

HTTR（高温工学試験研究炉）の標準応答スペクトルに基づく基準地震動（Ss-6）に対する
Sクラス施設・設備の耐震安全性評価の結果について

1. はじめに

2021年4月21日に、試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈等の一部改正されたことを受け、HTTRの既許可の基準地震動（Ss-D、Ss-1～Ss-5）と標準応答スペクトルにより評価した結果を比較したところ、一部の周期帯で既許可を上回ることを確認したため、標準応答スペクトルを考慮した地震動を基準地震動 Ss-6 として新たに追加する変更申請を2021年11月15日に行った。その後、基準地震動 Ss-6 の策定過程や結果については、第440回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合（2022年5月13日）にて審議され、概ね了承された。また、地盤の安定性評価や新知見対応（津波評価、火山影響評価）については、第457回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合（2022年8月26日）にて審議され、概ね了承された。

その後、申請時からやや大きくなった基準地震動 Ss-6 に対して、工事が必要かどうかを確認するための耐震安全性評価を実施し、工事不要との結果を得たことから原子炉設置変更許可申請の補正を2023年7月11日に行った。

基準地震動 Ss-6 の追加に伴う耐震安全性評価は、原規規発第2104086号にて認可を受けた原子炉施設〔HTTR（高温工学試験研究炉）〕の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書〔HTTRの変更（第4回申請）〕（以下、「既認可設工認」という。）と同じ計算方法にて実施済みであるが、本資料では、耐震安全性評価の結果の概要（代表例）を示す。従って、許可段階ではあるが、工事の有無の判断に簡易評価を用いておらず、許可取得後に速やかに耐震安全性評価に係る後段の手続きが実施できるよう準備中である。

2. 基準地震動と耐震安全性評価対象施設

新たに追加した基準地震動（Ss-6）と既許可の基準地震動の比較を表1及び図1に、耐震安全性評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系を表2（既認可設工認より抜粋）に、Sクラス施設への波及的影響評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系を表3（既認可設工認より抜粋）に示す。また、耐震重要度分類とは別に基準地震動にて耐震安全性評価が必要な対象として、溢水防止に係る耐震安全性評価対象施設を表4（既認可設工認より抜粋）に、BDDBA時の機能維持設備を表5（既認可設工認より抜粋）に示す。また、表2のBクラス又はBクラス相当の施設は、共振のおそれのあるものとしての評価対象又は制御棒の挿入性確保のための評価対象として記載している。

3. Sクラス施設等の施設・設備の評価結果の概要

原子炉建家の地震応答解析のための解析モデル図を図2に示す。また、主に1次系の主冷却設備を設置している原子炉格納容器内のフロア（図2の質点番号9）におけるFRSを図3に示す。

耐震安全性評価の概要として、原子炉建家の結果を図4に、原子炉本体の結果を表6に、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の結果を表7に、原子炉冷却系統施設の結果を表8に、溢水防止に係る設備の結果を表9に、BDBA時の機能維持設備の結果を表10にそれぞれ示す。これらの評価結果から、以下の5点について確認を実施した。

- ①Ss-6及びSd-6による建家の各フロアにおけるFRS
- ②建家を含む耐震Sクラス施設等の耐震性（制御棒の挿入性を含む）
- ③耐震Sクラス施設への波及的影響
- ④溢水防護に係る設備の基準地震動(Ss-6)に対する耐震性
- ⑤BDBA対処設備の基準地震動(Ss-6)に対する耐震性

評価の結果、耐震裕度が比較的厳しい箇所としては、高温プレナムブロックや1次ヘリウム主配管（単管）等の一部において裕度が小さい箇所はあるが、評価対象全ての設備・機器について評価値を満足することを確認した。

以上のことから、申請中の原子炉設置変更許可申請においては、標準応答スペクトルに基づく基準地震動（Ss-6）の追加に対する工事は不要であり、設計方針の変更も伴わないことを確認した。

4. 参考資料

- ・国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）の原子炉施設〔HTTR（高温工学試験研究炉）〕の変更に係る設計及び工事の計画の認可申請書〔HTTRの変更（第4回申請）〕：原規規発第2104086号にて認可

表 1 : 基準地震動の最大加速度 (cm/s²)

