

- 1-4. 機器・配管系及び建物・構築物の構造(耐震性及び波及的影響)に関する説明書
(機器・配管系の耐震性評価の概要)

1. 概要

ここでは、機器・配管系のうち、原子炉本体、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、原子炉格納施設、その他試験研究用等原子炉の附属施設が耐震重要度分類に応じた地震力に対して耐震余裕を有することを説明する。

1-4-1. 機器・配管系及び建物・構築物の構造(耐震性及び波及的影響)に関する説明書
(機器・配管系の解析評価方法)

目 次

1. 解析評価方法	添 1 - 4 - 1 - 1
1.1 基本方針.....	添 1 - 4 - 1 - 1
2. 解析に用いる地震動.....	添 1 - 4 - 1 - 1
2.1 原子炉建家.....	添 1 - 4 - 1 - 1
2.2 使用済燃料貯蔵建家.....	添 1 - 4 - 1 - 1
2.3 冷却塔.....	添 1 - 4 - 1 - 1
3. 評価手法	添 1 - 4 - 1 - 111
3.1 応答倍率法による評価の方法.....	添 1 - 4 - 1 - 111
3.2 既往の設工認と同等の評価の方法.....	添 1 - 4 - 1 - 111
3.3 詳細評価の方法	添 1 - 4 - 1 - 111

目 次

第 2.1 図	原子炉建家モデル図(水平方向).....	添 1 - 4 - 1 - 2
第 2.2 図	原子炉建家モデル図(鉛直方向).....	添 1 - 4 - 1 - 3
第 2.3 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 4
第 2.4 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 5
第 2.5 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 6
第 2.6 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 7
第 2.7 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 8
第 2.8 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 9
第 2.9 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 10
第 2.10 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 11
第 2.11 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 12
第 2.12 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%).....	添 1 - 4 - 1 - 13
第 2.13 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%).....	添 1 - 4 - 1 - 14
第 2.14 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%).....	添 1 - 4 - 1 - 15
第 2.15 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 13 減衰定数 0.5%).....	添 1 - 4 - 1 - 16
第 2.16 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 14 減衰定数 0.5%).....	添 1 - 4 - 1 - 17
第 2.17 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 15 減衰定数 0.5%).....	添 1 - 4 - 1 - 18
第 2.18 図	水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 25 減衰定数 0.5%).....	添 1 - 4 - 1 - 19

第 2.19 図	水平成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 35 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 20
第 2.20 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 21
第 2.21 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 21
第 2.22 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 22
第 2.23 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 22
第 2.24 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 23
第 2.25 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 23
第 2.26 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 24
第 2.27 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 24
第 2.28 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 25
第 2.29 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 25
第 2.30 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 26
第 2.31 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 26
第 2.32 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 13 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 27
第 2.33 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 14 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 27
第 2.34 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 15 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 28
第 2.35 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 25 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 28
第 2.36 図	鉛直成分の FRS (S _S) (原子炉建家質点番号 No. 35 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 29

第 2.37 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 30
第 2.38 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 31
第 2.39 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 32
第 2.40 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 33
第 2.41 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 34
第 2.42 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 35
第 2.43 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 36
第 2.44 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 37
第 2.45 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 38
第 2.46 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 39
第 2.47 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 40
第 2.48 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 41
第 2.49 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 13 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 42
第 2.50 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 14 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 43
第 2.51 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 15 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 44
第 2.52 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 25 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 45
第 2.53 図	水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 35 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 46
第 2.54 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 47

第 2.55 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 47
第 2.56 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 48
第 2.57 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 48
第 2.58 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 49
第 2.59 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 49
第 2.60 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 50
第 2.61 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 50
第 2.62 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 51
第 2.63 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 51
第 2.64 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 52
第 2.65 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 52
第 2.66 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 13 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 53
第 2.67 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 14 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 53
第 2.68 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 15 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 54
第 2.69 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 25 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 54
第 2.70 図	鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 35 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 55
第 2.71 図	使用済燃料貯蔵建家モデル図 (NS 方向)	添 1 - 4 - 1 - 56
第 2.72 図	使用済燃料貯蔵建家モデル図 (EW 方向)	添 1 - 4 - 1 - 57
第 2.73 図	使用済燃料貯蔵建家モデル図 (UD 方向)	添 1 - 4 - 1 - 58

第 2.74 図	NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%) .	添 1 - 4 - 1 - 59
第 2.75 図	NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 20 減衰定数 0.5%) .	添 1 - 4 - 1 - 59
第 2.76 図	NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 30 減衰定数 0.5%) .	添 1 - 4 - 1 - 60
第 2.77 図	NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 31 減衰定数 0.5%) .	添 1 - 4 - 1 - 60
第 2.78 図	NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 32 減衰定数 0.5%) .	添 1 - 4 - 1 - 61
第 2.79 図	NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 41 減衰定数 0.5%) .	添 1 - 4 - 1 - 61
第 2.80 図	NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 42 減衰定数 0.5%) .	添 1 - 4 - 1 - 62
第 2.81 図	NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 51 減衰定数 0.5%) .	添 1 - 4 - 1 - 62
第 2.82 図	NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 52 減衰定数 0.5%) .	添 1 - 4 - 1 - 63
第 2.83 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 100 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 64
第 2.84 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 200 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 64
第 2.85 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 310 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 65
第 2.86 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 321 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 65
第 2.87 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 322 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 66
第 2.88 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 330 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 66
第 2.89 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 331 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 67
第 2.90 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 332 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 67
第 2.91 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 340 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 68

第 2.92 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 341 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 68
第 2.93 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 342 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 69
第 2.94 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 350 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 69
第 2.95 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 351 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 70
第 2.96 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 352 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 70
第 2.97 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 360 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 71
第 2.98 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 361 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 71
第 2.99 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 362 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 72
第 2.100 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 370 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 72
第 2.101 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 410 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 73
第 2.102 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 421 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 73
第 2.103 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 422 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 74
第 2.104 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 431 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 74
第 2.105 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 432 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 75
第 2.106 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 441 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 75
第 2.107 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 442 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 76
第 2.108 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 451 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 76
第 2.109 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 452 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 77

第 2.110 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 461 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 77
第 2.111 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 462 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 78
第 2.112 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 470 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 78
第 2.113 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 510 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 79
第 2.114 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 521 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 79
第 2.115 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 522 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 80
第 2.116 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 531 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 80
第 2.117 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 532 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 81
第 2.118 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 541 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 81
第 2.119 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 542 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 82
第 2.120 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 551 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 82
第 2.121 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 552 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 83
第 2.122 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 561 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 83
第 2.123 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 562 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 84
第 2.124 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 570 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 84
第 2.125 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 1332 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 85
第 2.126 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 1342 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 85
第 2.127 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 1352 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 86

第 2.128 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 1362 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 86
第 2.129 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 2321 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 87
第 2.130 図	EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 2331 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 87
第 2.131 図	UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 88
第 2.132 図	UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 20 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 88
第 2.133 図	UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 30 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 89
第 2.134 図	UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 31 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 89
第 2.135 図	UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 41 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 90
第 2.136 図	UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 51 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 90
第 2.137 図	冷却塔モデル(水平方向)	添 1 - 4 - 1 - 91
第 2.138 図	冷却塔モデル(鉛直方向)	添 1 - 4 - 1 - 92
第 2.139 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 93
第 2.140 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 94
第 2.141 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 95
第 2.142 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 96
第 2.143 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 97
第 2.144 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 98
第 2.145 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 99
第 2.146 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 100

第 2.147 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 101
第 2.148 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 102
第 2.149 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 103
第 2.150 図	水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 104
第 2.151 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 105
第 2.152 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 105
第 2.153 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 106
第 2.154 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 106
第 2.155 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 107
第 2.156 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 107
第 2.157 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 108
第 2.158 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 108
第 2.159 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 109
第 2.160 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 109
第 2.161 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 110
第 2.162 図	鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)	添 1 - 4 - 1 - 110
第 3.1 図	耐震性に関する解析の方針	添 1 - 4 - 1 - 113
第 3.2 図	柔構造の機器・配管系の応答比の算出方法	添 1 - 4 - 1 - 114

1. 解析評価方法

1.1 基本方針

機器・配管系の耐震性評価は、参考資料の「H T T R 原子炉施設耐震設計基本方針について」に基づくものとする。

2. 解析に用いる地震動

2.1 原子炉建家

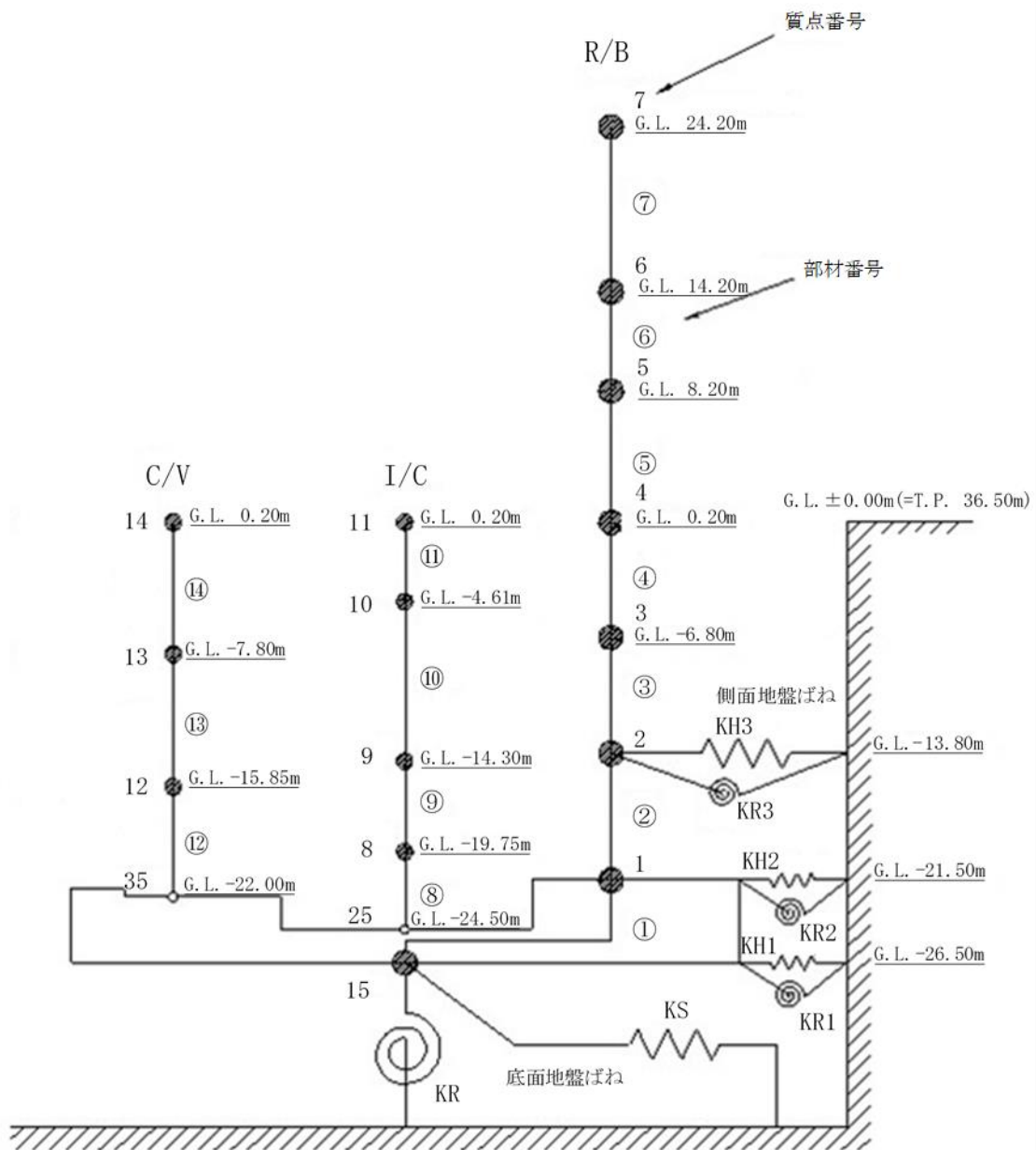
原子炉建家内の機器・配管系の解析に用いる地震動は、添付書類 1-2-1. 及び添付書類 1-2-2. の地震応答解析に基づき、各質点の基準地震動 S_s 、弾性設計用地震動 S_d 及び弾性設計用地震動 S_d の 2 分の 1 の時刻歴加速度応答並びに床応答スペクトルとする。床応答スペクトルは、設置される機器・配管系の設計用減衰定数を考慮し、時刻歴加速度応答にて作成し、周期軸方向に $\pm 10\%$ 拡幅する。原子炉建家の解析モデルを第 2.1 図及び第 2.2 図に、設計用床応答スペクトルは基準地震動 S_s を第 2.3 図から第 2.36 図に、弾性設計用地震動 S_d を第 2.37 図から第 2.70 図に示す。

2.2 使用済燃料貯蔵建家

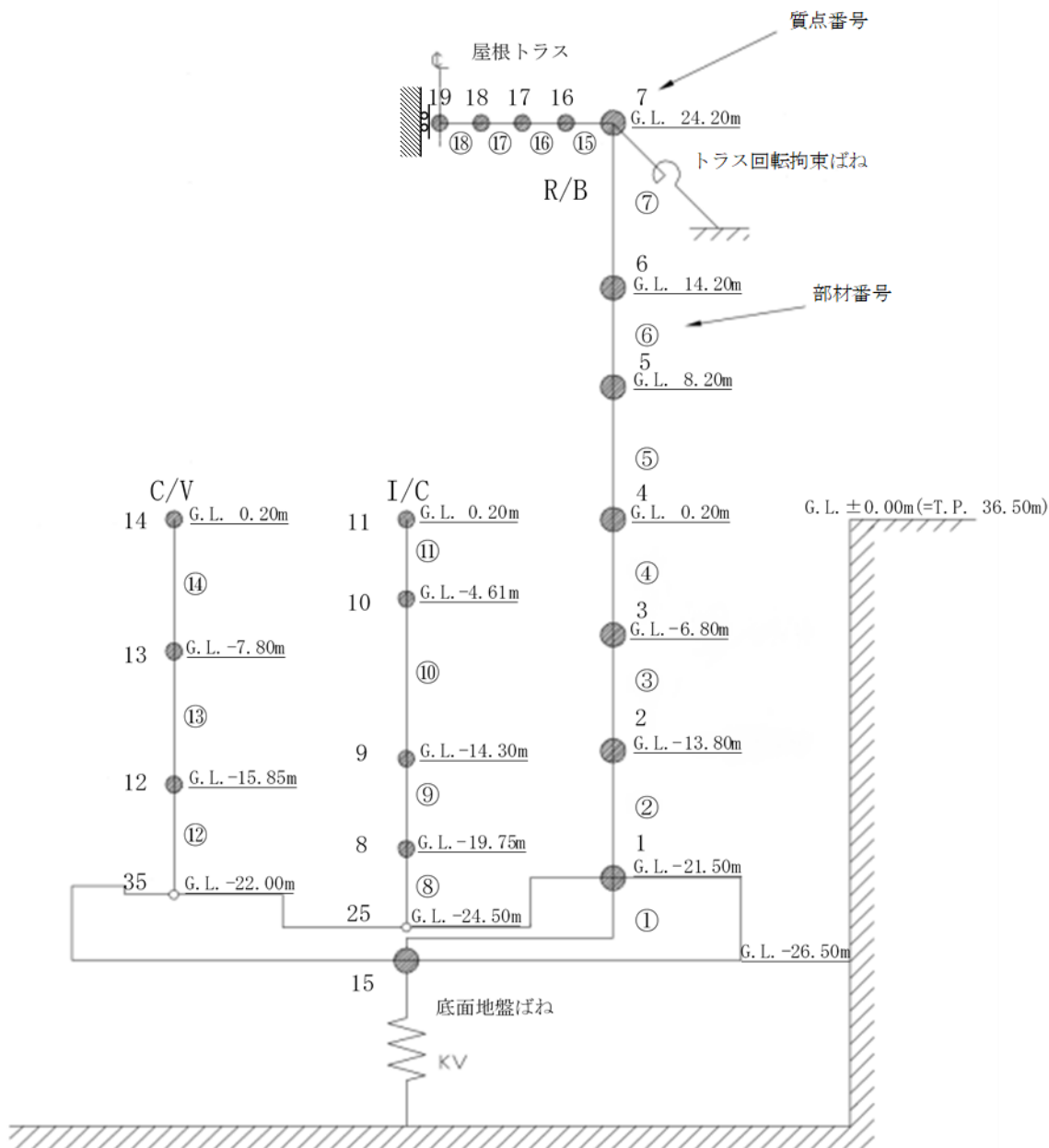
使用済燃料貯蔵建家内の機器・配管系の解析に用いる地震動は、添付書類 1-2-3. の地震応答解析に基づき、各質点の弾性設計用地震動 S_d の 2 分の 1 の時刻歴加速度応答及び床応答スペクトルとする。床応答スペクトルは、設置される機器・配管系の設計用減衰定数を考慮し、時刻歴加速度応答にて作成し、周期軸方向に $\pm 10\%$ 拡幅する。使用済燃料貯蔵建家の解析モデルを第 2.71 図から第 2.73 図に、弾性設計用地震動 S_d の設計用床応答スペクトルを第 2.74 図から第 2.136 図に示す。

