措置計画用設計地震動によって生じる地震力が作用したとしてもその安全機能の維持が可能であることを示す。

2. 一般事項

2.1 評価方針

評価対象の配管は，振動数基準の定ピッチスパン法により設置している。配管の構造強度の評価は，「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」に基づき，当該配管に廃止措置計画用設計地震動時に発生する最大応力を評価し，構造上の許容限界を超えないことを確認する。

2.2 適用規格・基準等

適用規格・基準等を以下に示す。

- (1) 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987 (日本電気協会)
- (2) 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008 (日本電気協会)
- (3) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1 2012 (日本機械学会)
- (4) 発電用原子力設備規格 材料規格 JSME S NJ1 2012 (日本機械学会)

2.3 記号の説明

記号	記号の説明	単位
C_H	水平方向設計震度	—
C_V	鉛直方向設計震度	—
D_0	管の外径	mm
g	重力加速度	mm/s ²
i_1	設計・建設規格 PPC-3530 及び PPC-3810 に定める応力係数	—
L	直管部の最大支持間隔	mm
M_a	機械的荷重（自重その他の長期的荷重に限る）により生じるモーメント	N・mm
M_b	機械的荷重（地震を含めた短期的荷重）により生じるモーメント	N・mm
P	圧力	MPa
S_{prm}	一次応力	MPa
S_u	JSME S NJ1-2012 Part3 に定める材料の設計引張強さ	MPa
t	管の厚さ	mm
w	管の単位長さ当たりの質量	kg/mm
Z	管の断面係数	mm ³

3. 評価部位

配管の構造強度の評価は、本体の一次応力について実施する。評価の範囲は高放射性廃液を内蔵する系統，槽類換気系統，セル換気系統，一次冷却水系統，二次冷却水系統及び緊急放出系統の配管とする。

4. 構造強度評価

4.1 荷重の組み合わせ

発生応力の算出においては、自重、圧力及び地震による応力を組み合わせた。地震による応力については、水平方向応力と鉛直方向応力を、二乗和平方根（SRSS）法により組み合わせた。

4.2 許容応力

配管の構造強度の許容応力は、クラス3管に対する一次応力制限が規定されている「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601 補-1984 重要度分類・許容応力編」に準拠し、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2012」に基づき、供用状態Dsにおける許容応力を用いた。供用状態Dsについて、温度は設計温度、圧力については設計圧力、配管内部の流体については充填し、それぞれ生じる荷重と廃止措置計画用設計地震動による地震力を組み合わせた状態とした。配管の応力分類と許容応力を表4-1に示す。

表 4-1 配管の応力分類と許容応力

評価部位	応力分類	許容応力	備考
配管	一次応力	0.9 Su (1.5×0.6 Su)	弾塑性挙動の範囲に入ることは許容するものの、崩壊防止の観点から制限を課した許容応力

4.3 設計用地震力

廃止措置計画用設計地震動による高放射性廃液貯蔵場(HAW)の各階での静的解析用震度を表 4-2 に示す。

配管の静的解析用震度は、配管据付最上階のもの(RF, 水平方向:1.41, 鉛直方向:0.80)を用いた。

表 4-2 静的解析用震度

階	静的解析用震度 (床応答最大加速度×1.2)	
	水平方向	鉛直方向
RF	1.41	0.80
5F	1.36	0.80
4F	1.24	0.79
3F	1.18	0.79
1F	1.10	0.78
B1F	1.04	0.77

4.4 計算方法

配管の計算方法として、以下に示す「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」の配管の計算式を適用して発生応力を算出した。発生応力と許容応力を比較することにより評価を行った。