基準地震動		NS 方向	EW 方向	UD 方向
Ss-D	応答スペクトル法	700		500
Ss-1	断層モデルを用いた手法	973	711	474
Ss-2		835	761	436
Ss-3		948	850	543
Ss-4		740	630	405
Ss-5		670	513	402
Ss-6	応答スペクトル法	827		591

表 2 : 耐震評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系 (1/3)

耐震クラス	名称
S	原子炉圧力容器
S	スタンドパイプ
S	圧力容器スカート
S	圧力容器基礎ボルト
S	サポートポスト(支持機能のみ。)
S	炉心拘束機構(拘束バンドを除く。)
S	炉心支持板
S	炉心支持格子
S	原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック(上蓋を除く。)
S	中間熱交換器
S	1次加圧水冷却器
S	1次ヘリウム循環機
S	1次ヘリウム配管(二重管)
S	1次ヘリウム主配管(単管)
S	一次冷却設備の主要弁
S	補助ヘリウム冷却系(原子炉冷却材圧力バウンダリに属するもの。)
S	原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管(原子炉格納容器内のもの。)
S	制御棒
S	制御棒駆動装置
S	中央制御室の盤
S	線量当量率モニタリング設備
S	放射能検出器容器(1次冷却材放射能検出器容器)
S	Sクラス設備の補助設備となる電気計装設備
S	原子炉格納容器附属設備の1次冷却材を内蔵する配管貫通部
S	原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵プール

表 2 : 耐震評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系 (2/3)

耐震クラス	名称
B	固定反射体ブロック
B	高温プレナムブロック
B	サポートポスト(支持機能を除く。)
B	炉床部断熱層
B	炉心拘束機構の拘束バンド
B	遮へい体
B	燃料交換機
B	燃料出入機
B	プール水冷却浄化設備(プール水冷却に関する部分)
B	使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラック (上蓋を除く。)
B	原子炉建家内附属機器
B	使用済燃料貯蔵建家内附属機器
B	補助冷却水系
B	炉容器冷却設備(Cクラスに属するものは除く。)
B	補機冷却水設備(崩壊熱除去の主要設備に関わるもの。)
B	1次ヘリウム純化設備(S,Cクラスに属する設備を除く。)
B	試料採取設備(S,Cクラスに属する設備を除く。)
B	後備停止系駆動装置
B	放射能検出器容器(Sクラスを除く。)
B	Bクラス設備の補助設備となる電気計装設備
B	気体廃棄物処理系
B	洗浄廃液ドレン系
B	機器ドレン系
B	床ドレン系
B	使用済燃料貯蔵建家ドレン系

表 2 : 耐震評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系 (3/3)

耐震クラス	名称
B	原子炉格納容器
B	サービスイリア
B	非常用空気浄化設備
B	非常用発電機
B	圧縮空気設備
B	制御棒交換機
B	使用済燃料貯蔵建家換気空調設備の一部
B	原子炉建家天井クレーン
B	使用済燃料貯蔵建家天井クレーン
B	原子炉建家
B	原子炉建家基礎版
Bクラス相当*	制御棒案内ブロック(制御棒の挿入性に係る箇所)
Bクラス相当	燃料体の黒鉛ブロック
Bクラス相当	可動反射体ブロック

※ 制御棒案内ブロックの側面については制御棒の挿入性を確保するため、基準地震動において評価を実施する。

表 3 : 波及的影響評価を実施する建物・構築物及び機器・配管系

耐震クラス	名称
B	原子炉建家屋根トラス
B	原子炉格納容器 (熱電対交換ハッチを含む。)
B	原子炉建家天井クレーン
B	排気筒
B	燃料交換機
B	制御棒交換機

表 4 : 溢水防止に係る耐震安全性評価対象設備 (1/2)