2.3 冷却塔

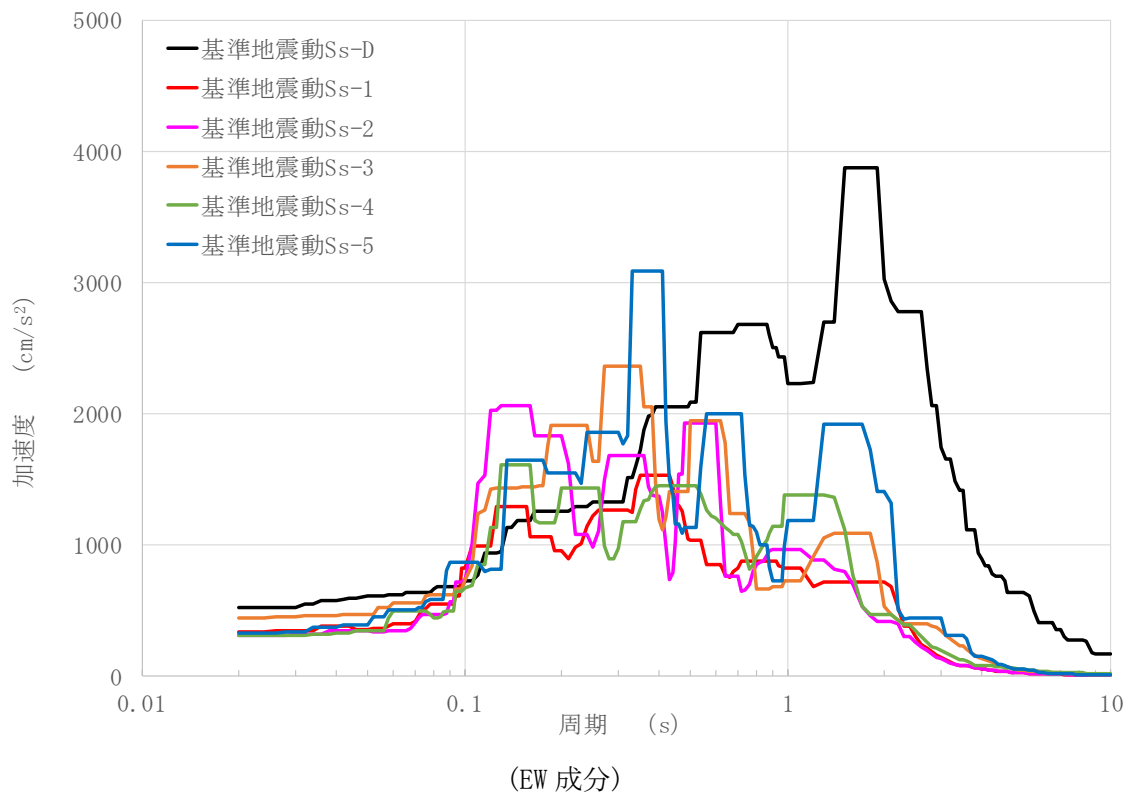
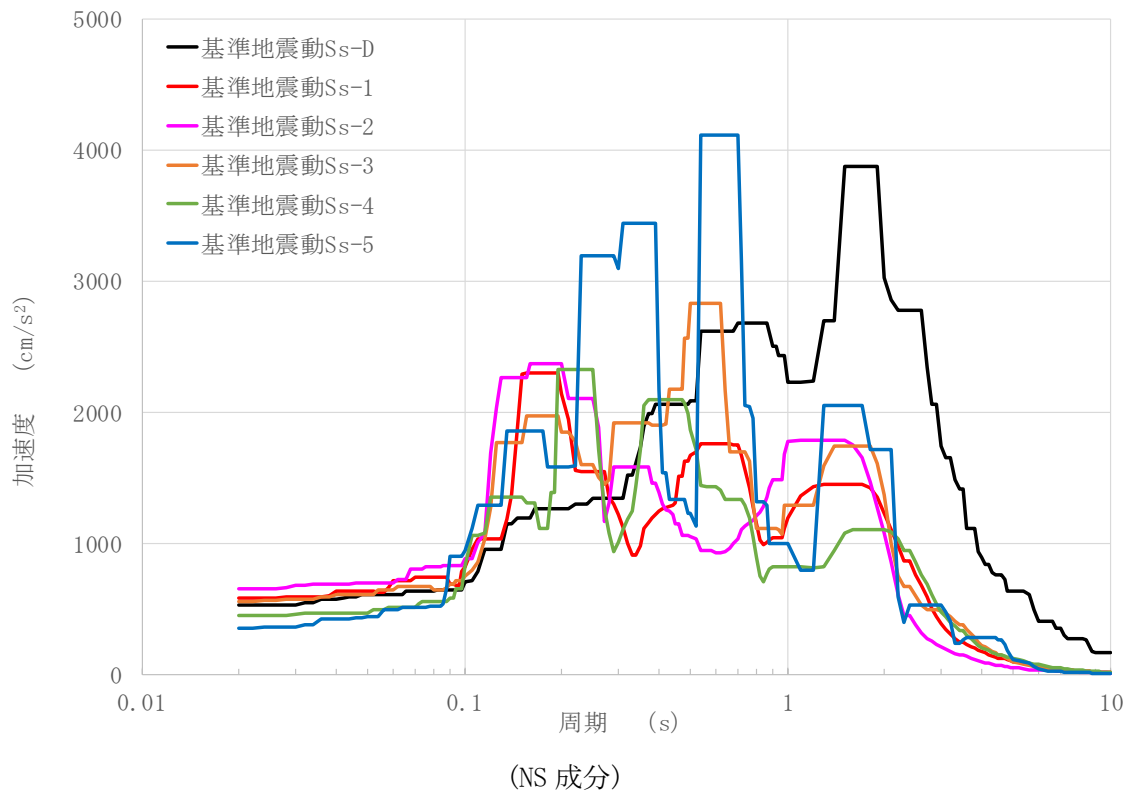
冷却塔内の機器・配管系の解析に用いる地震動は、添付書類 1-2-4. の地震応答解析に基づき、各質点の弾性設計用地震動 S_d の 2 分の 1 の時刻歴加速度応答及び床応答スペクトルとする。床応答スペクトルは、設置される機器・配管系の設計用減衰定数を考慮し、時刻歴加速度応答にて作成し、周期軸方向に $\pm 10\%$ 拡幅する。冷却塔の解析モデルを第 2.137 図及び第 2.138 図に、弾性設計用地震動 S_d の設計用床応答スペクトルを第 2.139 図から第 2.162 図に示す。



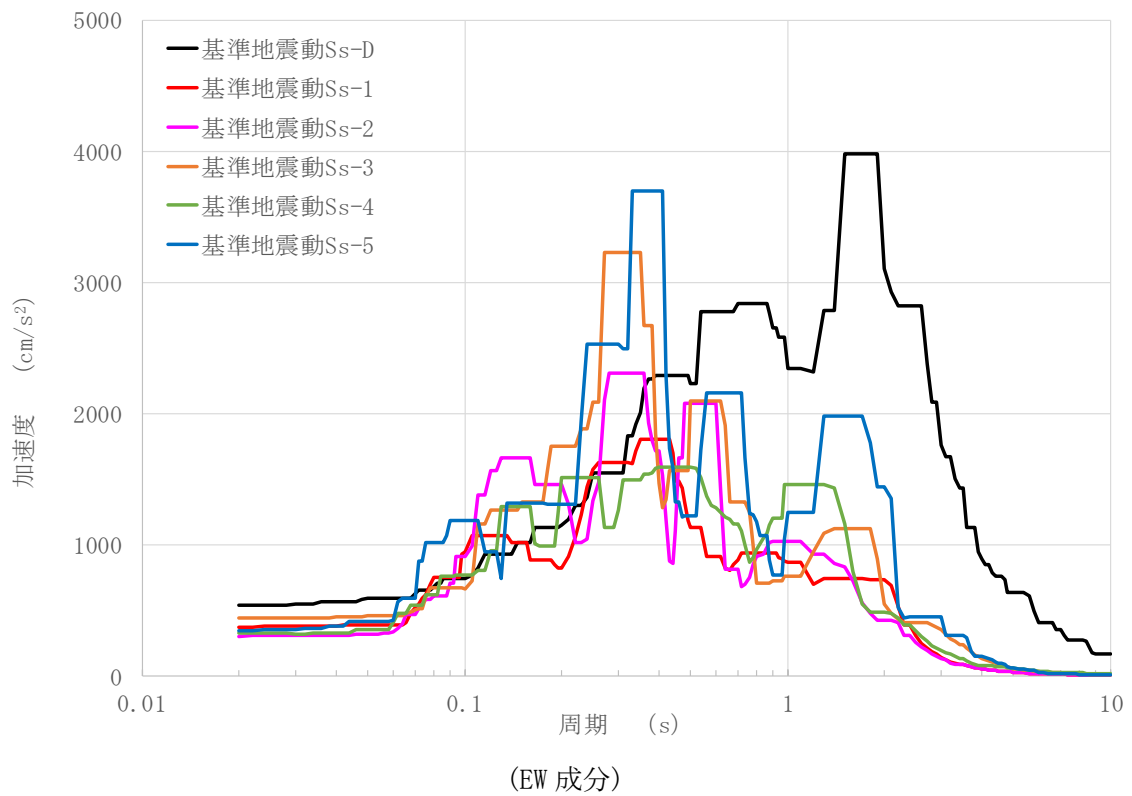
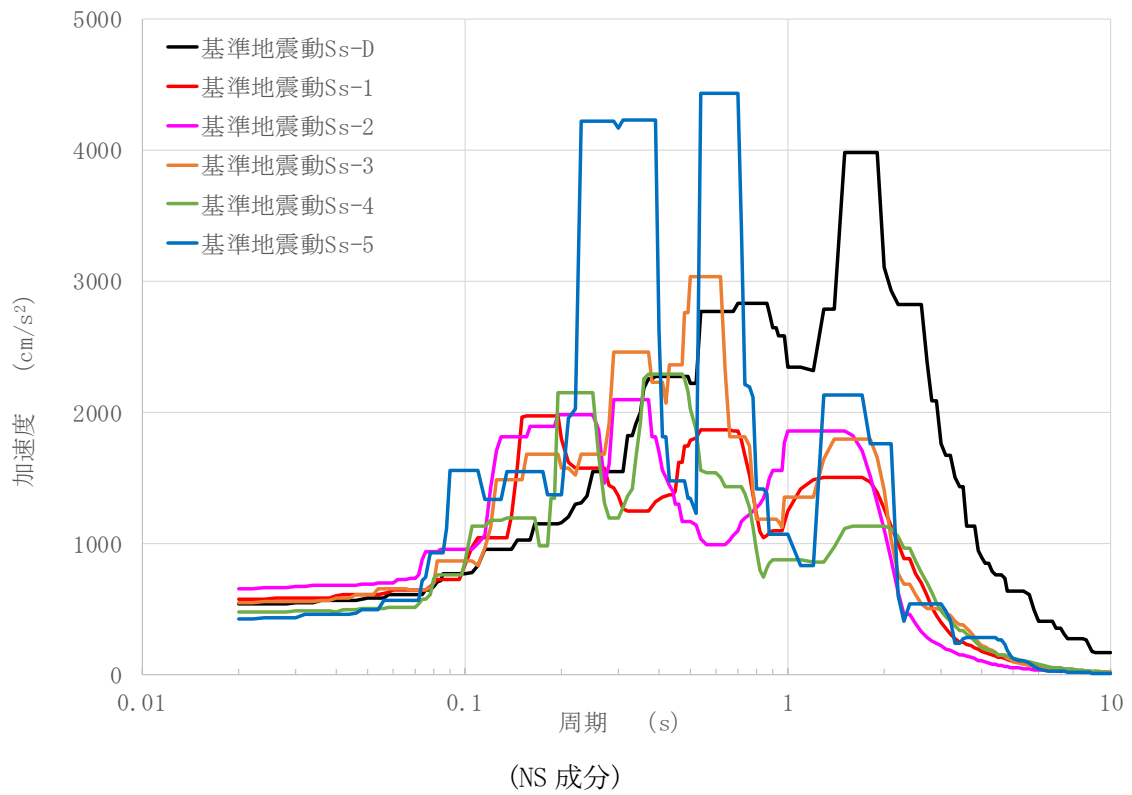
第 2.1 図 原子炉建家モデル図(水平方向)



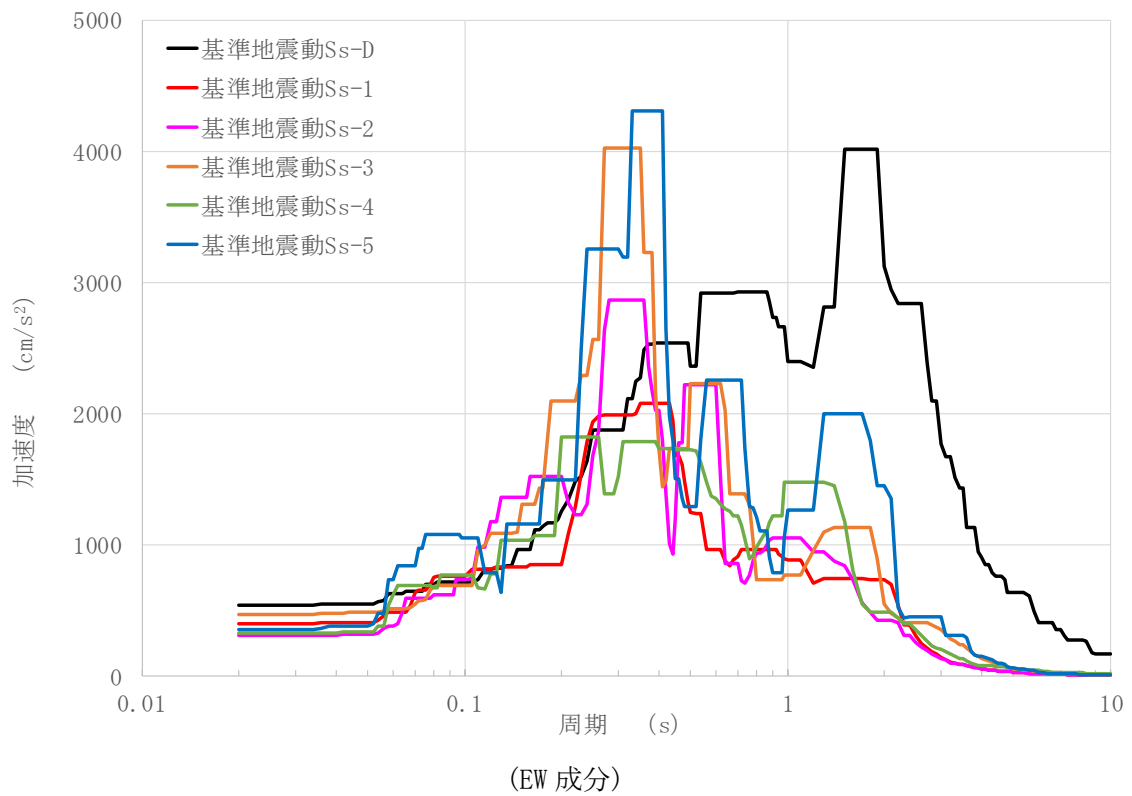
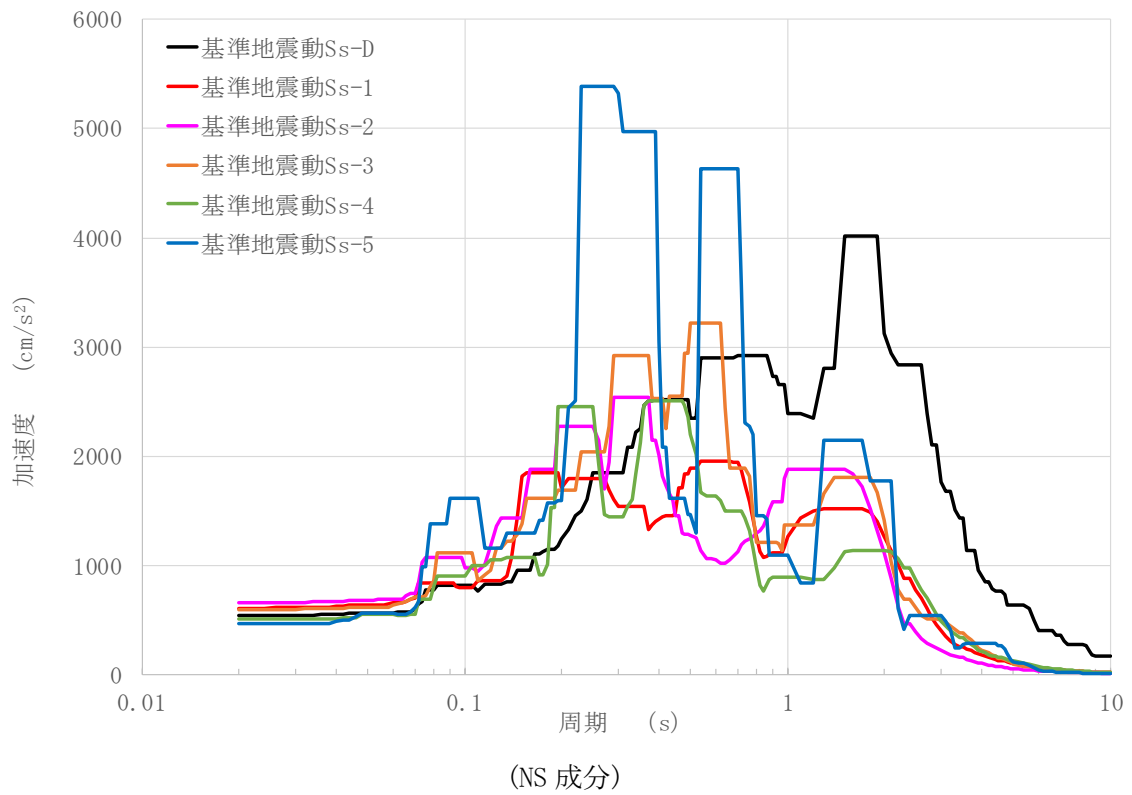
第 2.2 図 原子炉建家モデル図(鉛直方向)



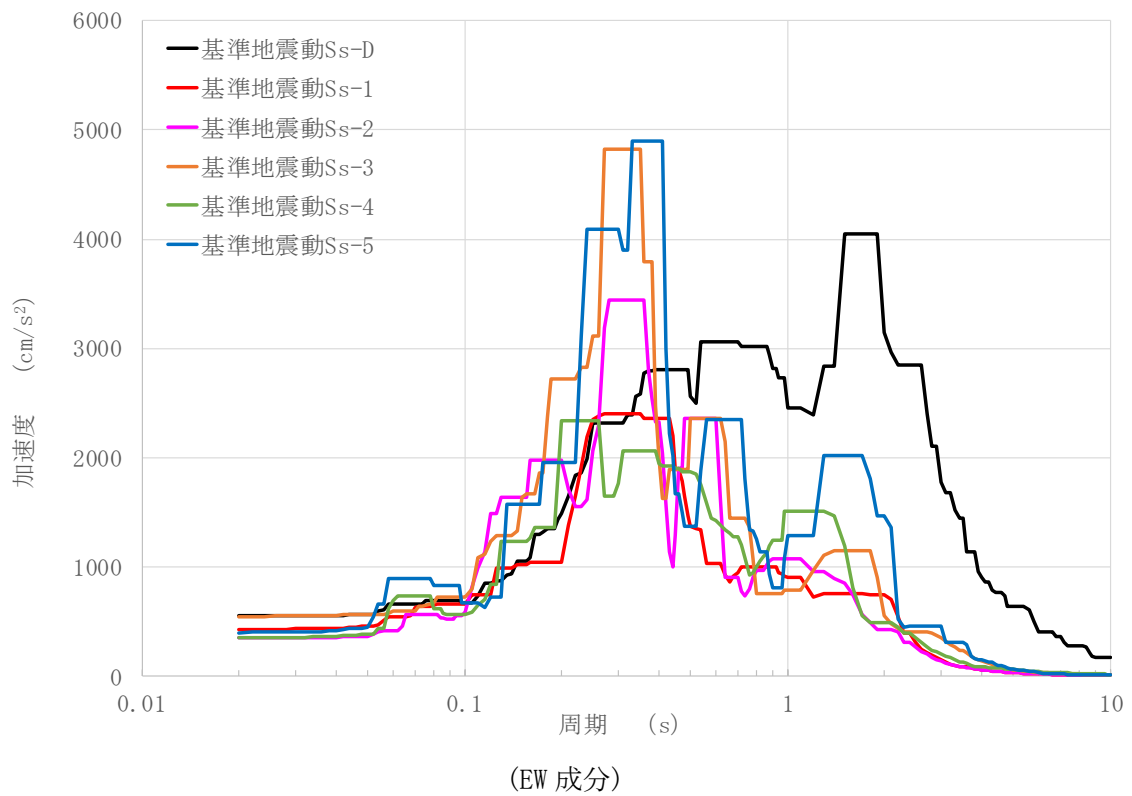
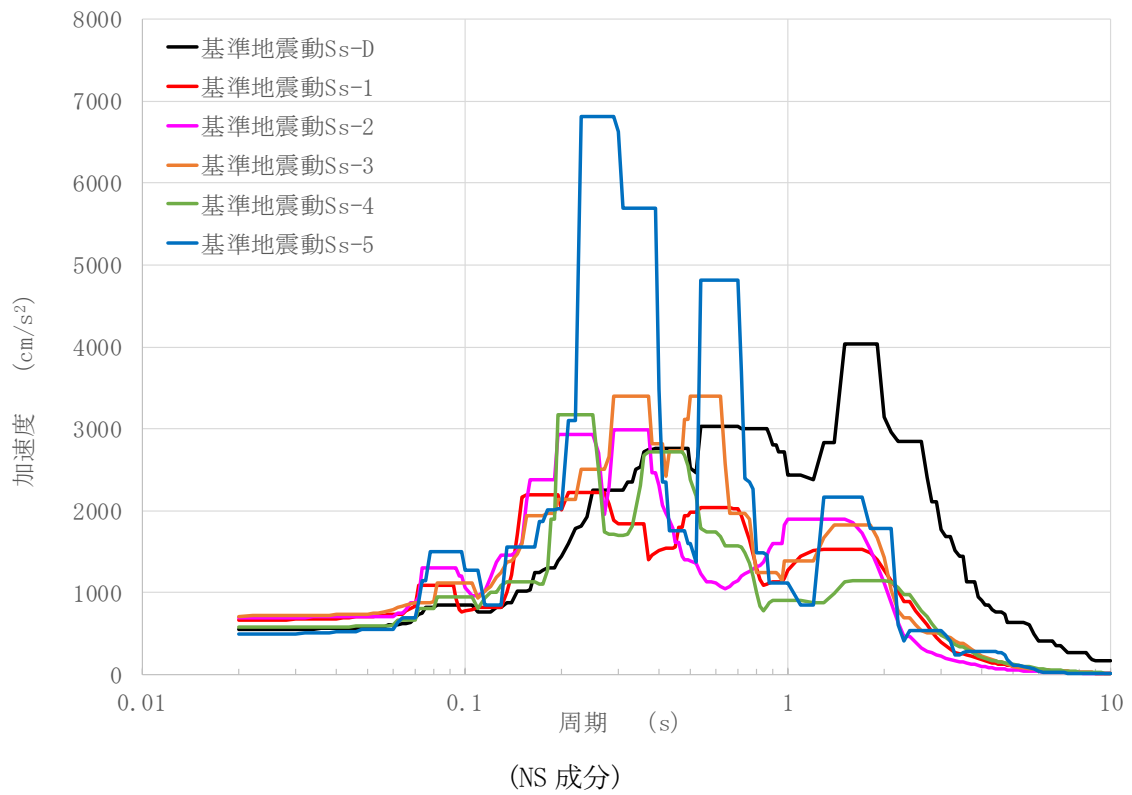
第 2.3 図 水平成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)