$$S_{prm} = \frac{PD_0}{4t} + \frac{0.75i_1(M_a + M_b)}{Z}$$

4.5 計算条件

4.5.1 解析モデル

配管については、振動数基準の定ピッチスパン法に基づき配管が地震時に共振しないよう一次固有振動数が 20 Hz 以上（剛）となる間隔で支持している。

直管部においては、等分布荷重を受ける両端単純支持はりにモデル化した。配管の解析モデルを図 4-1 に示す。

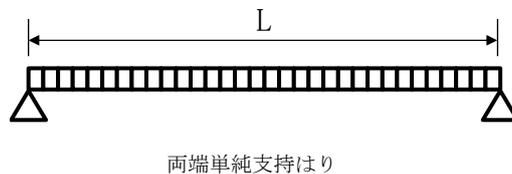


図 4-1 配管の解析モデル

等分布荷重を受ける両端単純支持はりの M_a は次式で表される。

$$M_a = \frac{wgL^2}{8}$$

また、 M_b については、次式で表される。

$$M_b = \sqrt{(M_a C_H)^2 + (M_a C_V)^2}$$

上記のモデル化では両端を単純支持としているが、実際の配管において機器に接続される部分は固定端となる。したがって実機では両端固定支持又は一端固定他端単純支持に近い状態となる。両端固定支持とした場合の配管部に作用する曲げモーメント M_a は

$$\text{端部} : M_a = \frac{wgL^2}{12}, \quad \text{支間最大} : M_a = \frac{wgL^2}{24}$$

一端固定他端単純支持とした場合の配管部に作用する曲げモーメント M_a は

$$\text{端部} : M_a = \frac{wgL^2}{8}, \quad \text{支間最大} : M_a = \frac{9wgL^2}{128}$$

となるので両端を単純支持とするモデルは実機よりも保守的となる（「構造力学公式集」，土木学会，1974）。

直管部以外の曲がり部分，支持間隔の間にバルブ等の集中質量がある部分，分岐等の部分については，それぞれの部位の固有振動数が 20 Hz 以上となるように，直管部の支持間隔にそれぞれの部位の特徴に縮小率を乗じて短くした支持間隔としている。図 4-2 には曲がり部分に対する縮小率を，図 4-3 には集中質量部に対する縮小率を示す。また，分岐部については縮小率 0.85 とする。したがって直管部で最も長い支持間隔となる配管（最も固有振動数が低くなる配管）について地震時の発生応力を計算することで，他の配管の発生応力は包絡される。

なお、高放射性廃液貯槽（272V31～V36）に接続されている配管については、地震時における高放射性廃液貯槽上部の最大変位が十分少ないことを確認しており、接続されている配管に過大な変形や二次応力は生じない（「高放射性廃液貯槽（272V31～V36）の耐震性についての計算書」参照）。