設備名	機器名称	Ss 耐震性		溢水源		溢水源としての考え方
		耐震性有	耐震性無	該当	非該当	
炉容器冷却設備	炉容器冷却水サージタンク	○			○	
	炉容器冷却水冷却器	○			○	
	配管	○			○	
補助冷却設備	補助冷却水加圧器	○			○	
	補助冷却水補給タンク		○		○	
	補助冷却水空気冷却器	○			○	
	原子炉格納容器内及び H-217 室		○		○	
	配管 それ以外	○			○	
加圧水冷却設備	純水タンク	○			○	
	加圧水加圧器		○		○	
	加圧水空気冷却器	—	—		—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	原子炉格納容器内及び H-209 室		○		○	
	配管 それ以外	○			○	
液体廃棄物の廃棄設備	機器ドレン系 廃液槽	○			○	
	機器ドレン系 ドレンピット	○			○	
	床ドレン系 廃液槽	○			○	
	洗浄廃液ドレン系 廃液槽	○			○	
	配管		○		○	
一般排水設備	一般排水設備排水槽	—	—		—	地下3階の床面より低い位置にあるため溢水源として考えない
	配管	○			○	
	冷凍機	○			○	
	冷水タンク	○			○	
	膨張タンク	○			○	
空調用冷水装置 I	原子炉建家 I 系空調器	—	—		—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	放射能測定室系空調器	—	—		—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	配管	○			○	
	冷凍機	○			○	
	冷水タンク	○			○	
空調用冷水装置 II	膨張タンク	○			○	
	原子炉建家 II 系空調器	—	—		—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	電気設備室系空調器	—	—		—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	中央制御室系空調器	—	—		—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	配管	○			○	

表 4：溢水防止に係る耐震安全性評価対象設備(2/2)

設備名	機器名称	Ss耐震性		溢水源		溢水源としての考え方
		耐震性有	耐震性無	該当	非該当	
消火設備	消火用充水槽	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
	配管	○			○	
蒸気供給設備	配管	○			○	
	浄水供給設備 電気温水器	—	—	—	—	漏水した場合、屋外に排水されるため溢水源として考えない
淡水供給設備	配管	○			○	
	プール水冷却器	プール水冷却器	○			○
使用済燃料貯蔵設備		プール水フィルタ		○	○	
	使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール	○			○	
1次へリウム純化設備 冷水供給系	配管		○	○		
	1次へリウム純化設備冷却器		○	○		
	1次へリウム純化設備再生系冷却器		○	○		
	冷水装置		○	○		
	膨張タンク		○	○		
	配管		○	○		
	2次へリウム純化設備冷却器		○	○		
	2次へリウム純化設備再生系冷却器		○	○		
	A系燃料小出槽	○			○	
	B系燃料小出槽	○			○	
非常用発電機	配管	○			○	

表 5 : DBA 時に機能を期待する設備

設備機器		
後備停止系		現場盤 原子炉格納容器貫通部 後備停止系駆動装置
プール水冷却浄化設備		現場盤 計器スタンション 補給水系配管
使用済燃料貯蔵設備		原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵建家内の使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック
その他 監視に 必要な 盤、計器	補助冷却器出口ヘリウム 圧力	現場盤 計器スタンション
	原子炉格納容器内圧力	現場盤 計器スタンション
	原子炉圧力容器上鏡温度	現場盤
	中性子束	現場盤

表 6：原子炉本体に係る耐震安全性評価結果の概要 (Sd の評価)

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa
					方法 1 MPa	方法 2 MPa	
イ-B-7	高温プレナムブ ロック キー結合用 ブロック (周辺ブロック)	B	—	膜	0.4	0.5	1.9
				膜+曲げ	1.7	2.0	2.6
				膜+曲げ+ビーク	3.0	3.4	3.5
			キー	純せん断	0.5	0.7	7.8
イ-B-8	サポートポスト	B	—	膜	1.7	1.8	9.7
				膜+曲げ	4.9	5.7	12.9
				膜+曲げ+ビーク	13.2	15.3	17.4
イ-B-9	炉床部断熱層 プレナム下部 ブロック	B	—	膜	0.3	0.2	1.7
				膜+曲げ	1.0	1.1	2.2
				膜+曲げ+ビーク	1.4	1.7	3.0
			キー	純せん断	0.3	0.1	7.8
イ-B-10	炉床部断熱層 炭素ブロック	B	—	膜	0.2	0.3	1.4
				膜+曲げ	0.7	0.7	1.9
				膜+曲げ+ビーク	1.5	1.9	2.6

表 7：核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る耐震安全性評価結果の概要 (Ss の評価)

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa
					方法 1 MPa	方法 2 MPa	
ロ-Ss-1	原子炉建家 内使用済燃 料貯蔵設備 貯蔵ラック (上蓋を除 く。)	S	胴部	膜	17	26	254
				1次+2次	23	46	315
			取付 ボルト	引張	29	58	153