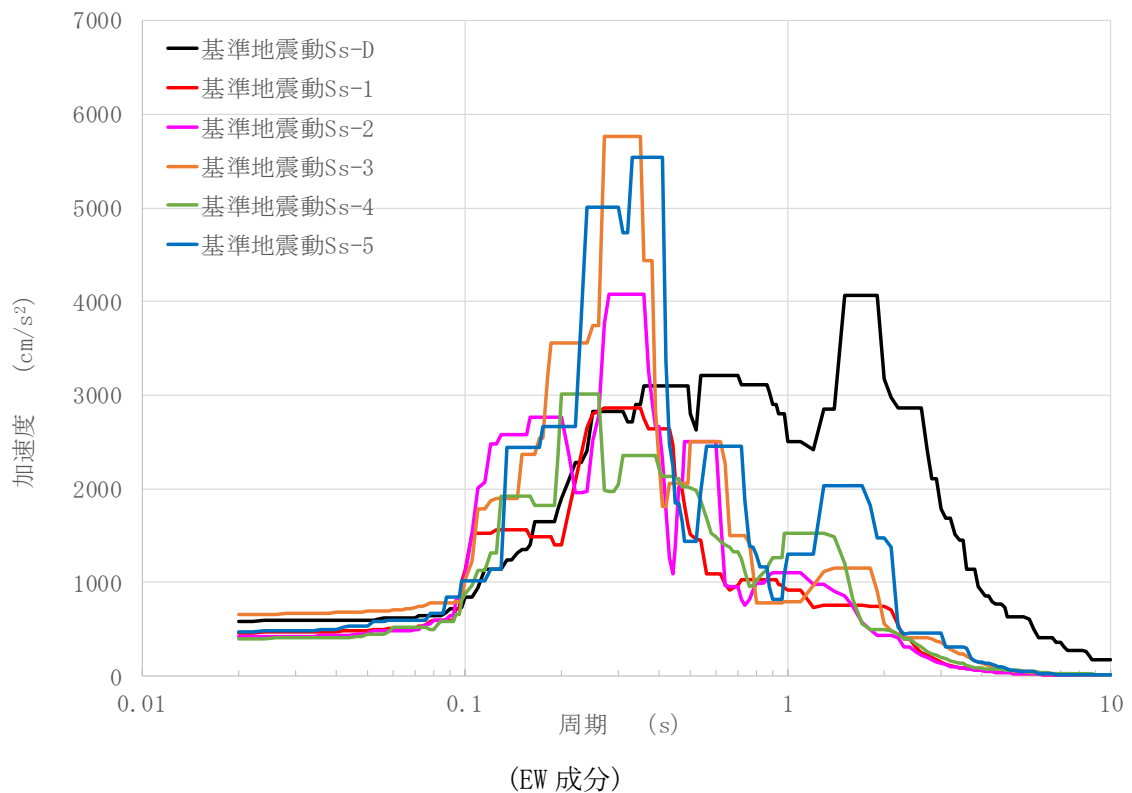
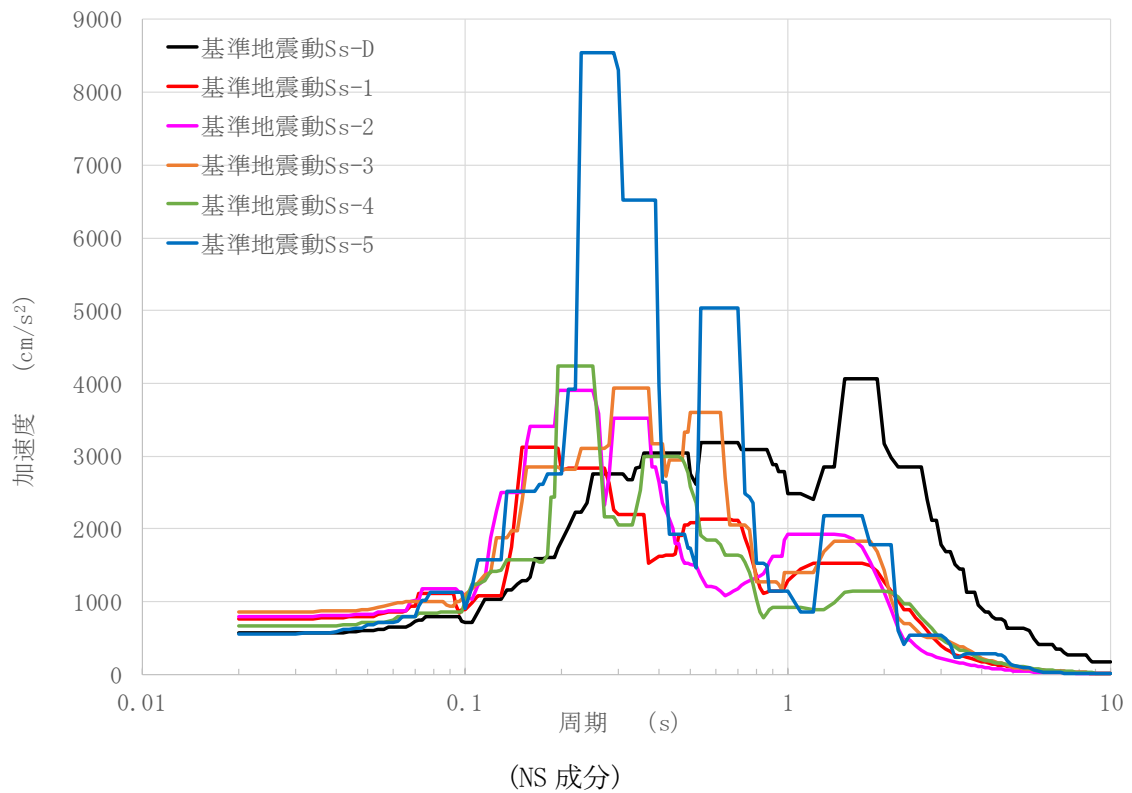
第 2.4 図 水平成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)



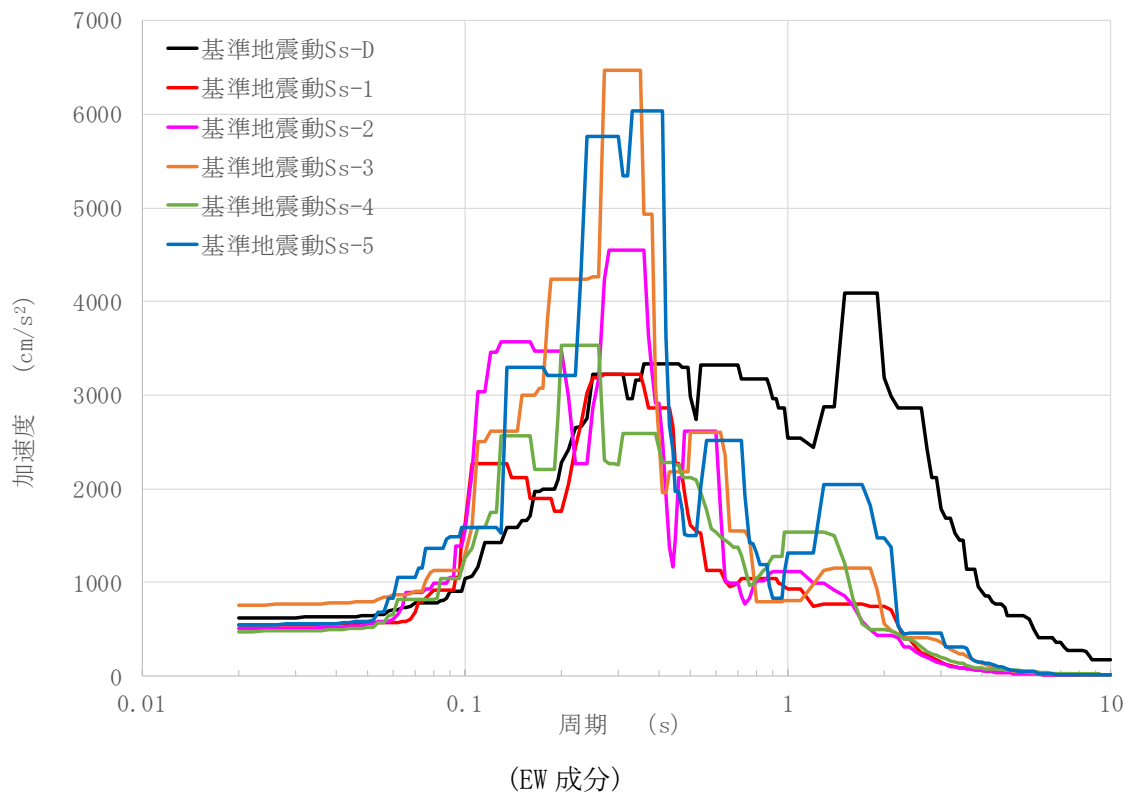
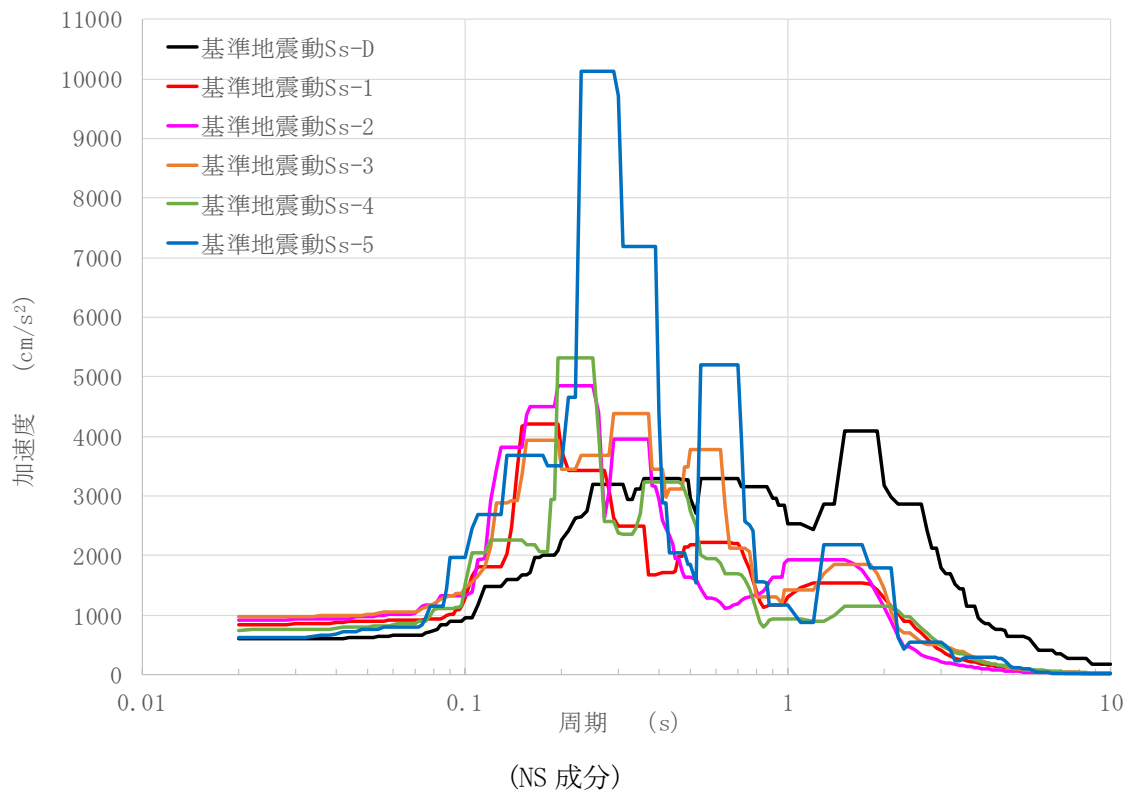
第 2.5 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)



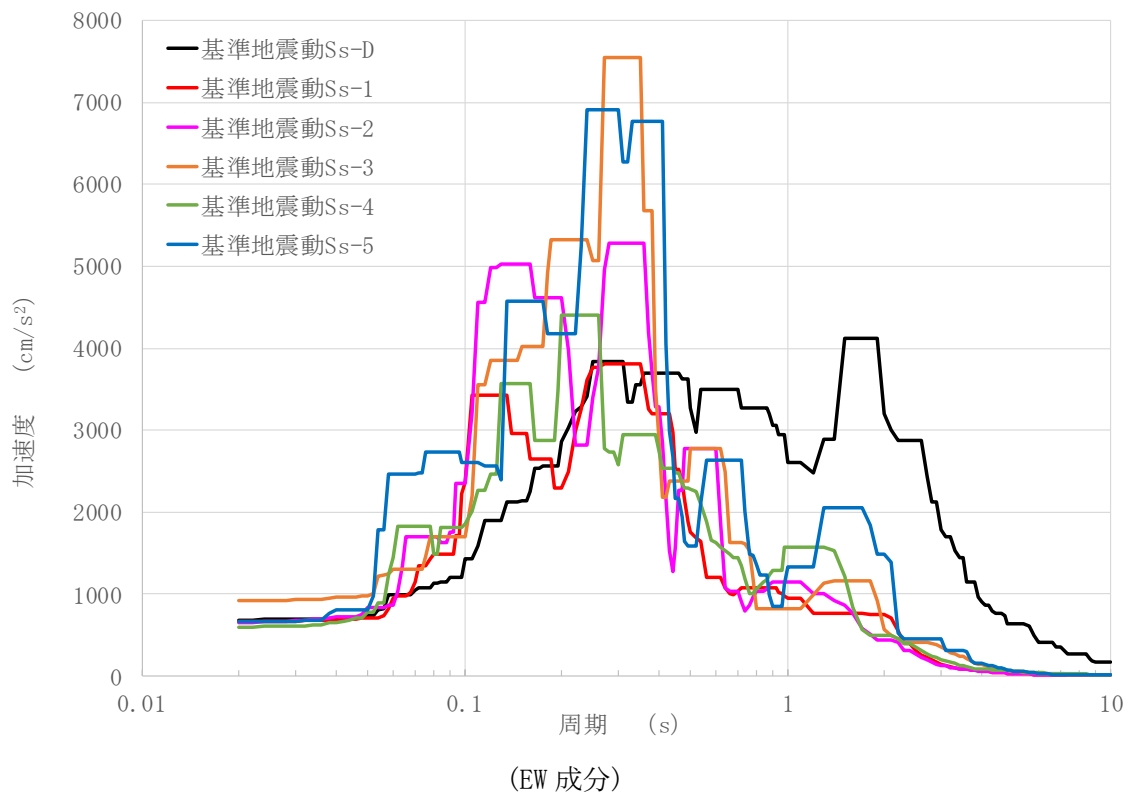
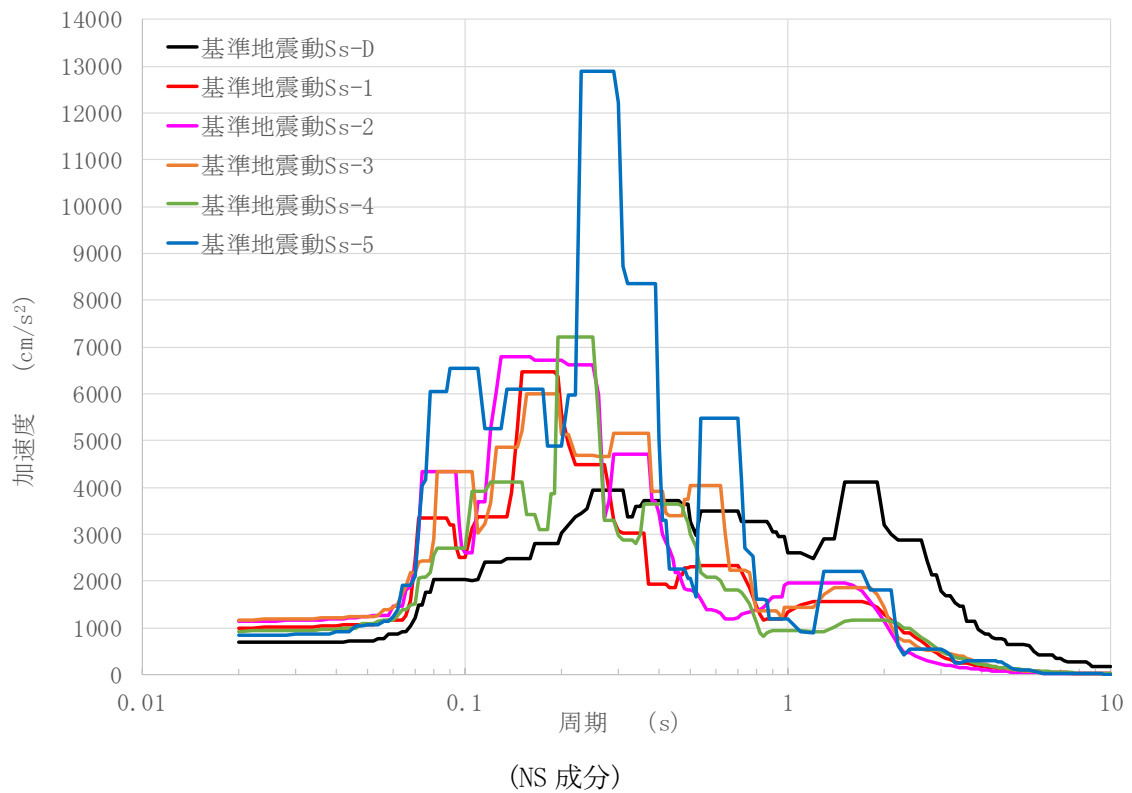
第 2.6 図 水平成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)