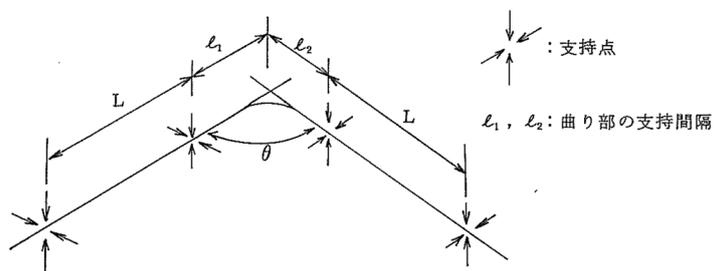
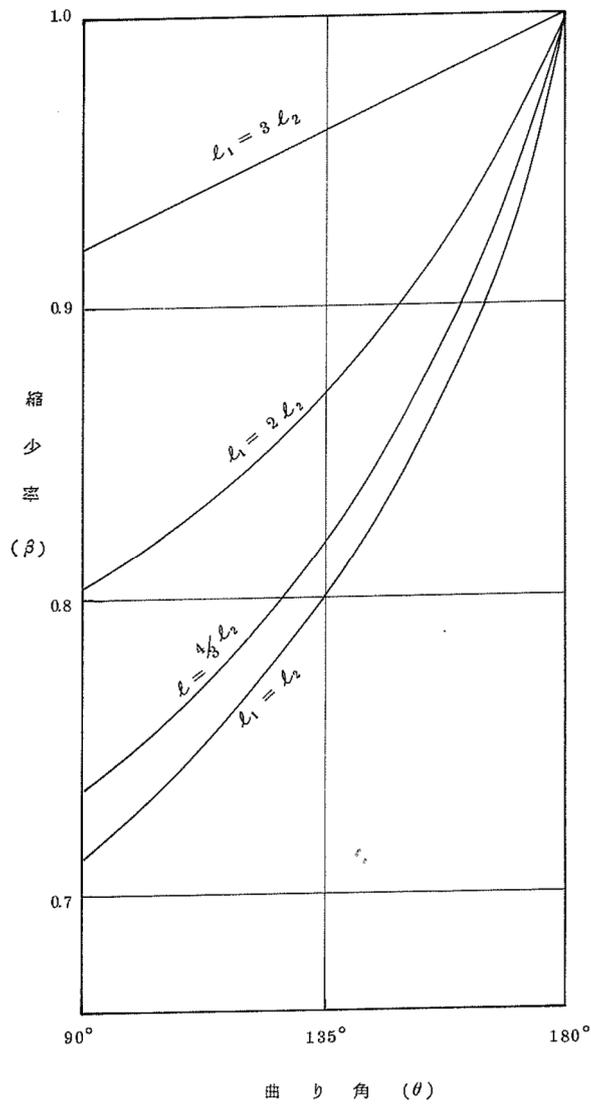
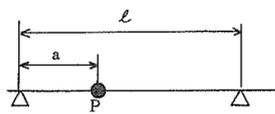
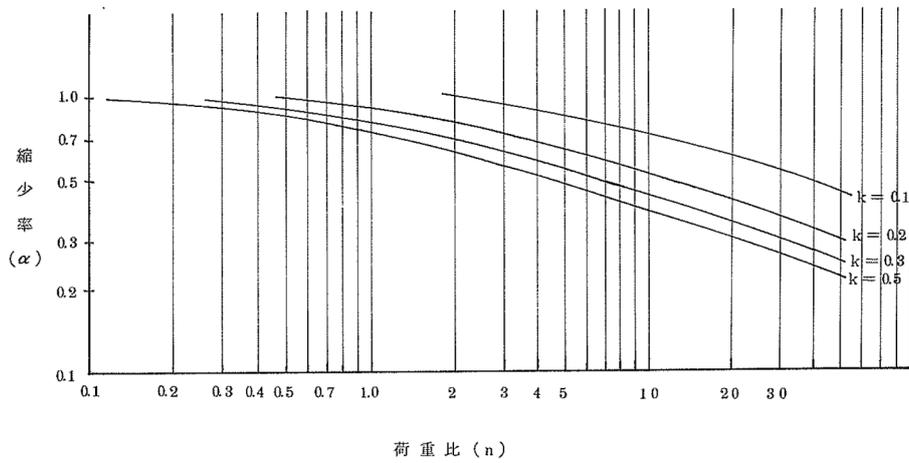