表 8 : 原子炉冷却系統施設に係る耐震安全性評価結果の概要
 (1次ヘリウム配管(単管) 原子炉压力容器安全弁配管 ティー(Ss と Sd の評価))

運転状態	評価項目	温度 (℃)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
IV	$F_c/A + D_c M / (2yI) \leq S_y / f_B$	40	119	137	y=1.30 f _B =1.50

運転状態	評価項目	温度 (℃)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
III	$F_c/A + D_c M / (2yI) \leq S_y / f_B$	40	101	102	y=1.30 f _B =2.00

表 9 : 溢水防止に係る設備の耐震安全性評価結果の概要 (炉容器冷却設備配管)

評価区分	地震種別	一次応力評価			一次+二次応力評価		
		計算応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	裕度 $\frac{\text{許容応力}}{\text{計算応力}}$	計算応力 (N/mm ²)	許容応力 (N/mm ²)	裕度 $\frac{\text{許容応力}}{\text{計算応力}}$
III _A S	1/2Sd-6 地震	153	234	1.52	78	468	6.00
IV _A S	Ss-6 地震	190	337	1.77	342	468	1.36

※最小裕度についての評価結果を示す。

表 10 : BDBA 時の機能維持設備に係る耐震安全性評価結果の概要 (Ss の評価)

機器	評価部位	分類	方法 1 (MPa)	方法 2 (MPa)	許容値 (MPa)
後備停止系 駆動装置	ホッパ	膜	17	12	264
		膜+曲げ	187	320	396

- S ー D 応答スペクトル法による基準地震動
- S ー 1 F3断層～F4断層による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点1)
- S ー 2 F3断層～F4断層による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- S ー 3 F3断層～F4断層による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点3)
- S ー 4 F3断層～F4断層による地震(断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点3)
- S ー 5 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)
- S ー 6 標準応答スペクトルを考慮した地震動