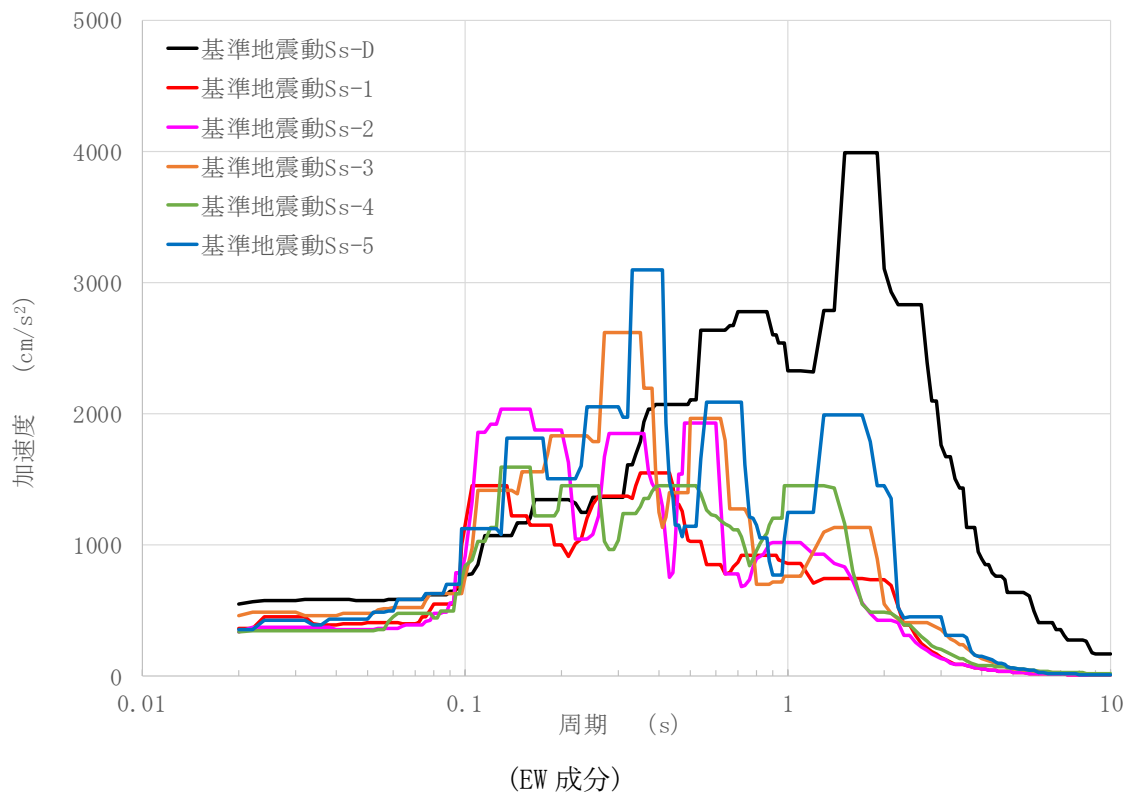
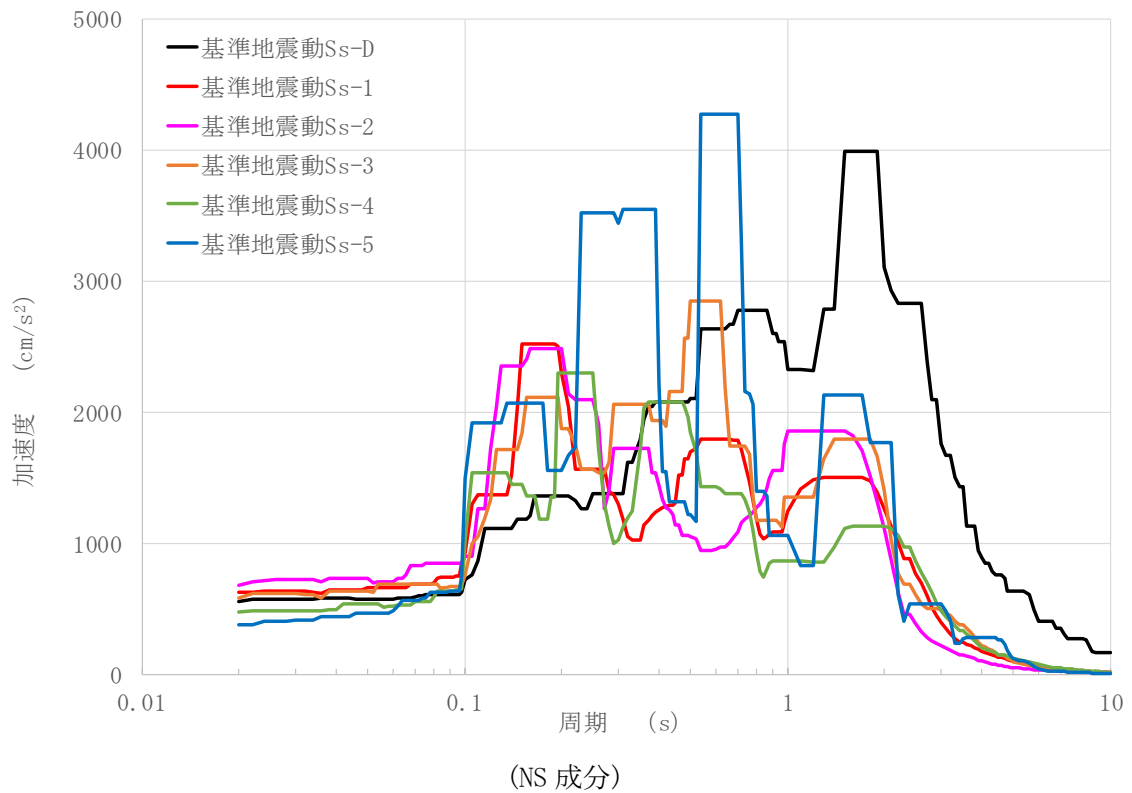
第 2.7 図 水平成分の FRS(S_S) (原子炉建家質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)



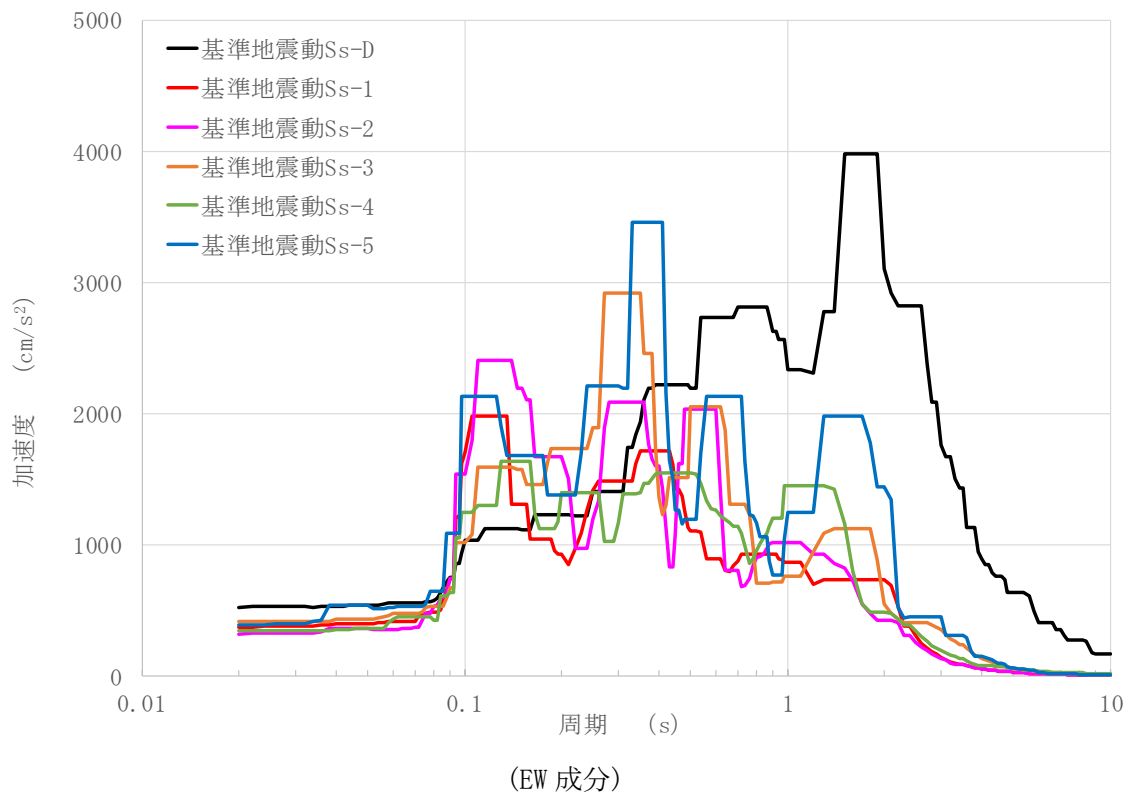
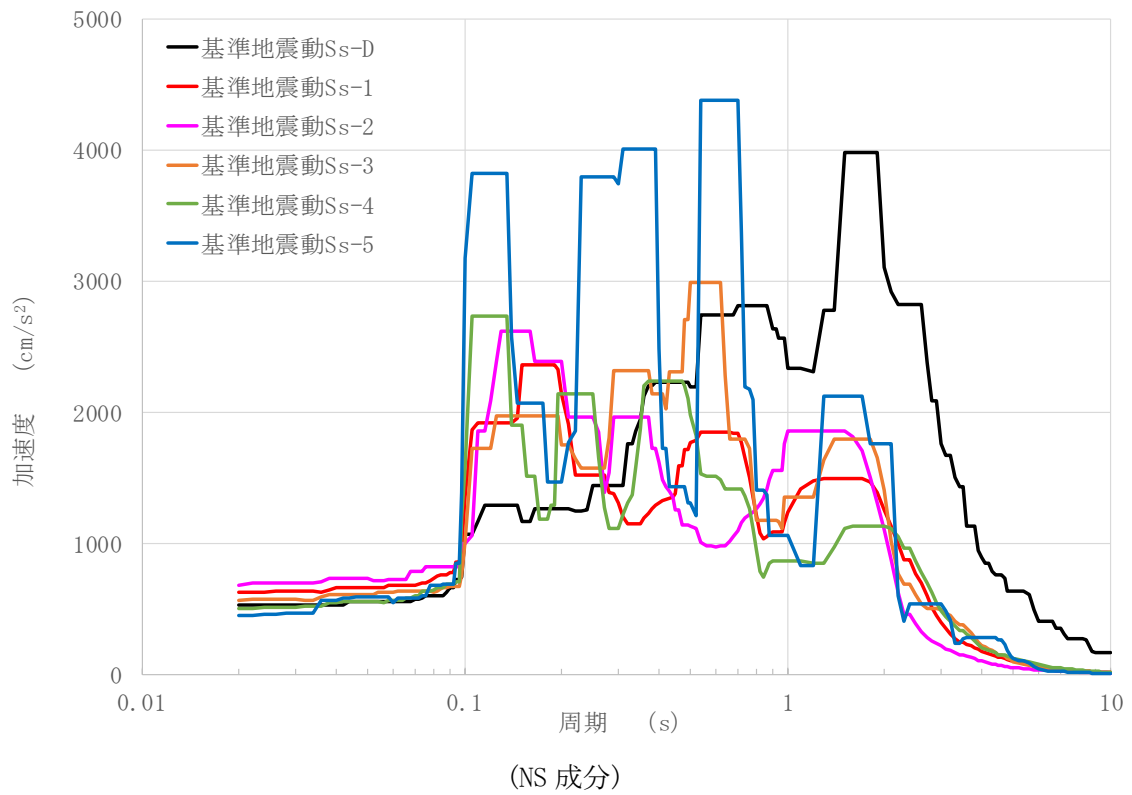
第 2.8 図 水平成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)



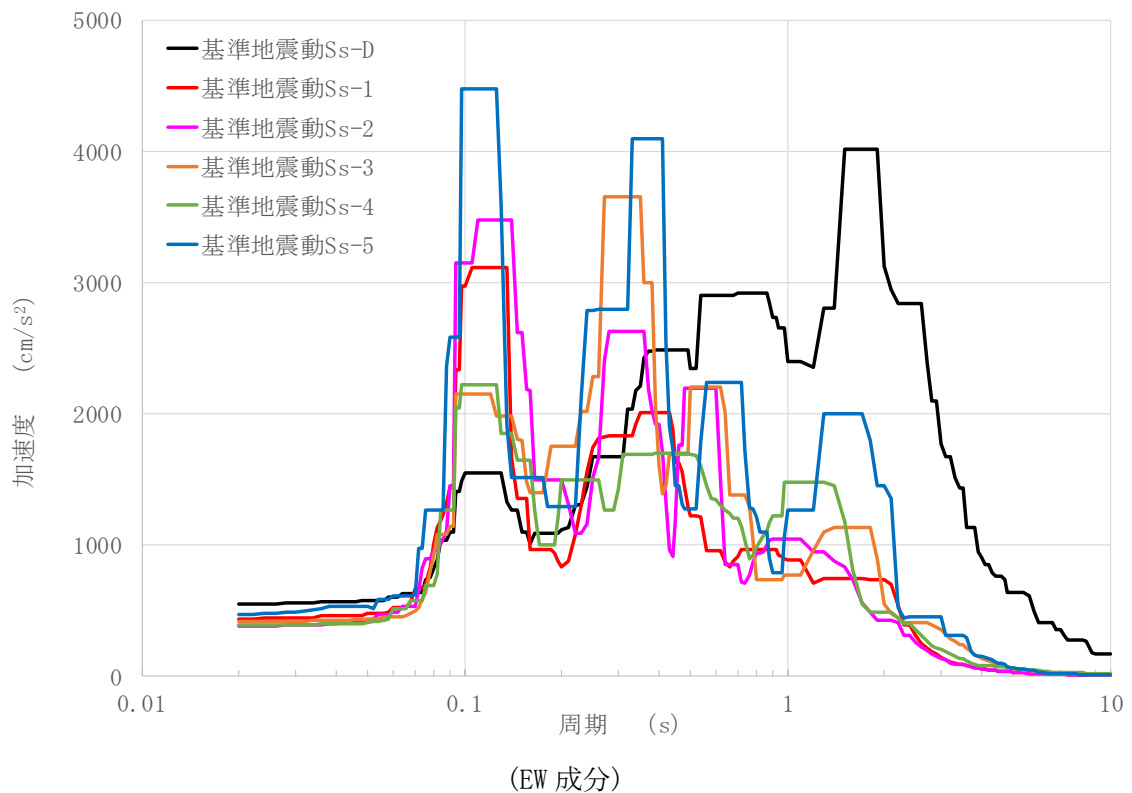
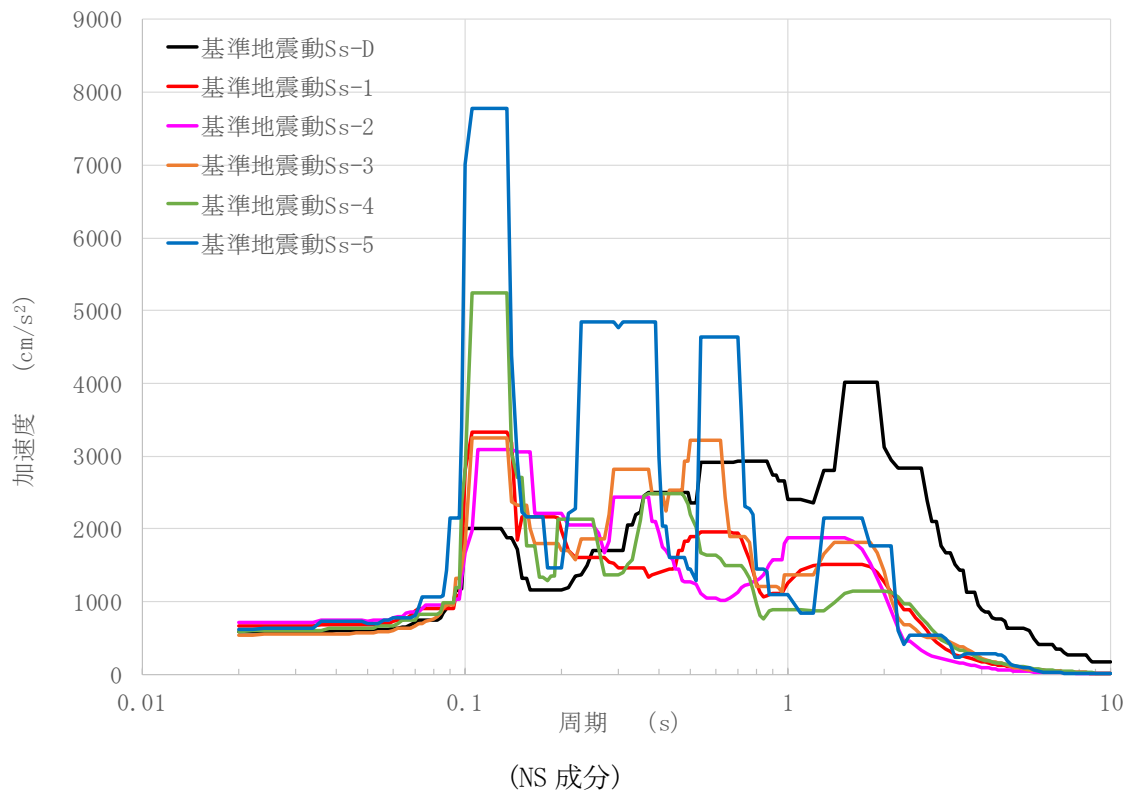
第 2.9 図 水平成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)