図 4-2 曲がり部を 20 Hz 以上とするための縮小率



P : 集中質量部の重量

w : 配管の単位長さ当りの重量

a : 支持点から集中質量部までの長さ

$$n : \text{荷重比} = \frac{P}{W \cdot l}$$

$$k : \frac{a}{l}$$

図 4-3 集中質量部を 20 Hz 以上とするための縮小率

4.5.2 諸元

配管の仕様を表 4-3 に示す。

表 4-3 配管の仕様

評価対象設備	安全上の機能	機器区分	流体名	流体の密度 (g/cm ³)	材質	保温有無	温度 (°C)	圧力 (MPa)	呼び径 (A)	配管 Sch 又は肉厚 (mm)	最大支持間隔 ^{※2} (mm)	
高放射性廃液を内蔵する系統の配管	閉じ込め機能	クラス 3	高放射性廃液	1.6	SUS304LTP	無	100	1.37	50	20S	2410	
				80					20S	2850		
			水	1.0					250	2.84	32	20S
槽類換気系統及び緊急放出系統の配管	閉じ込め機能, 重大事故対処設備	クラス 3	空気	—	SUS304LTP	無	100	1.37	80	20S	3380	
					SUS304				200	20S	5310	
									400	9.0 mm	7340	
セル換気系統の配管	閉じ込め機能	クラス 3	空気	—	SUS304	無	40	—	φ 850	5.0 mm	11189	
					SS400				400×400 ^{※1}	2.3 mm	8130	
									650×250 ^{※1}	2.3 mm	6190	
									800×450 ^{※1}	2.3 mm	7090	
									800×800 ^{※1}	2.3 mm	8380	
									1000×1000 ^{※1}	2.3 mm	8440	
									1100×600 ^{※1}	2.3 mm	7130	
									200	2.3 mm	5270	
									250	2.3 mm	6104	
									300	2.3 mm	6692	
350	2.3 mm	7232										
一次冷却水系統の配管及び二次冷却水系統の配管	崩壊熱除去機能, 重大事故対処設備	クラス 3	冷却水	1.0	SUS304	無	100	1.37	32	40S	2160	
									50	20S	2520	
									80	10S	2920	
									150	10S	3730	
									200	10S	4200	
									有	100	10S	2580
										200	10S	3600

※1 角ダクト

※2 直管部の最大支持間隔

5. 評価結果

構造強度評価結果を表 5-1 に示す。

これより高放射性廃液貯蔵場(HAW)の配管の発生応力はいずれも許容応力以下であることを確認した。また、高放射性廃液の配管、槽類換気系及び緊急放出系の配管(セル換気系への合流部まで)、一次冷却水系配管(冷却水)については、最高温度 100℃、最高圧力 1.37 MPa においても上記の耐震性を有することから、高放射性廃液の沸騰等を考慮しても十分耐えうるものである。

表 5-1 構造強度評価結果

評価対象設備	保温有無	呼び径 (A)	配管 Sch 又は肉厚 (mm)	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	応力比 ^{※1}
高放射性廃液を内蔵する系統の配管	無	50	20S	36	367	0.10
		80	20S	40	367	0.11
		32	20S	25	330	0.08
槽類換気系統及び緊急放出系統の配管	無	80	20S	31	367	0.09
		200	20S	34	367	0.10
		400	9.0 mm	38	367	0.11
		φ 850	5.0 mm	24	468	0.06
セル換気系統の配管	無	400×400 ^{※2}	2.3 mm	20	280	0.08
		650×250 ^{※2}	2.3 mm	15	280	0.06
		800×450 ^{※2}	2.3 mm	12	280	0.05
		800×800 ^{※2}	2.3 mm	11	280	0.04
		1000×1000 ^{※2}	2.3 mm	9	280	0.04
		1100×600 ^{※2}	2.3 mm	9	280	0.04
		200	2.3 mm	23	360	0.07
		250	2.3 mm	25	360	0.07
		300	2.3 mm	25	360	0.07
		350	2.3 mm	25	360	0.07
一次冷却水系配管及び二次冷却水系配管	無	32	40	31	396	0.08
		50	20S	34	396	0.09
		80	10S	41	396	0.11
		150	10S	51	396	0.13
		200	10S	54	396	0.14
	有	100	10S	37	396	0.10
		200	10S	47	396	0.12

※1 応力比は、発生応力／許容応力を示す。

※2 角ダクト。

計算書より該当部分を抜粋

高放射性廃液貯槽(272V31～V36)の耐震性についての計算書

が作用するときの評価として、溶液のスロッシングを考慮する場合よりも、溶液を固定荷重とみなした場合の方が水平力が大きくなることから、スロッシングを考慮しない方が保守的な結果を与える。なお、Housner の理論式に基づけば液位が低下するほど溶液の自由質量の割合が増す（自由質量の割合は水深 h に反比例する）ことから揺動による影響が増加するものの、一方で液量が減少することで全体としては貯槽本体の質量（固定質量）に起因する慣性力が支配的になり、その結果として高放射性廃液貯槽においては液量が減っても全水平荷重はスロッシングを考慮しない場合の方が保守的な結果となる。