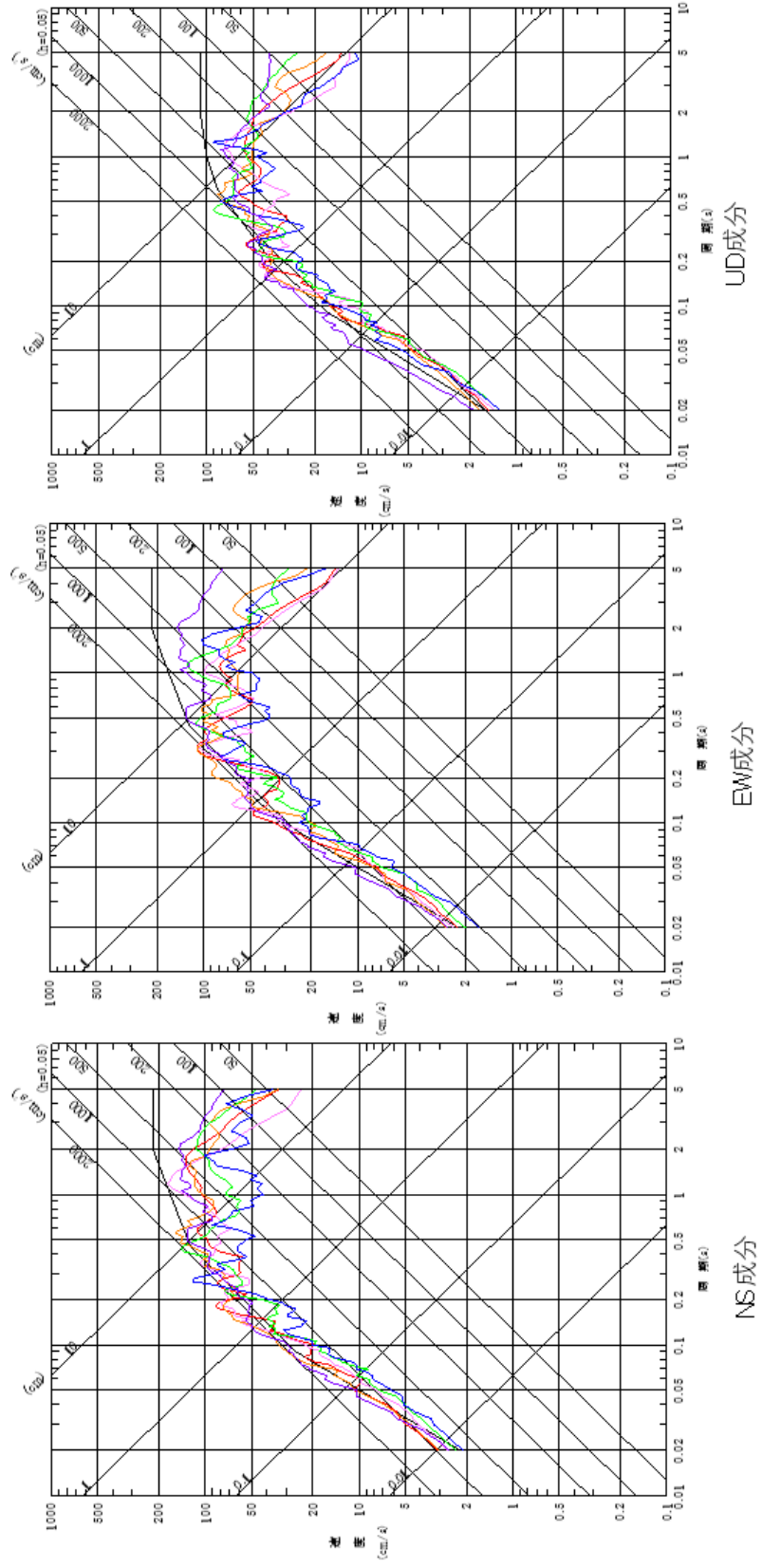


図 1 : 基準地震動

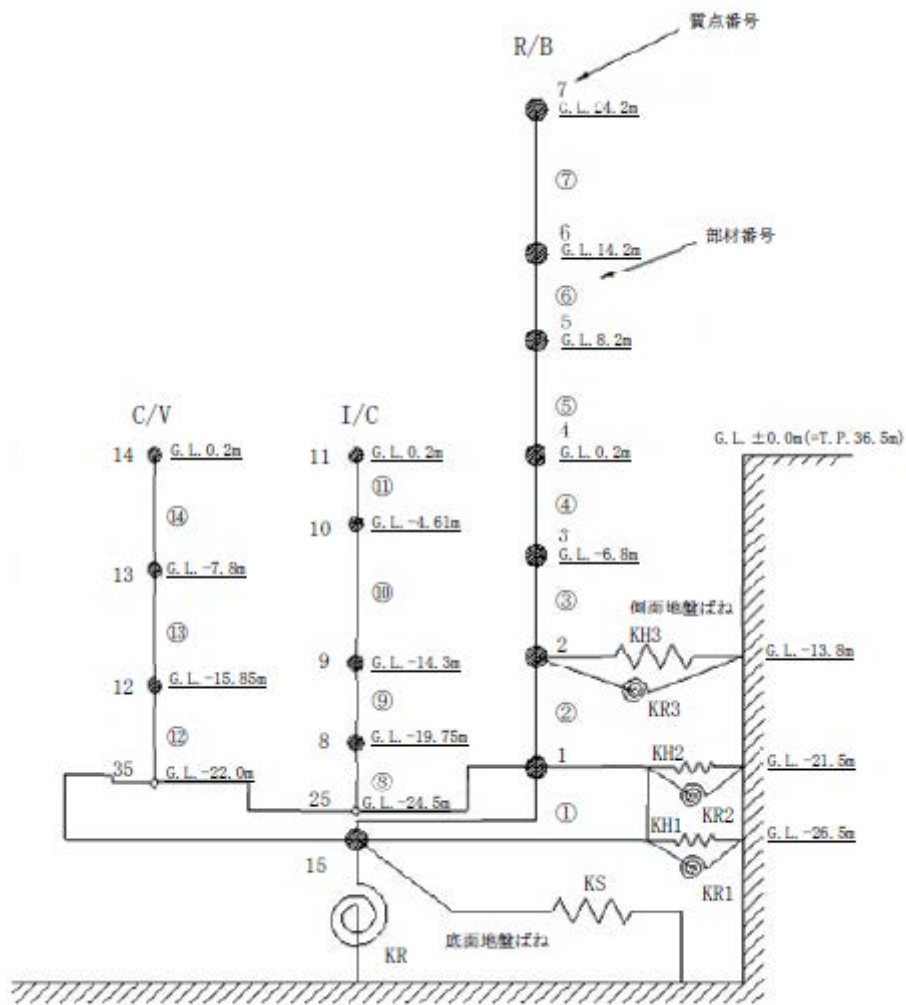