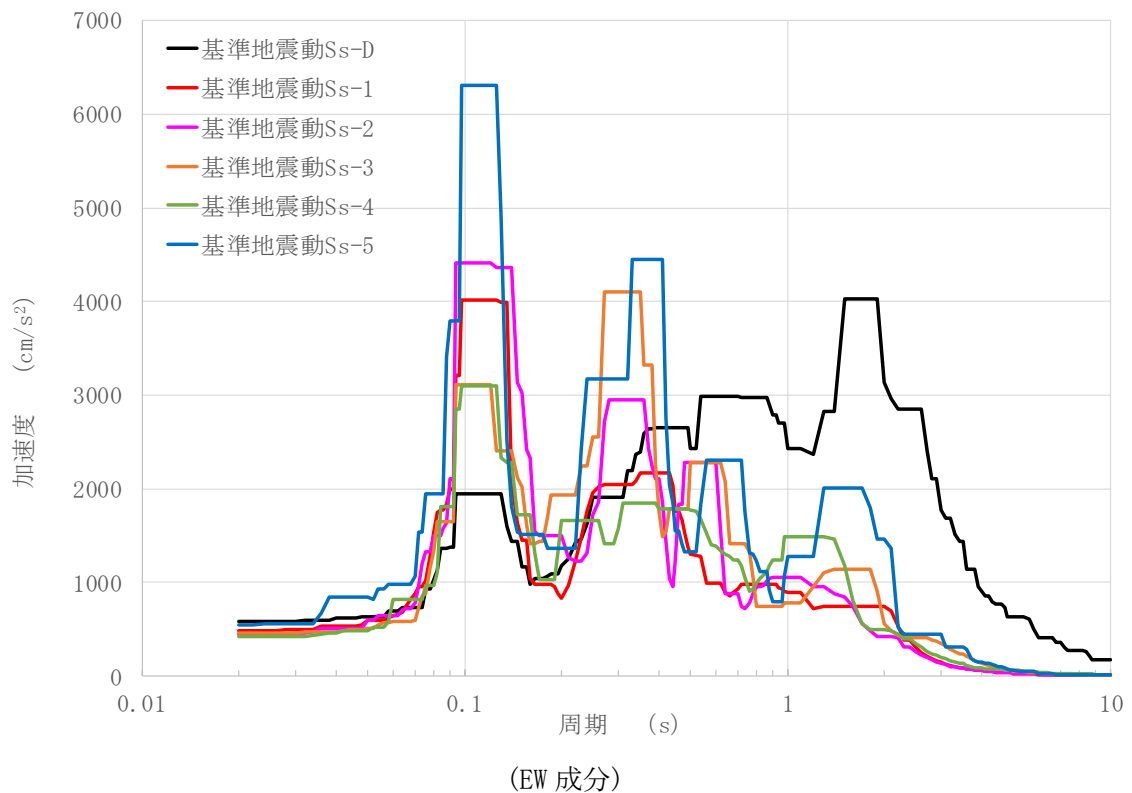
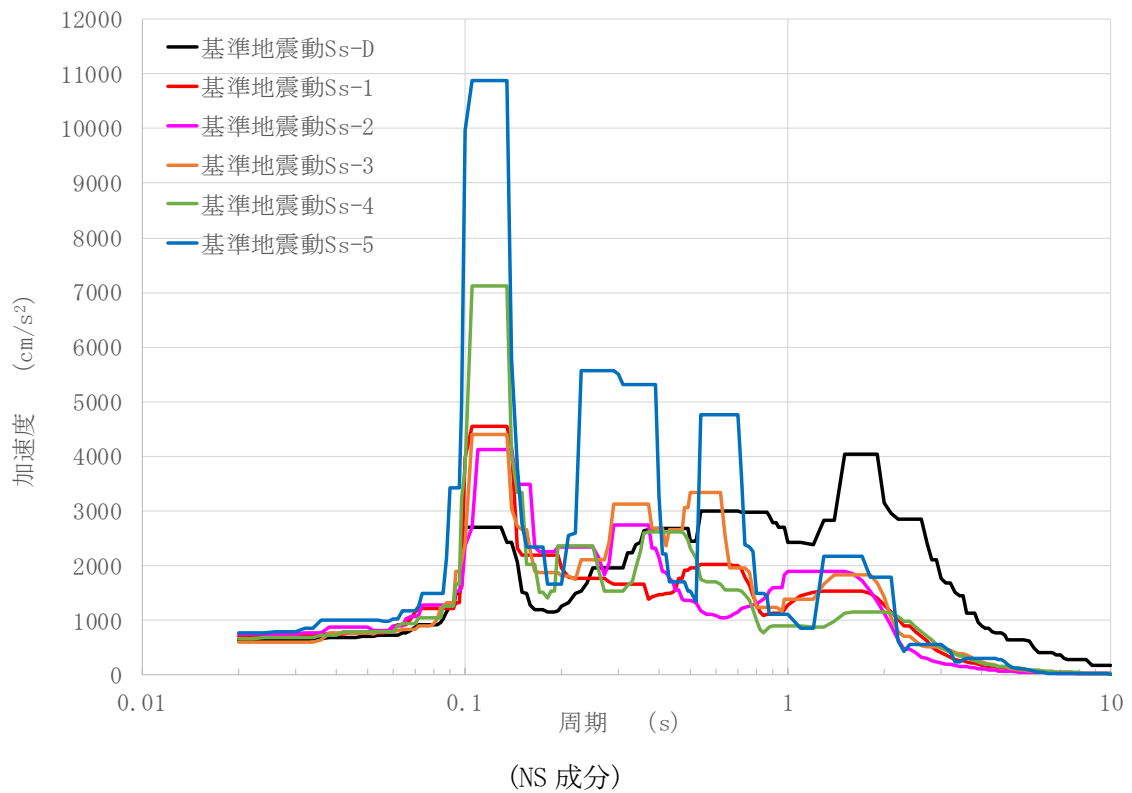
第 2.10 図 水平成分のFRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)



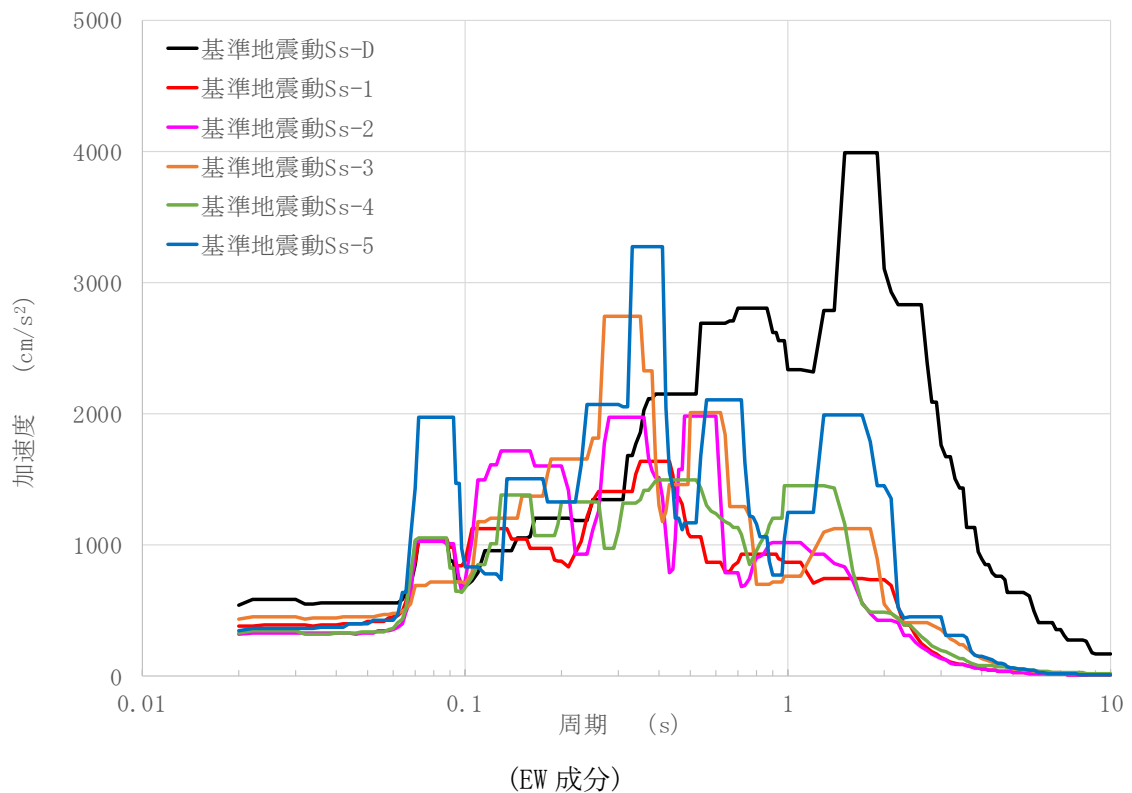
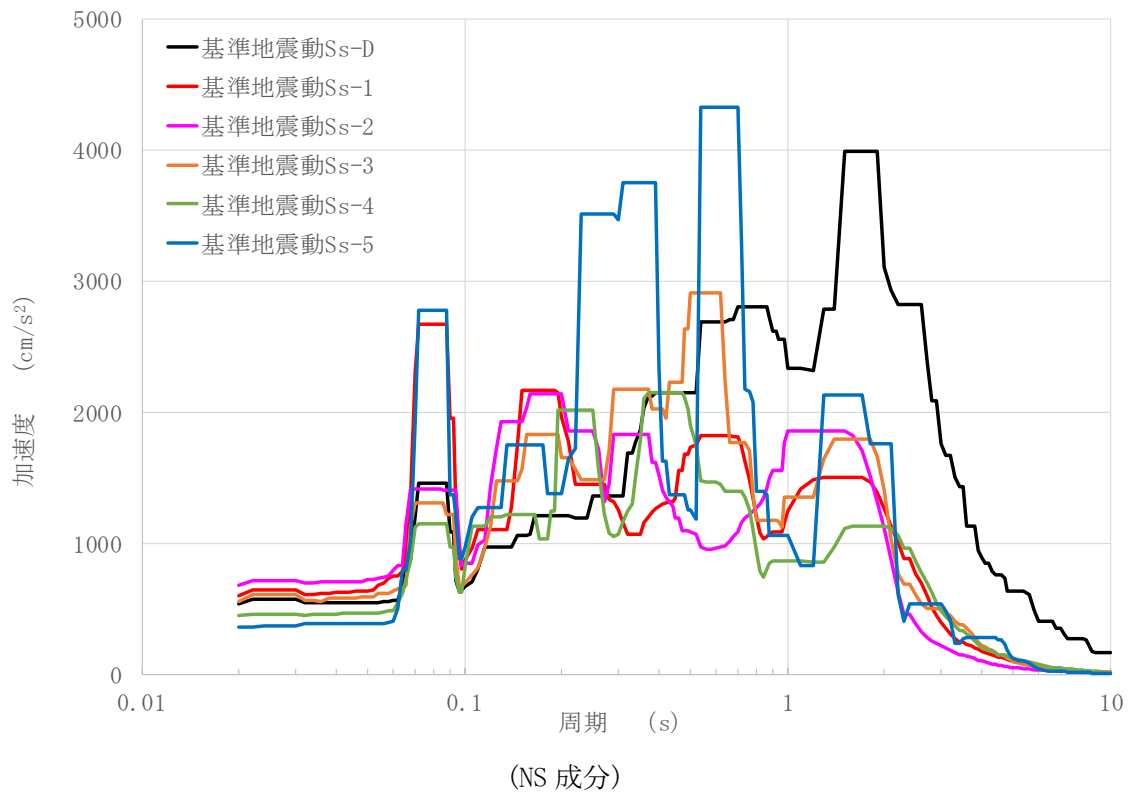
第 2.11 図 水平成分のFRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No.9 減衰定数 0.5%)



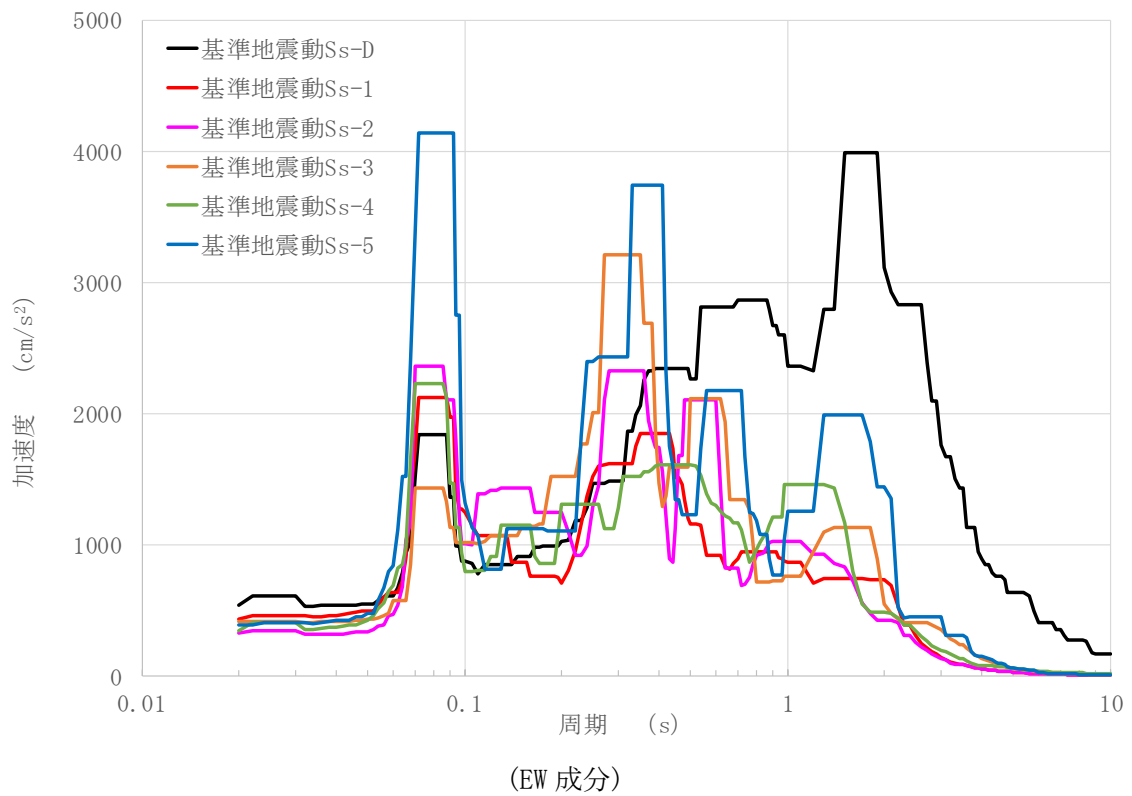
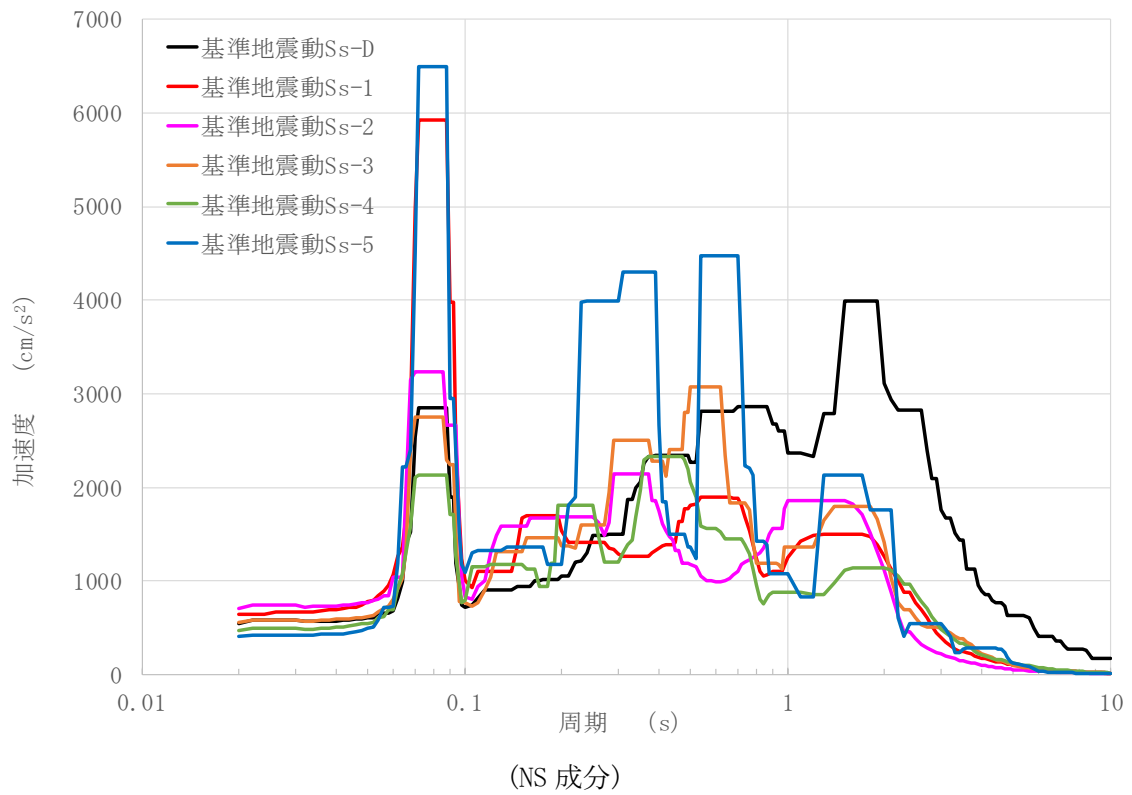
第 2.12 図 水平成分の FRS(S_s) (原子炉建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)



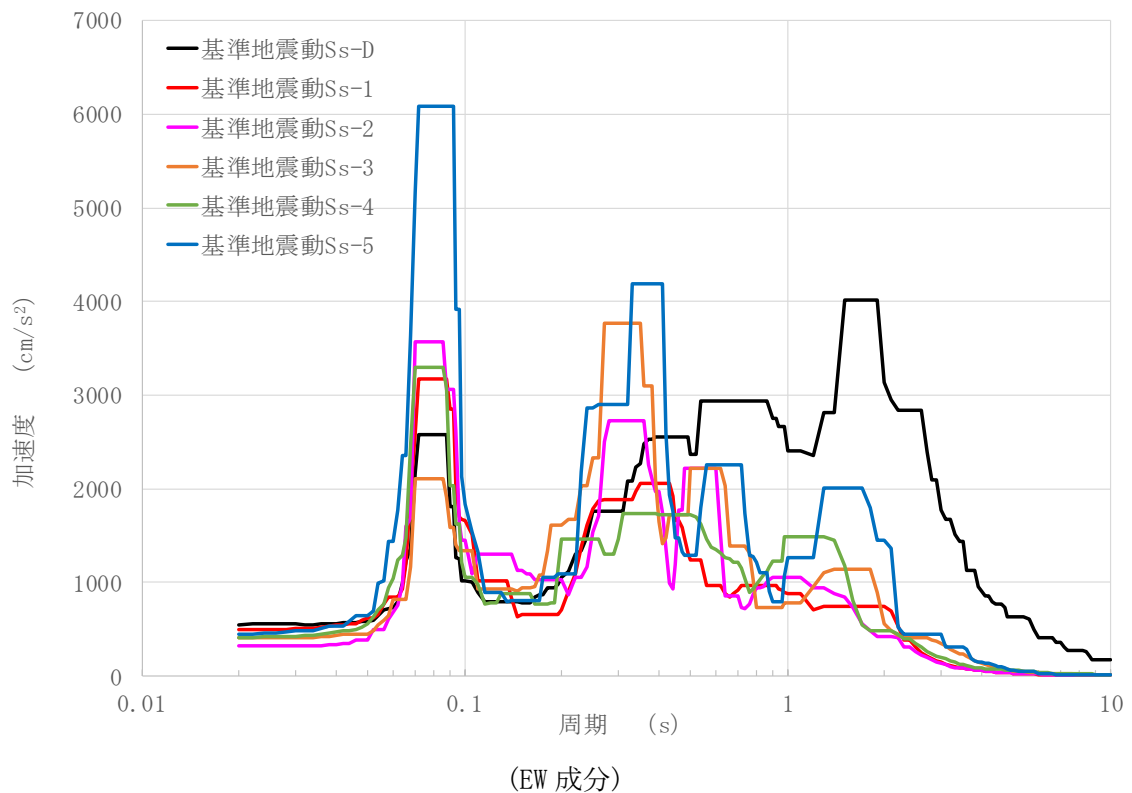
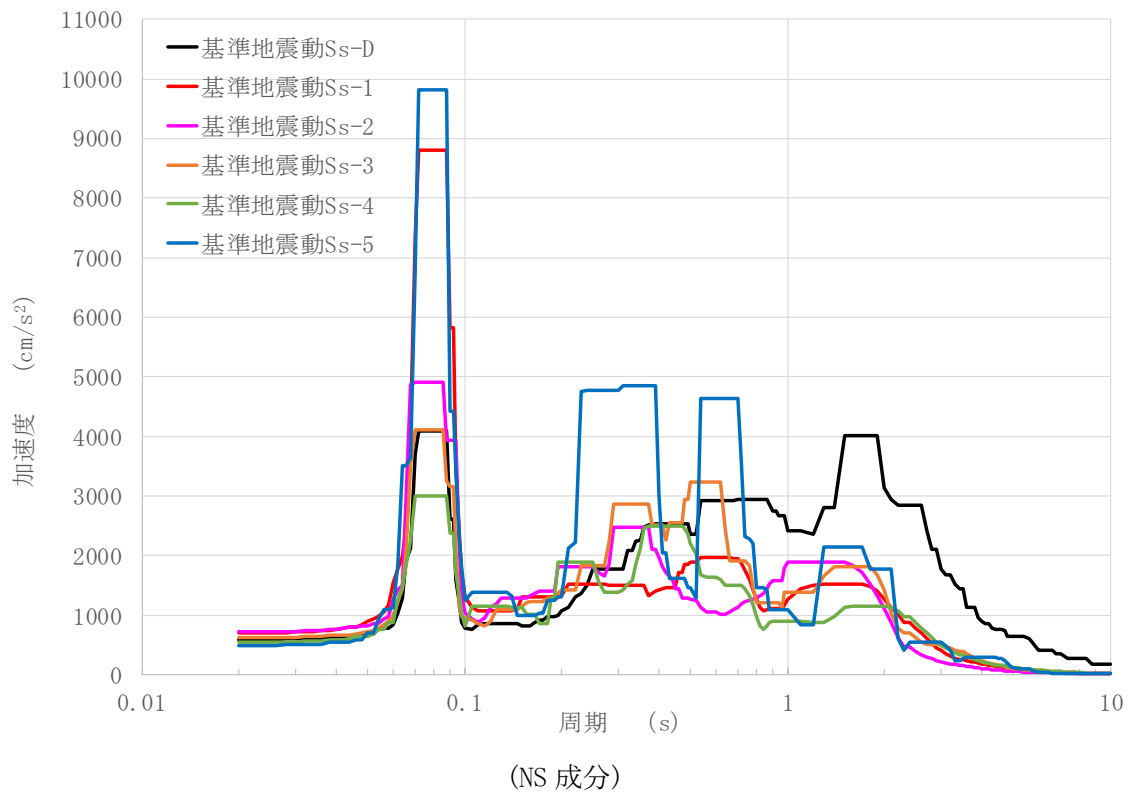
第 2.13 図 水平成分の FRS (S_S) (原子炉建家質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)