表 6-2 スロッシング評価条件

記号	記号の説明	単位	計算条件
U_0	水平地震加速度	cm/s^2	980.665
ρ	溶液密度	kg/cm^3	1.28
V	液量（満水時）	m^3	120
R	貯槽半径（内半径）	cm	340
H	貯槽高さ	cm	477
H_b	貯槽ラグ高さ	cm	223
h	水深（満水・静止時）	cm	393
L_1	溶液を含む容器の重心高さ	cm	53

表 6-3 スロッシングの影響の比較

	容器が受ける水平荷重 (kg)	容器が受ける転倒モーメント (kg-cm)
溶液のスロッシング を考慮した場合	$P = 170 \times 10^3$	$M = 7863 \times 10^3$
溶液すべてを固定荷 重とみなした場合	$P_s = 188 \times 10^3$	$M_s = 9979 \times 10^3$

6.2 高放射性廃液貯槽に連結している配管への影響について

高放射性廃液貯槽には多数の配管（高放射性廃液の移送用配管，一次冷却水の供給配管，計測用圧空配管，オフガス配管等）が接続されている。地震動が作用し高放射性廃液が変形することにより、これらの配管に強制変位による二次応力が発生するお

それがある。そのため、これらの連結配管への影響を確認するために、設計地震動を受けた場合の高放射性廃液貯槽の最大変位を求める。

計算条件（解析モデルと諸元）は4.6項に示したものと同一とした。解析は水平地震力及び鉛直地震力による最大変位とその発生時刻を求め、それらの最大変位を重ね合わせた場合の保守的な評価を行うために時刻歴解析を用いた。時刻歴解析に用いた地震動を図6-2～図6-3に示す。なお、水平地震力は最大加速度の大きなNS方向とした。

評価の結果、得られた高放射性廃液貯槽上部鏡板の変位量は表6-4の通りとなった。これより、EW方向変位もNS方向最大値と同じ（0.824 mm）とし、鉛直最大変位（0.037 mm）も含めてすべての方位で最大変位が同時刻で発生したと仮定しても変位は約1.2 mm ($=\sqrt{(0.824)^2+(0.824)^2+(0.037)^2}$) であり、固有振動数が20 Hz以上となるようにサポートで支持された連結配管に対して過度の二次応力を発生させるような変位には至らない。

また、配管自体は上記の通り剛構造となるように支持間隔を設計しており廃止措置計画用設計地震動に対して耐震性を有する設計となっている（「3.31 配管の耐震性についての計算書」参照）。