図 2 : HTTR 原子炉建家の解析モデル図

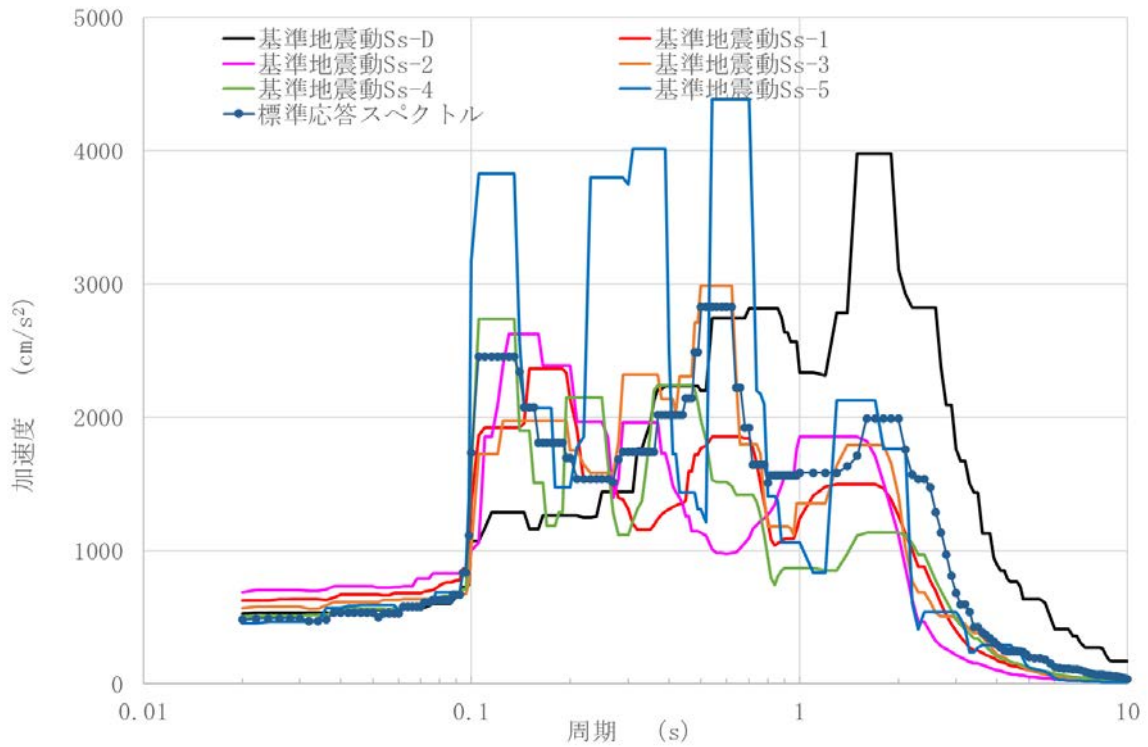


図3(1)：原子炉格納容器内（質点番号 No.9）のFRS 比較図(減衰定数 0.5%、NS 方向)