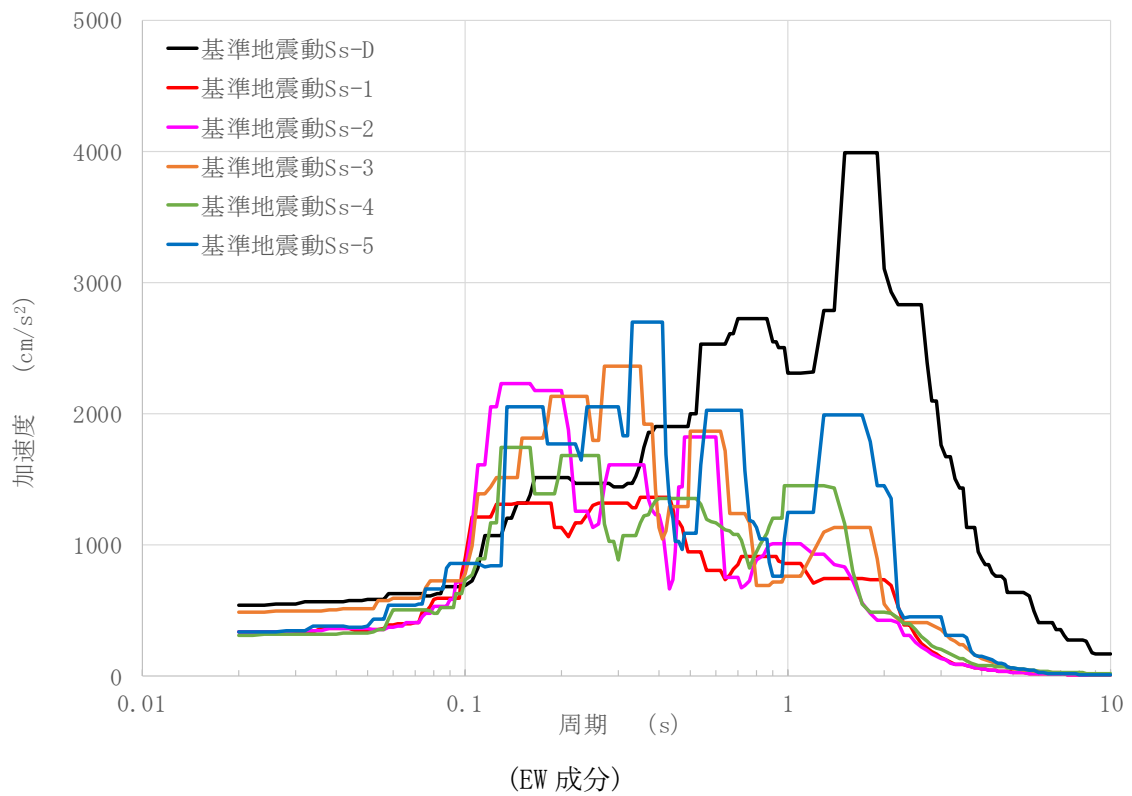
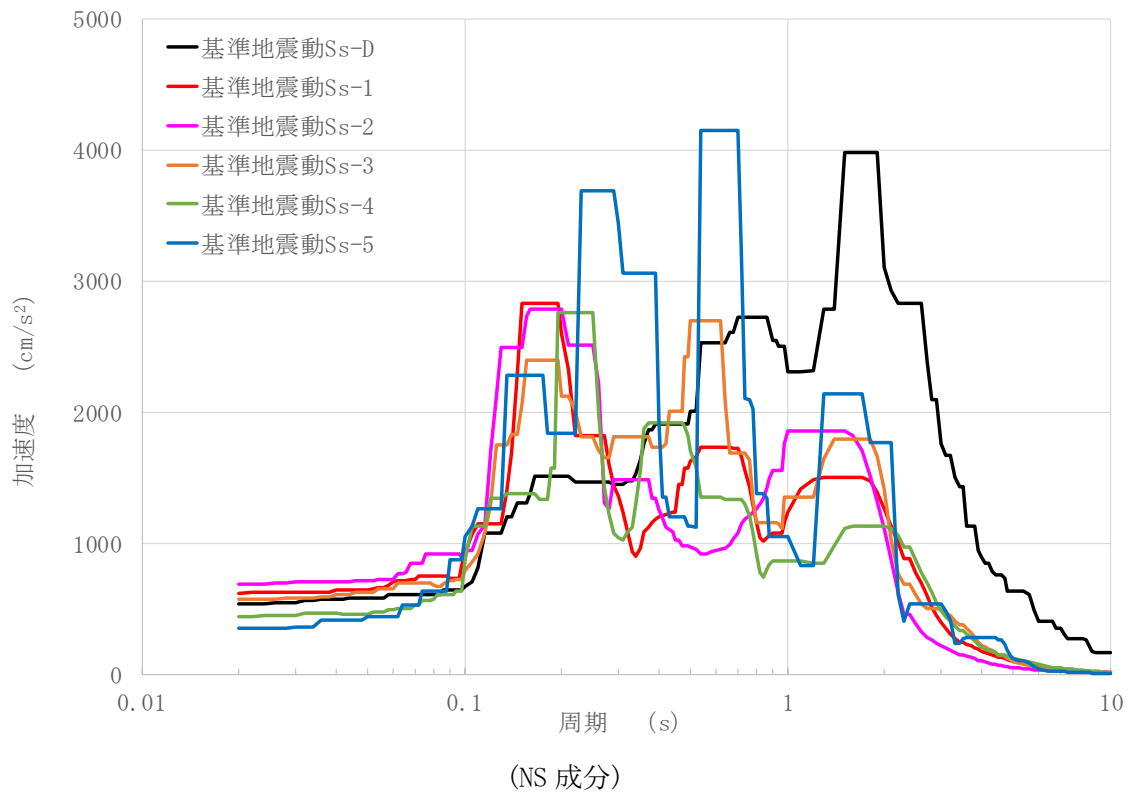
第 2.14 図 水平成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)



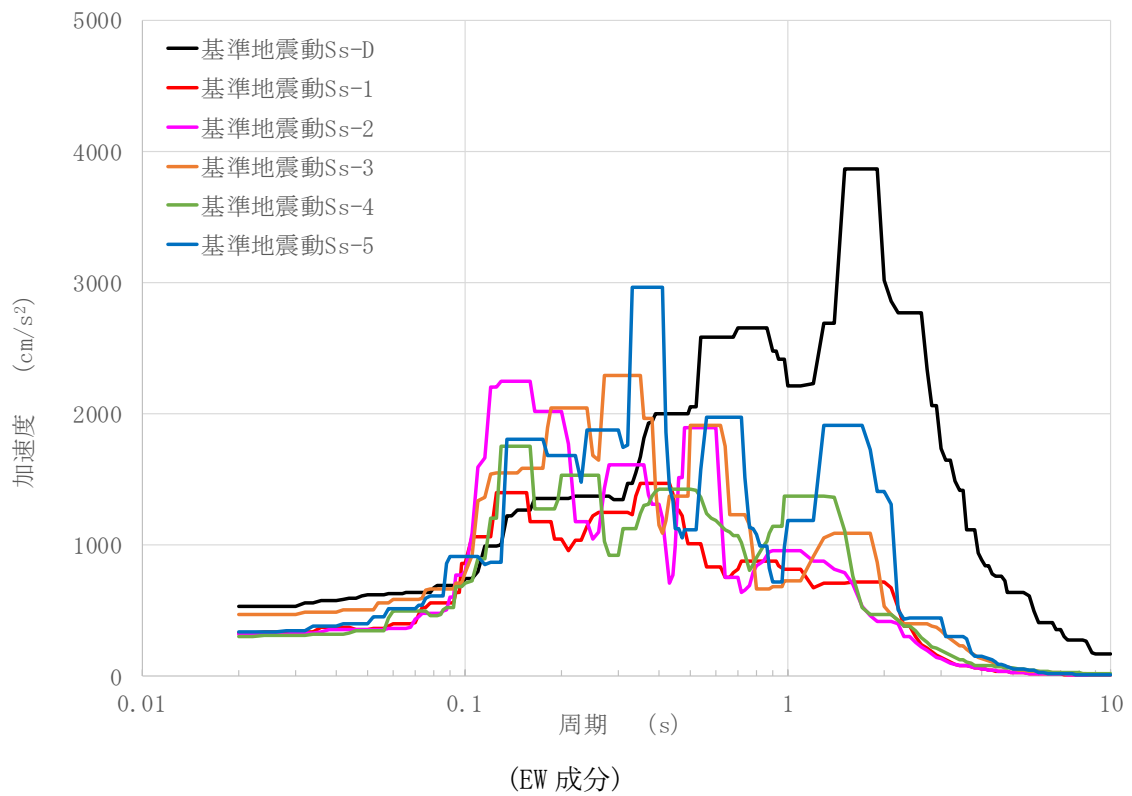
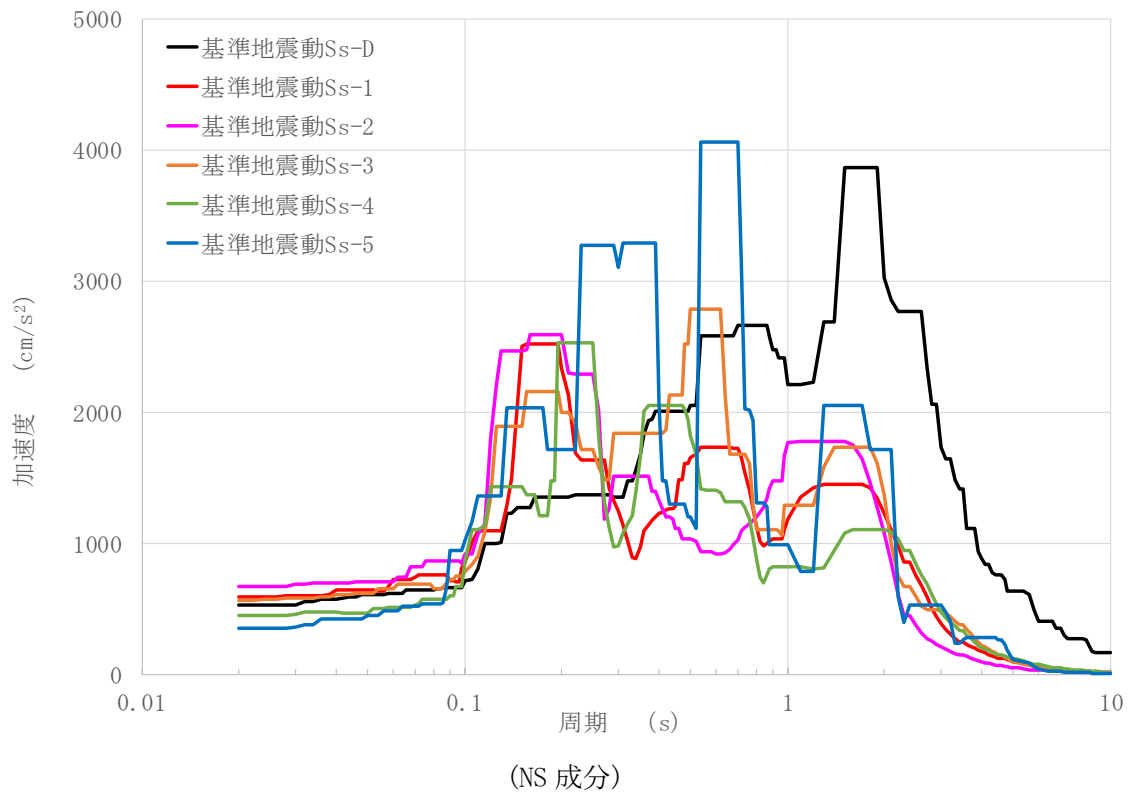
第 2.15 図 水平成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 13 減衰定数 0.5%)



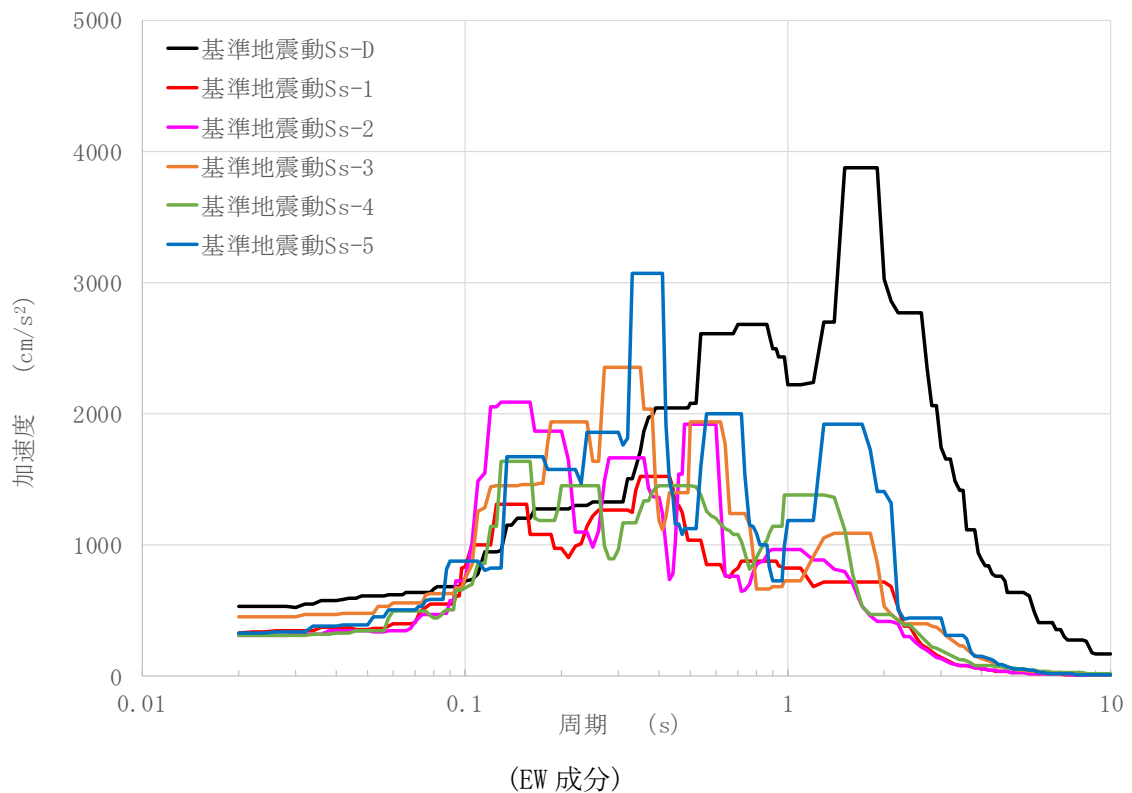
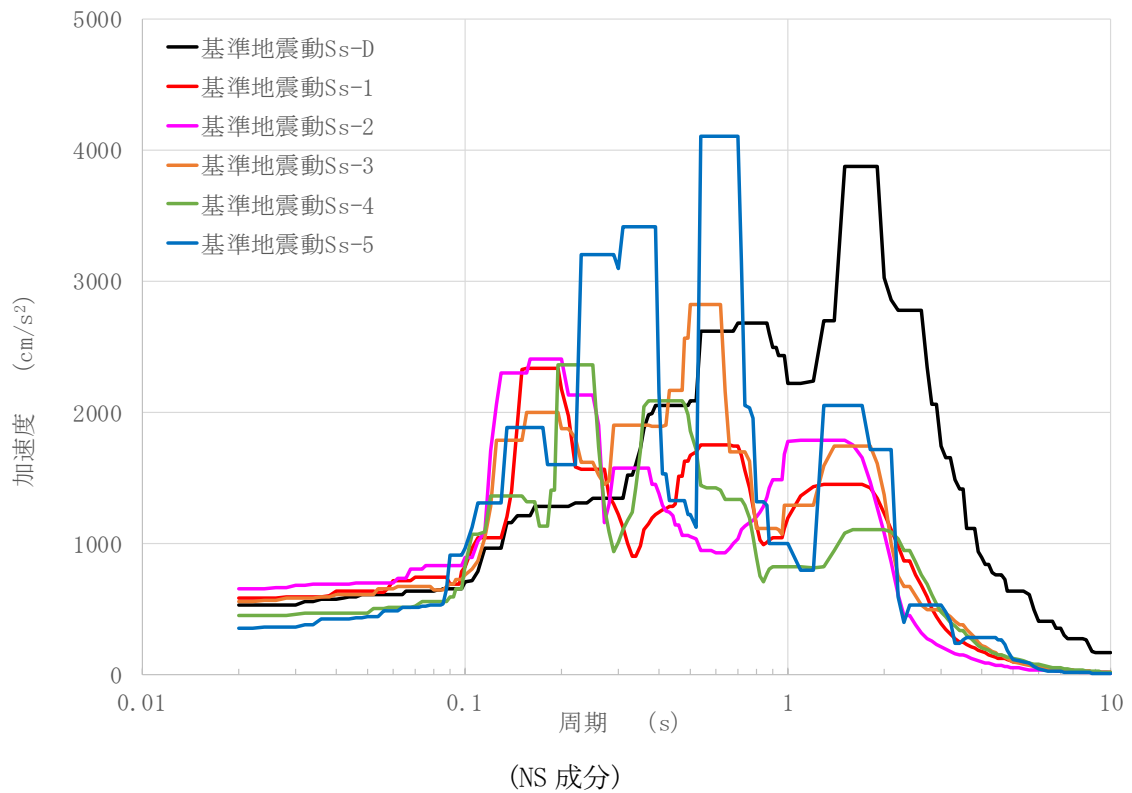
第 2.16 図 水平成分の FRS(S_S) (原子炉建家質点番号 No. 14 減衰定数 0.5%)