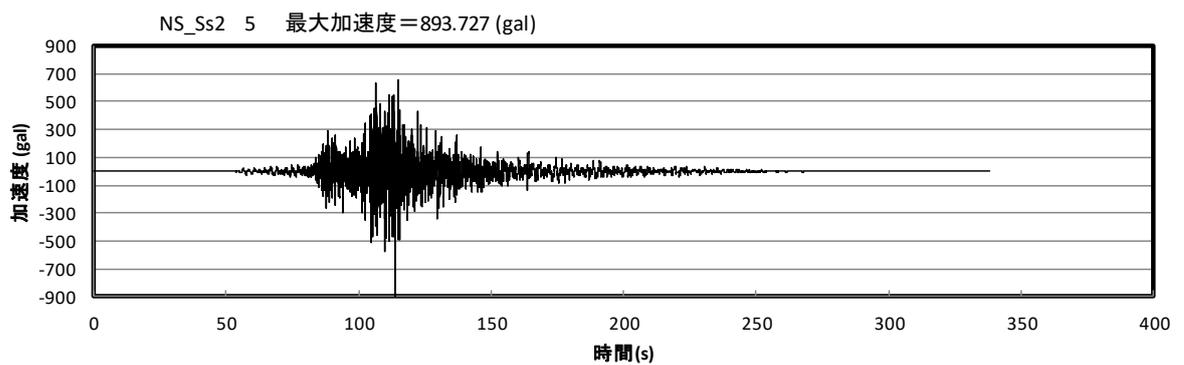
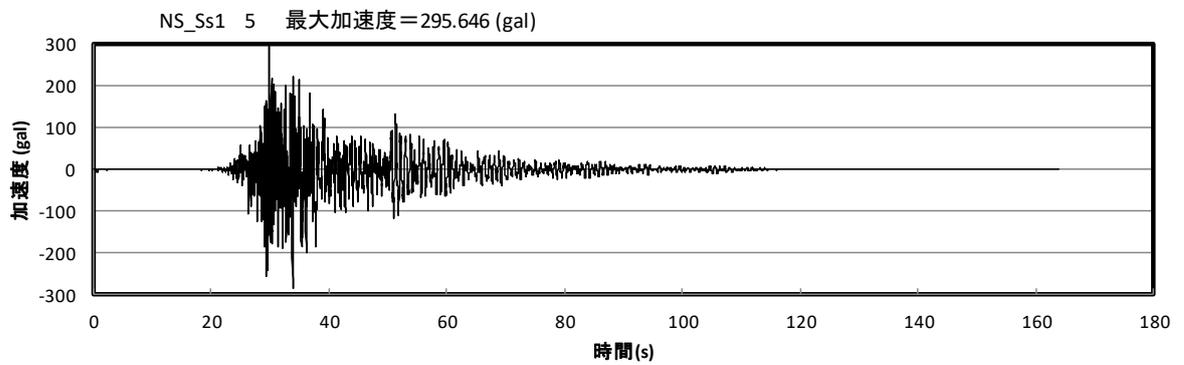
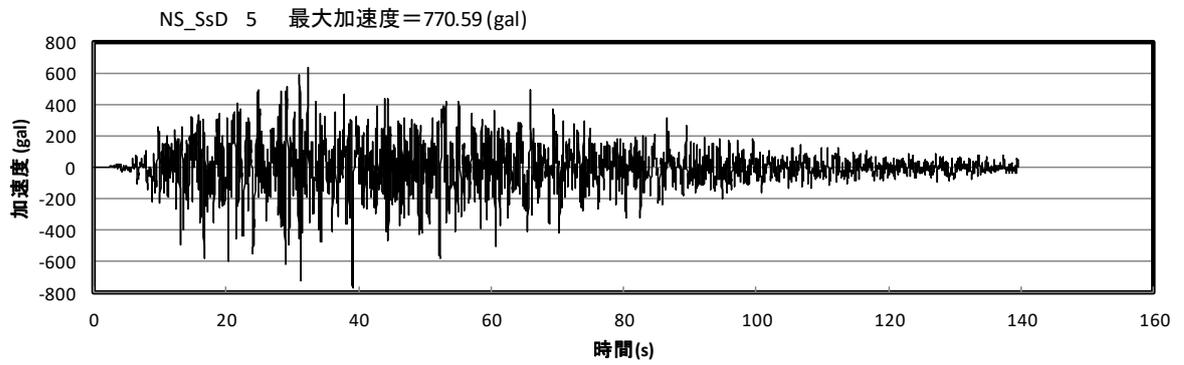


図 6-2 廃止措置計画用設計地震動 Ss(Ss-D, Ss-1, Ss-2)による床応答時刻歴波形
(1階, 水平 NS 方向)