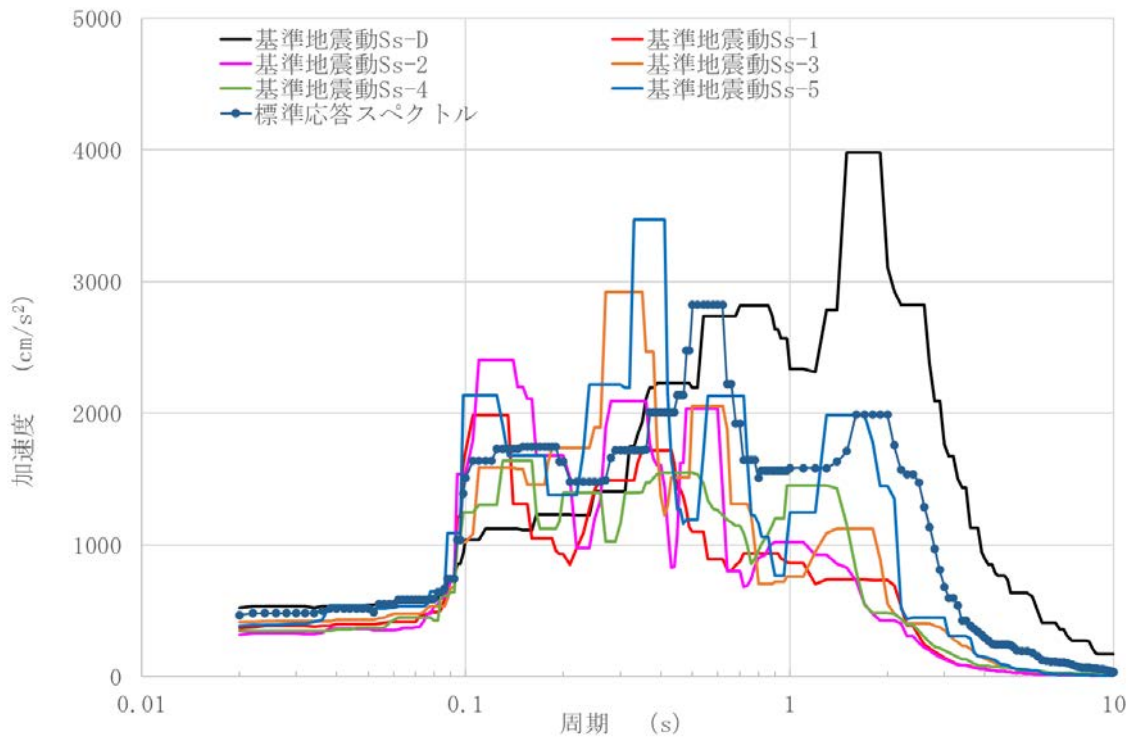


図3(2)：原子炉格納容器内（質点番号 No.9）のFRS 比較図(減衰乗数 0.5%、EW 方向)

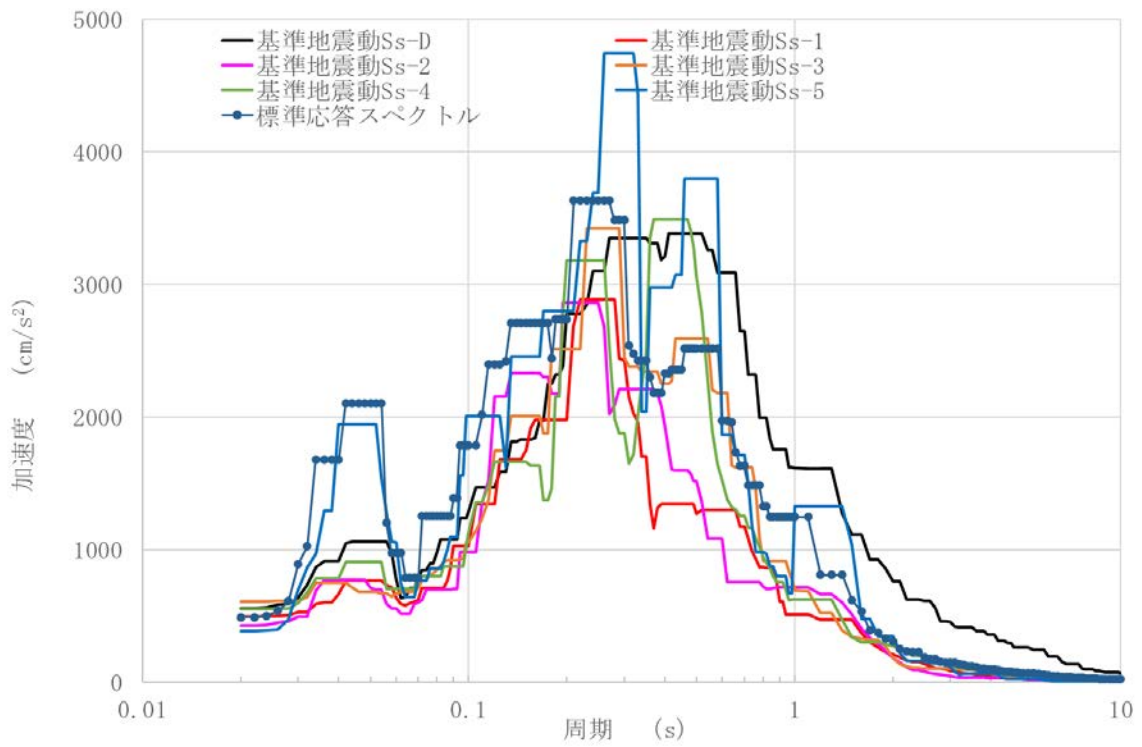


図 3 (3) : 原子炉格納容器内 (質点番号 No.9) のFRS 比較図(減衰乗数 0.5%、UD 方向)