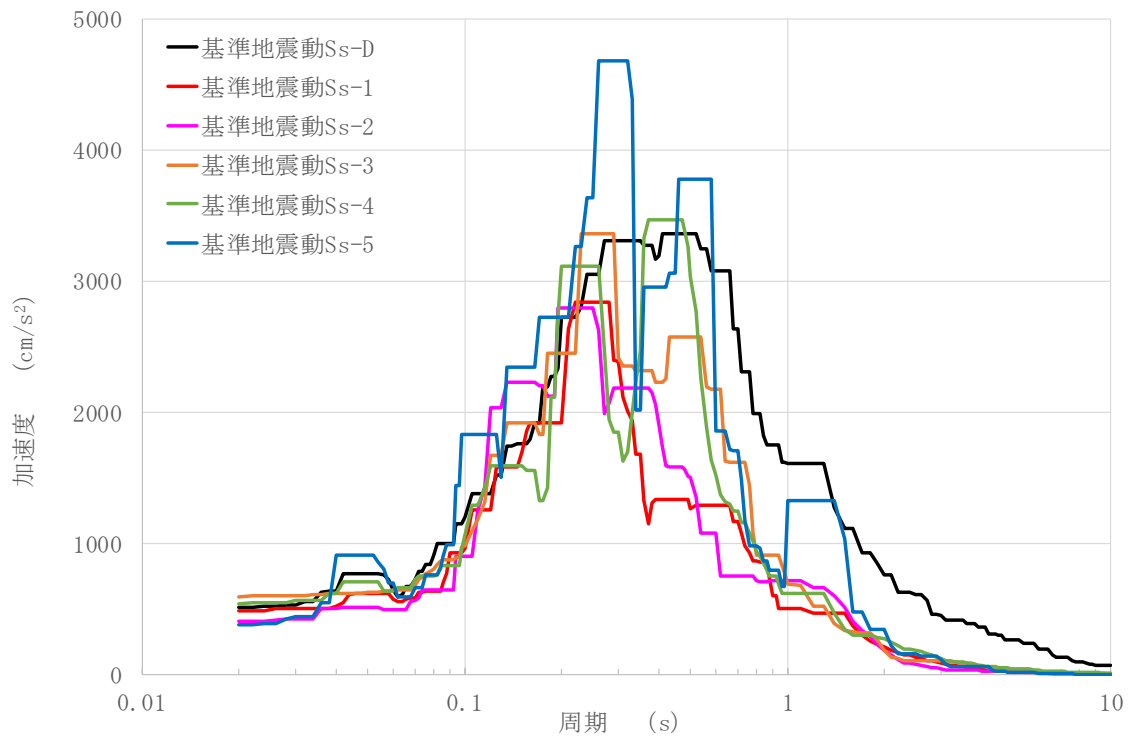
第 2.17 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 15 減衰定数 0.5%)



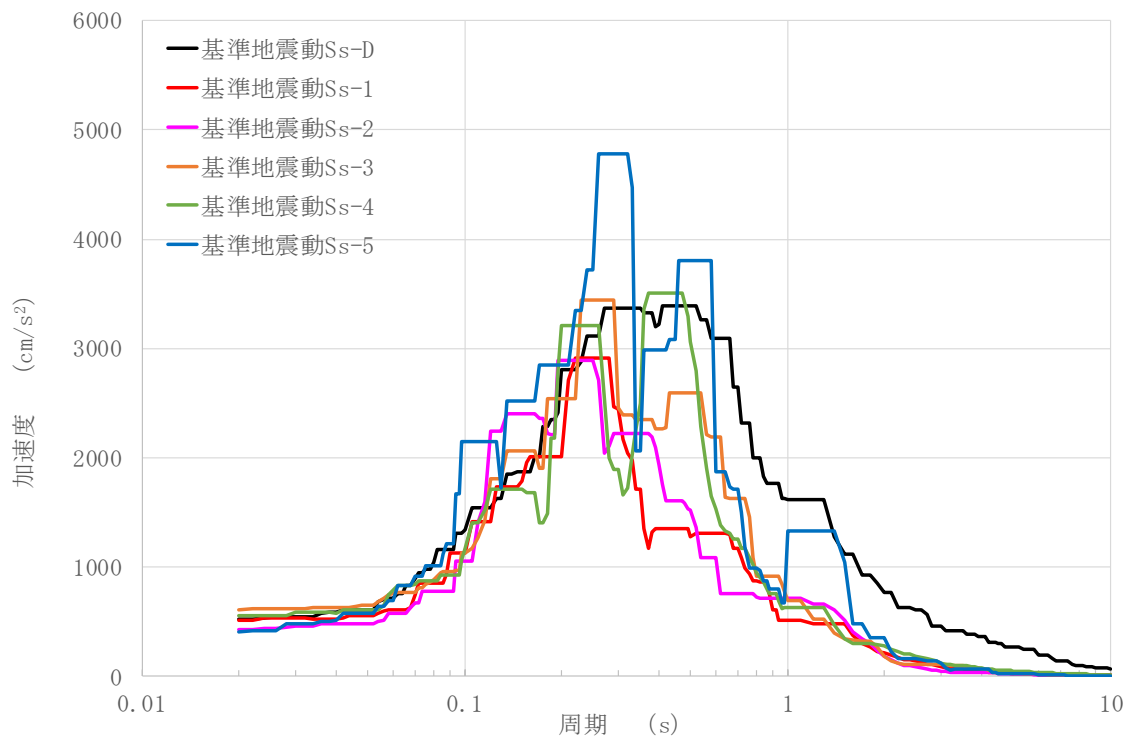
第 2.18 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 25 減衰定数 0.5%)



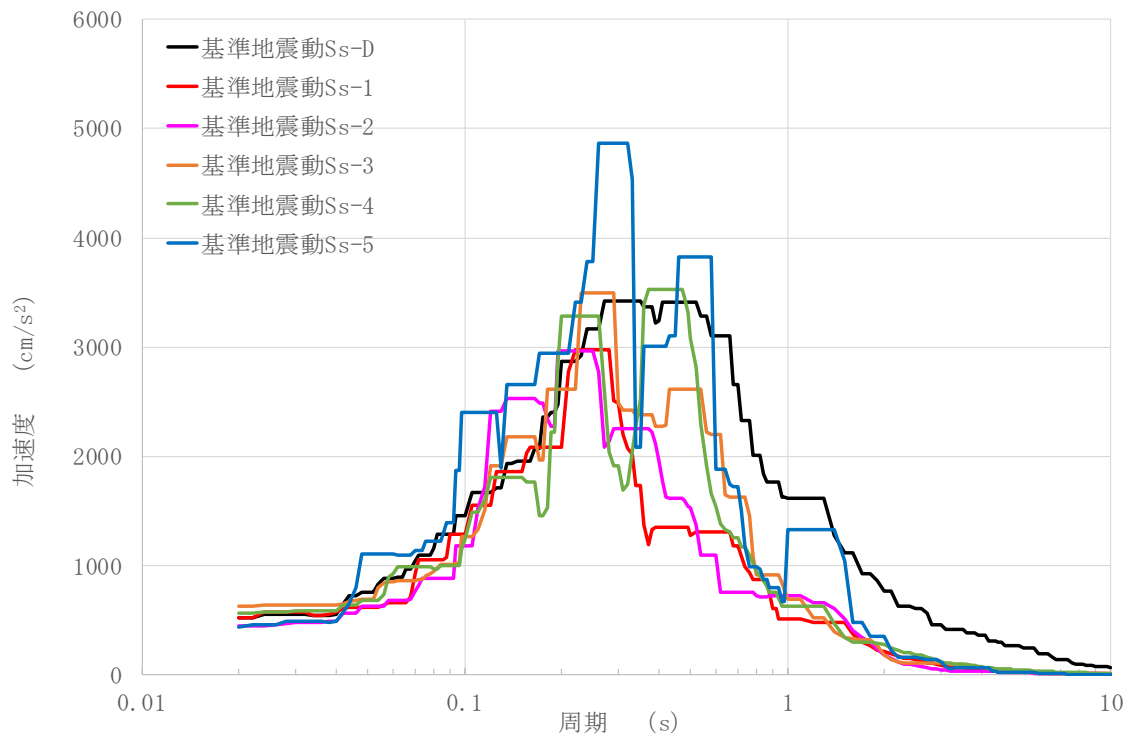
第 2.19 図 水平成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 35 減衰定数 0.5%)



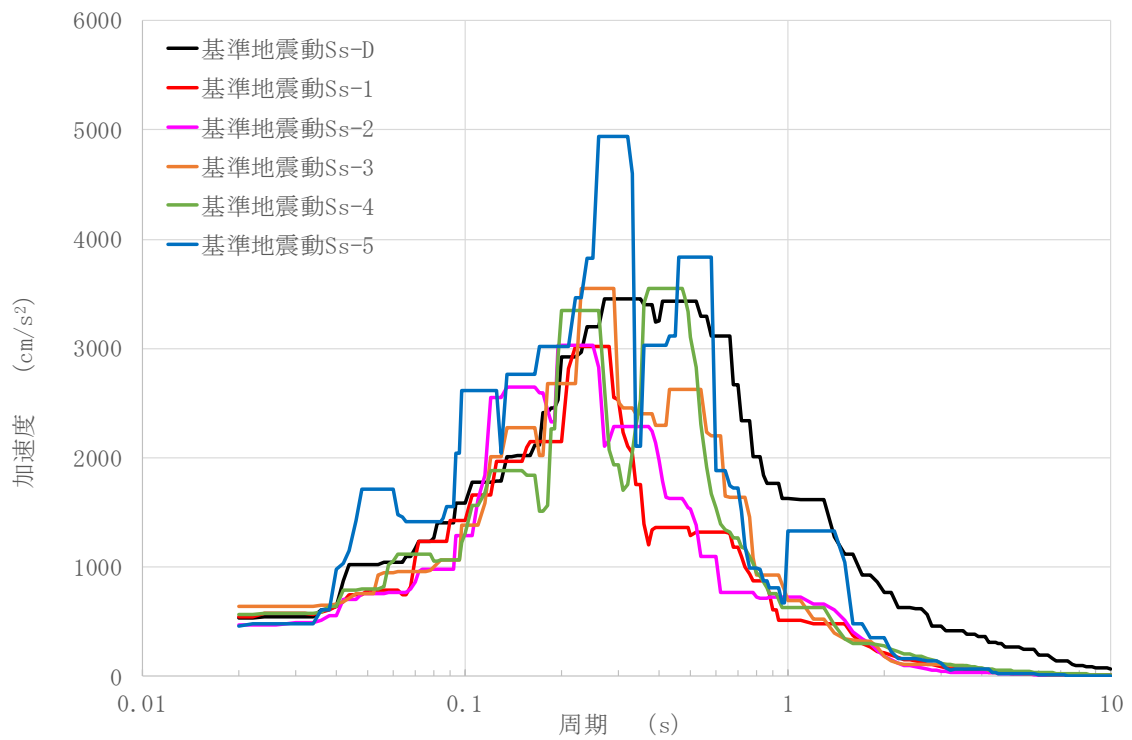
第 2.20 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)



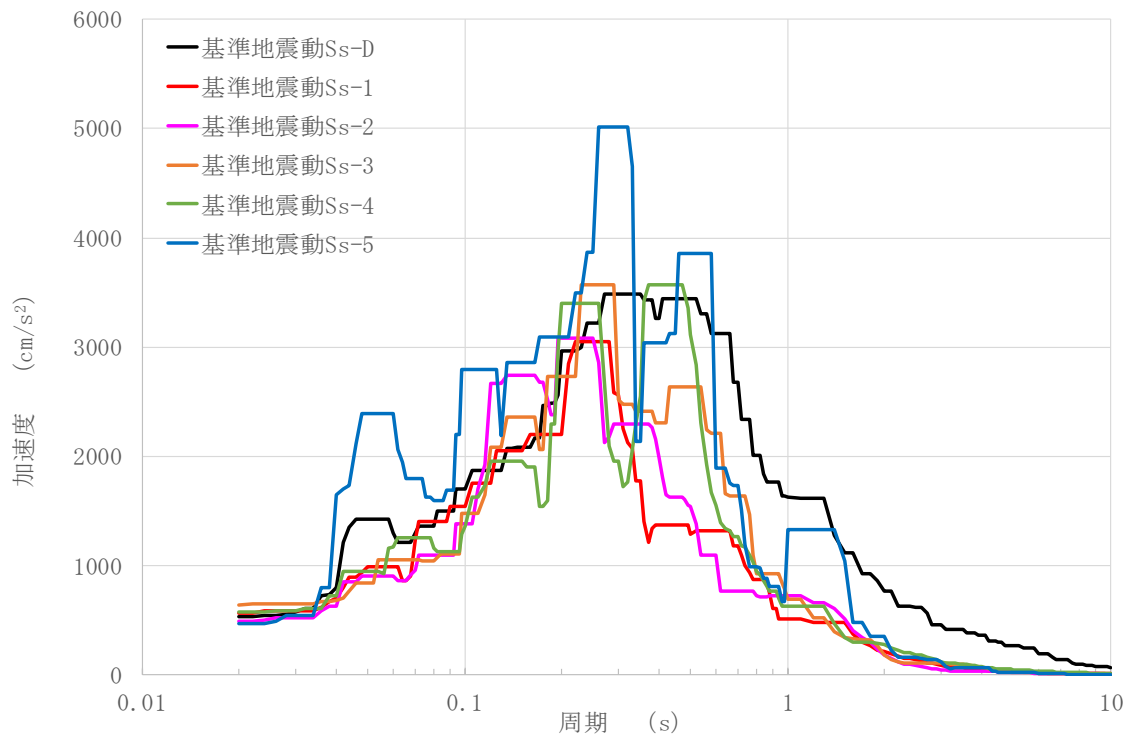
第 2.21 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)



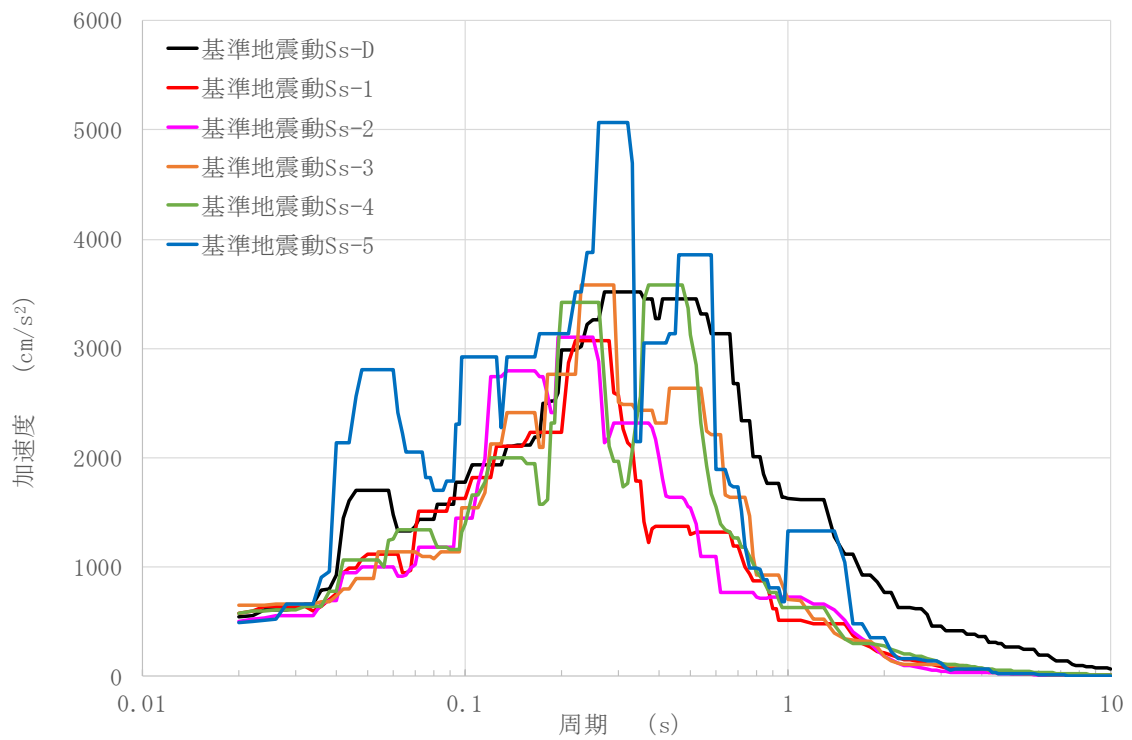
第 2.22 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)



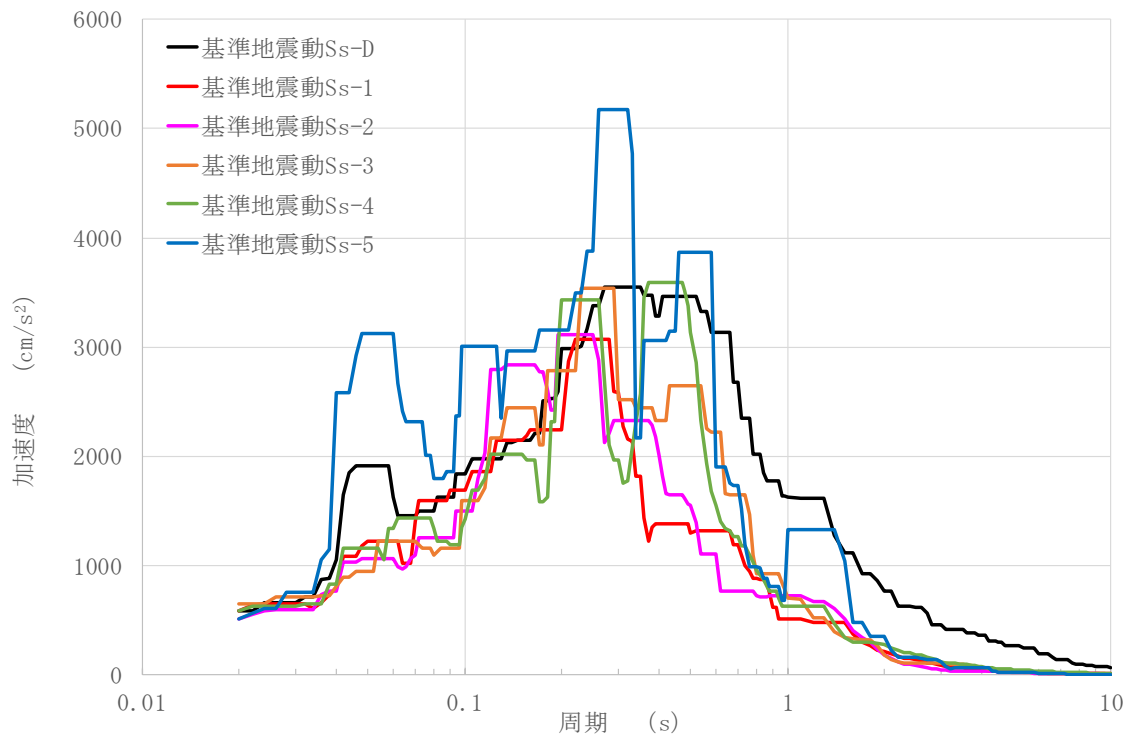
第 2.23 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)