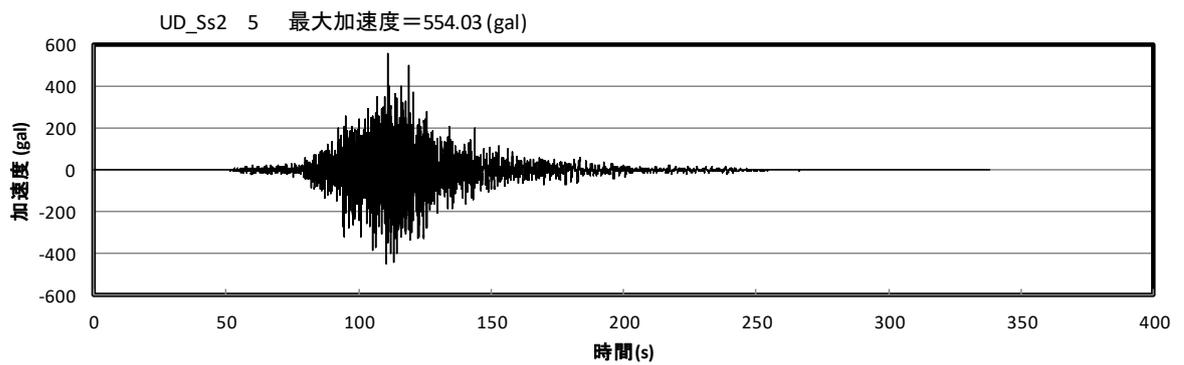
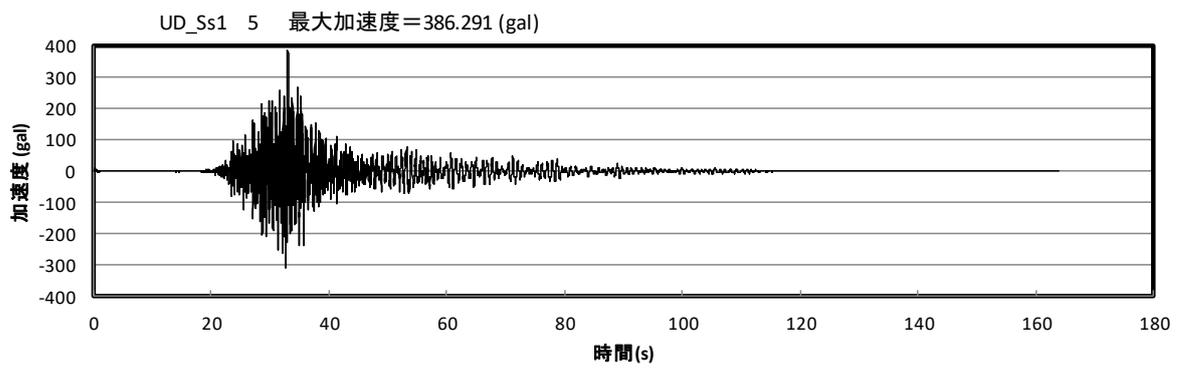
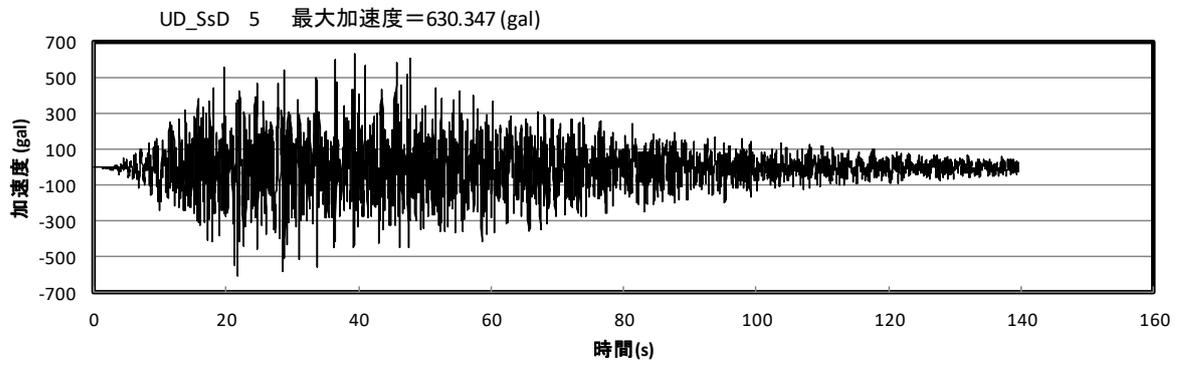


図 6-3 廃止措置計画用設計地震動 Ss(Ss-D, Ss-1, Ss-2)による床応答時刻歴波形
(1 階, 鉛直方向)

表 6-4 設計地震動による高放射性廃液貯槽上部鏡板の最大変位

地震動		最大変位 (mm)	発生時刻 (sec)
水平地震動	Ss-D (NS)	0.686	39.1
	Ss-1 (NS)	0.441	29.8
	Ss-2 (NS)	0.824	113.8
鉛直地震動	Ss-D	0.037	39.5
	Ss-1	0.027	33.0
	Ss-2	0.035	110.8