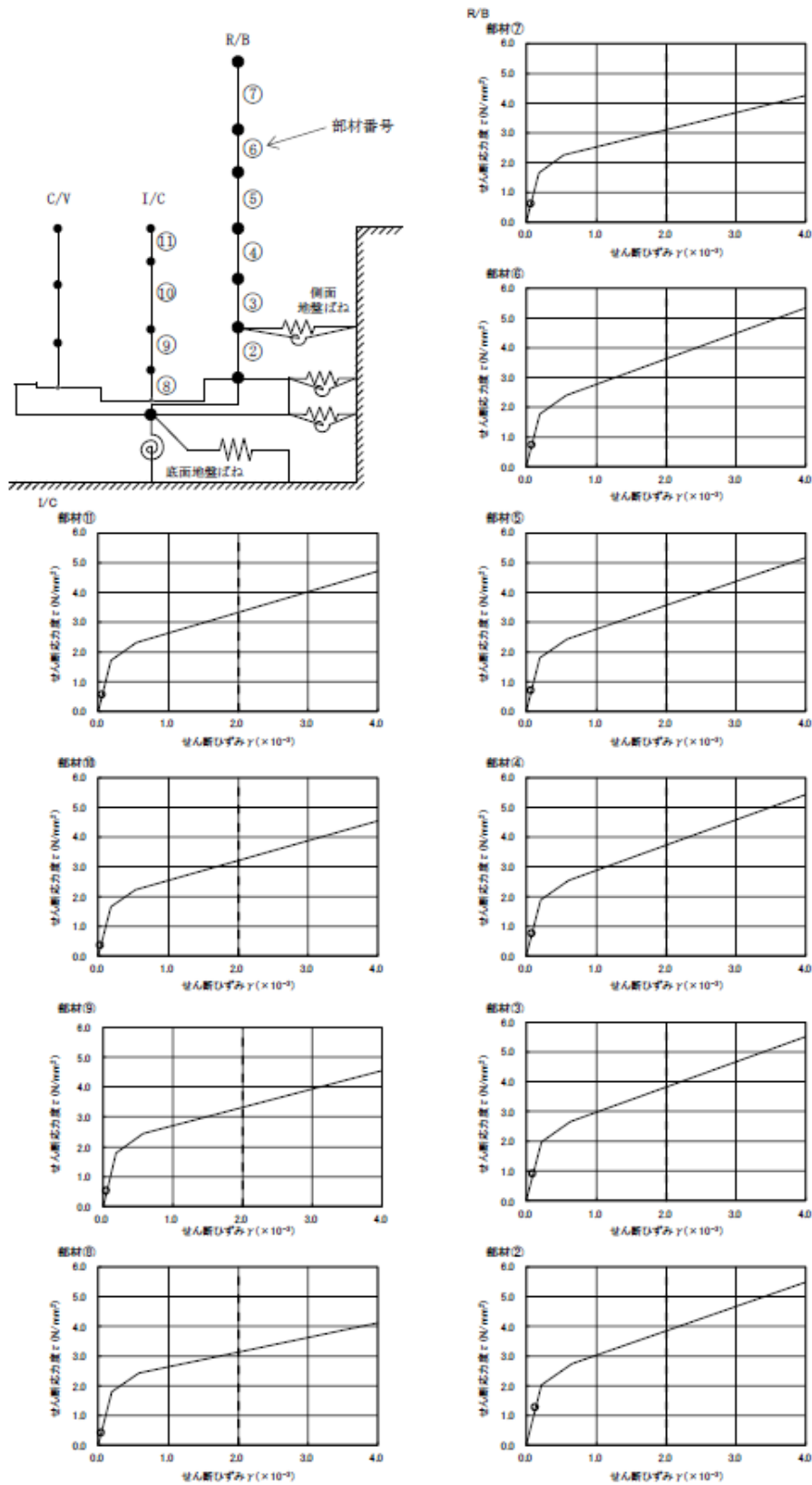


図4 原子炉建家のせん断スケルトンカーブ上の最大応答値 (NS 方向)