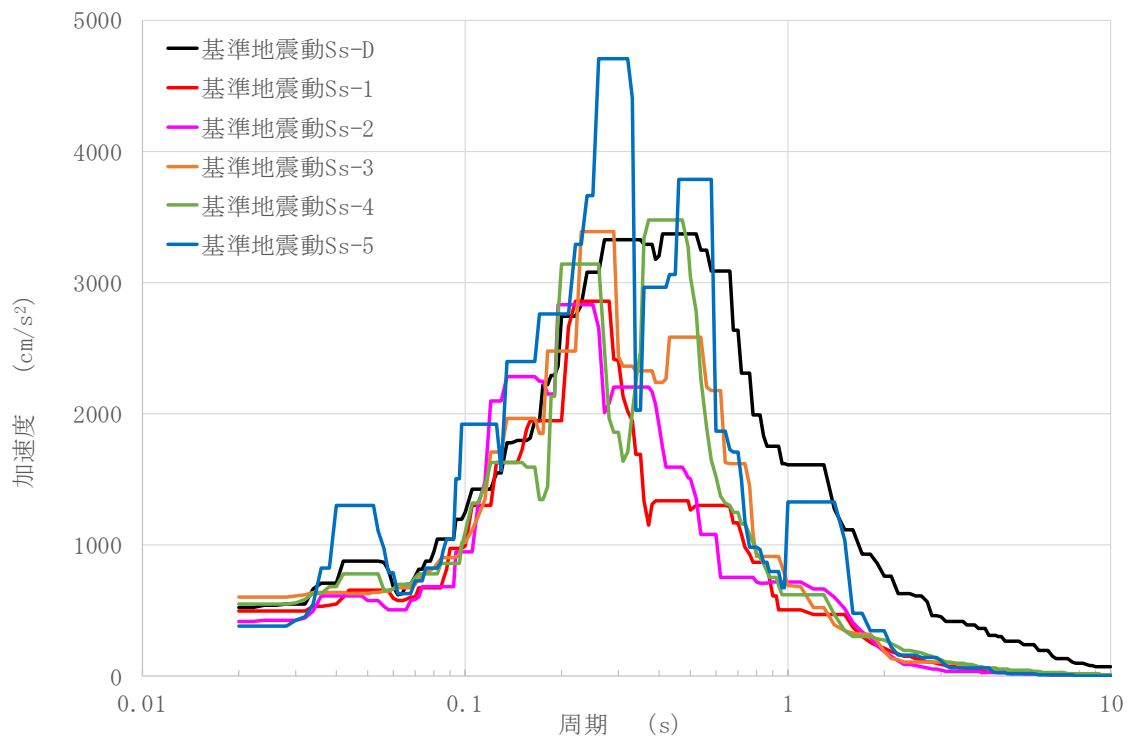
第 2.24 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)



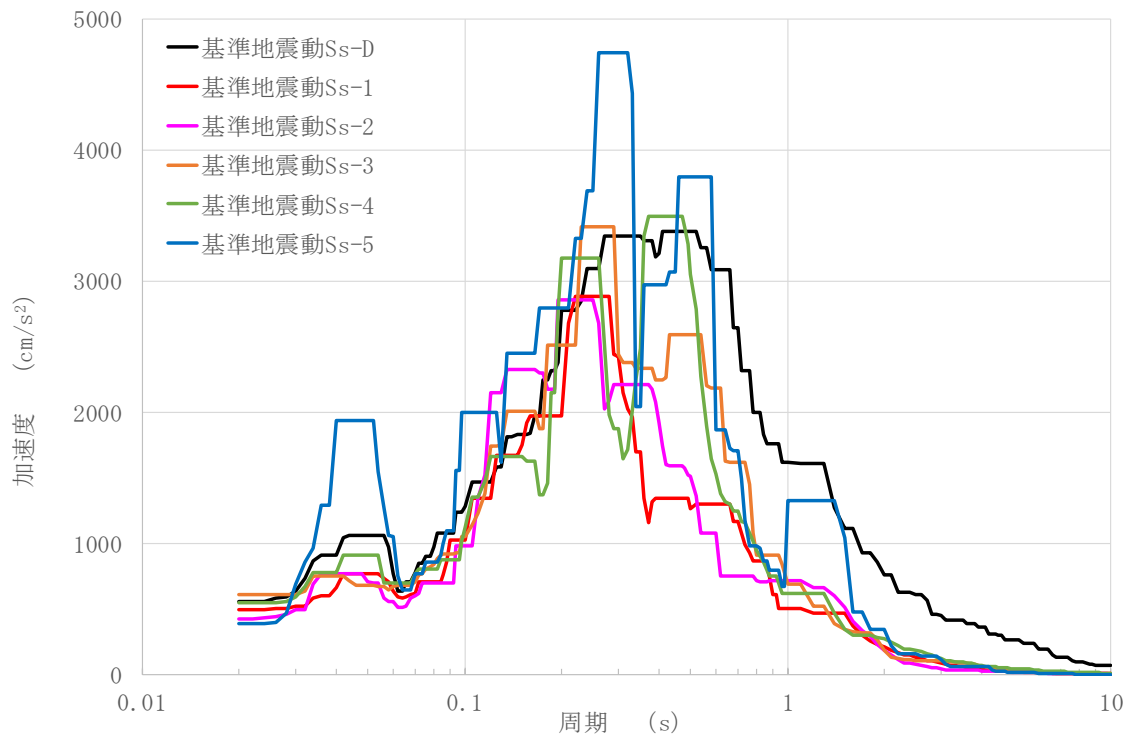
第 2.25 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)



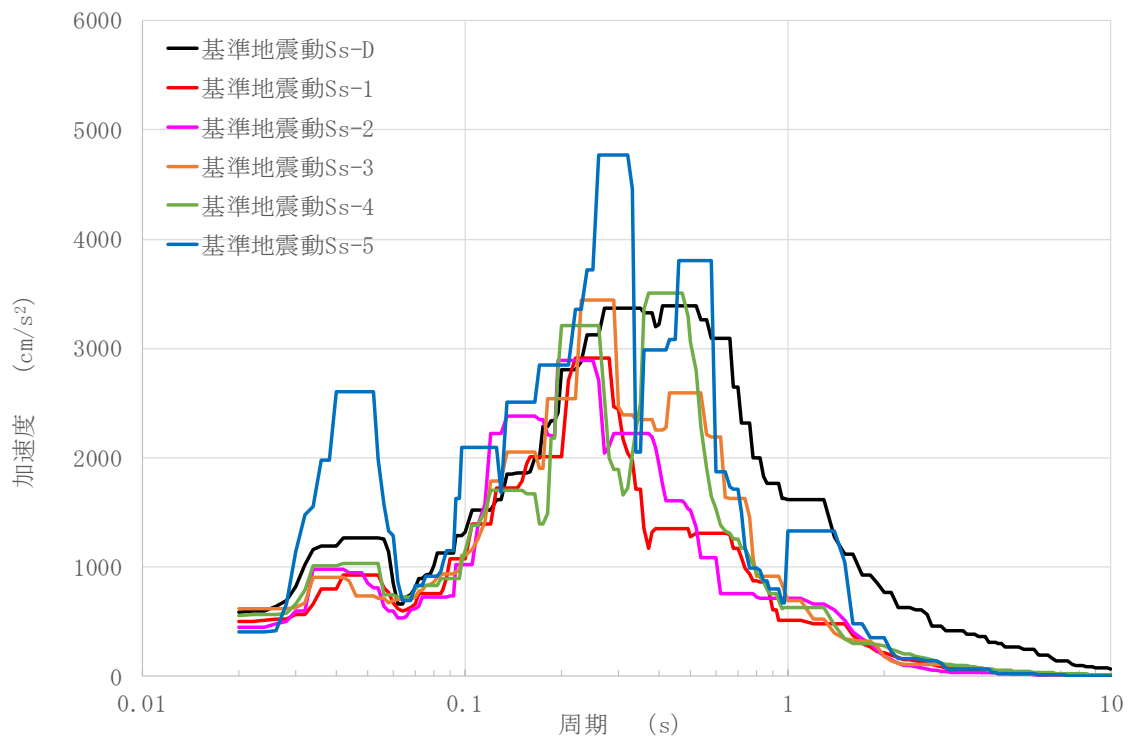
第 2.26 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)



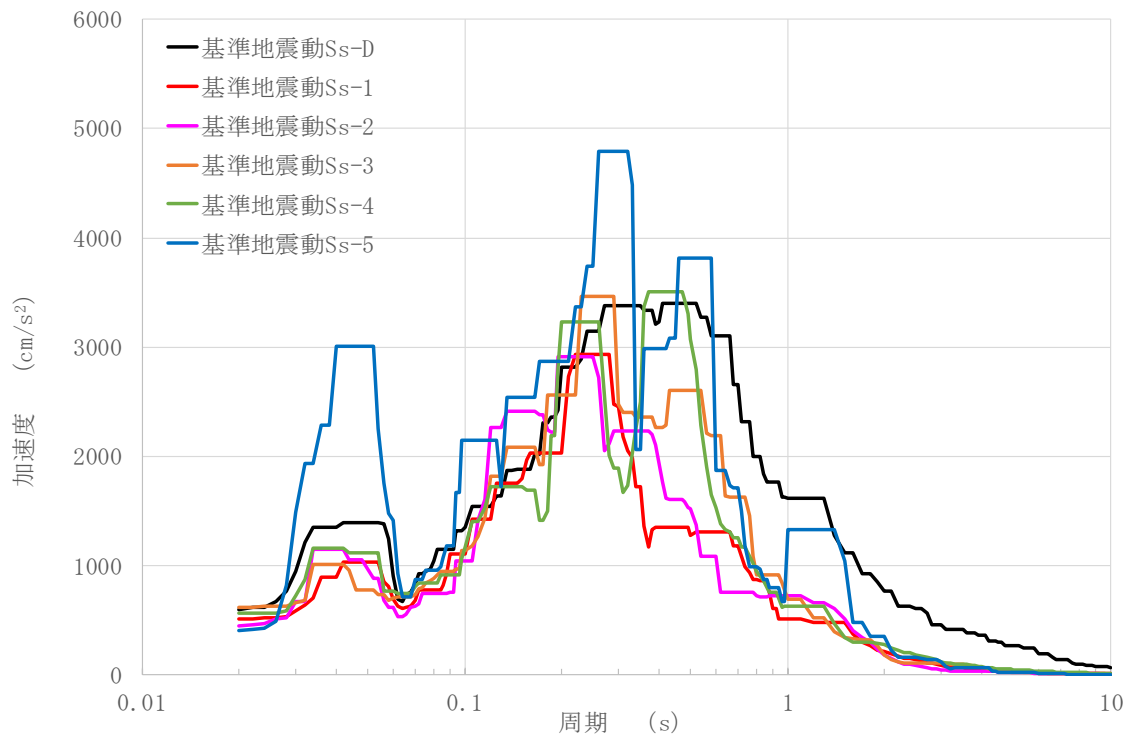
第 2.27 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)



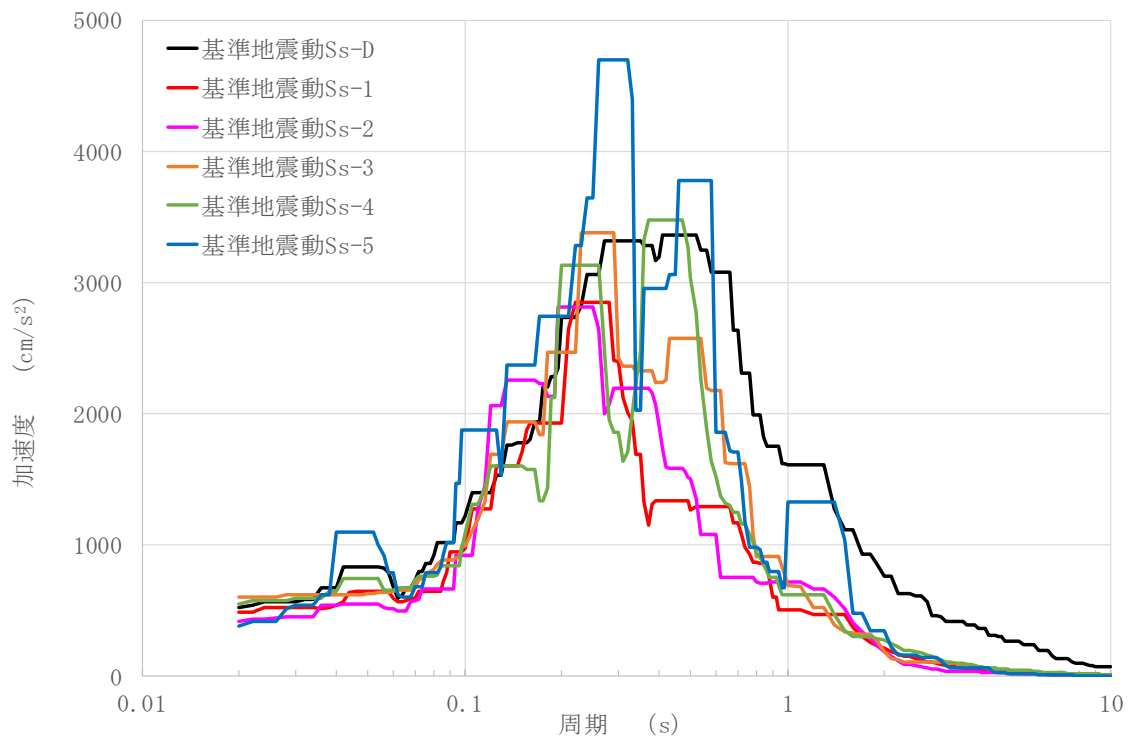
第 2.28 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)



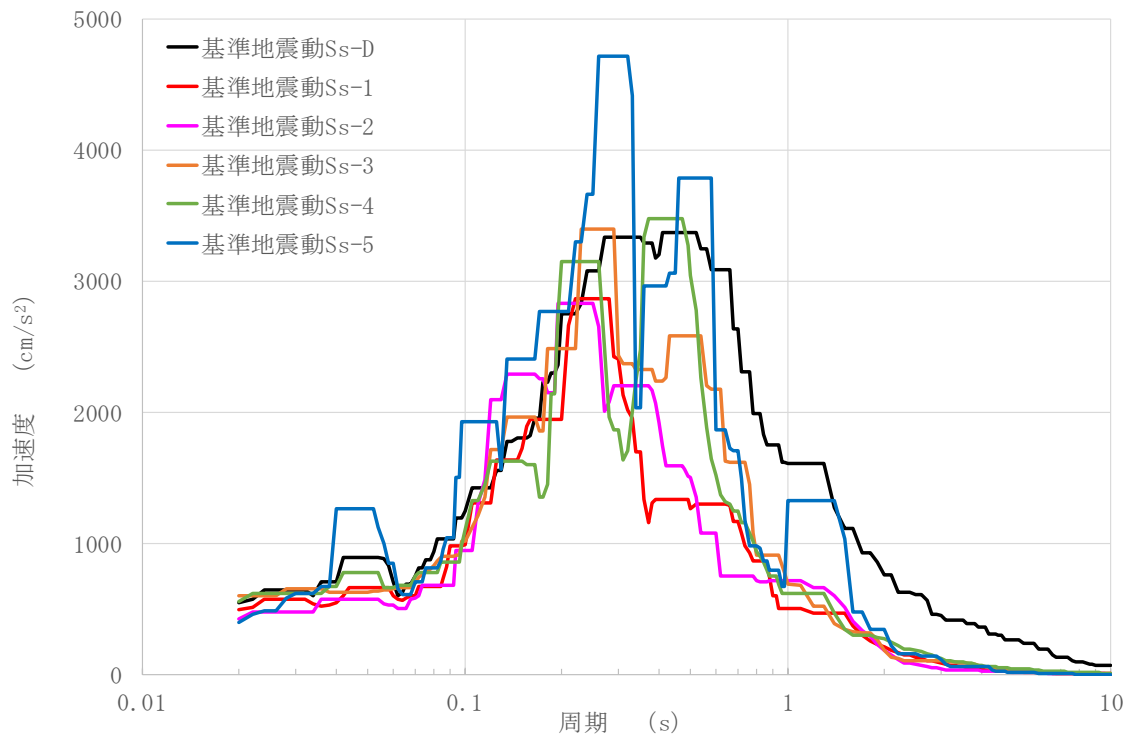
第 2.29 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)



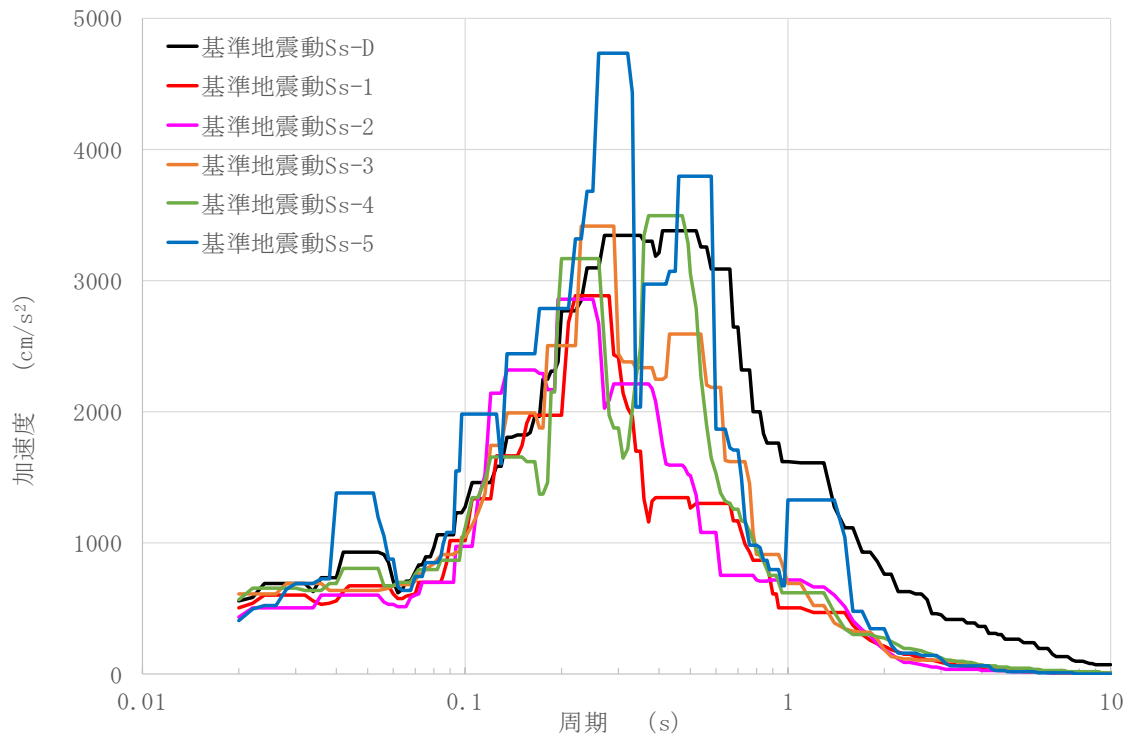
第 2.30 図 鉛直成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)



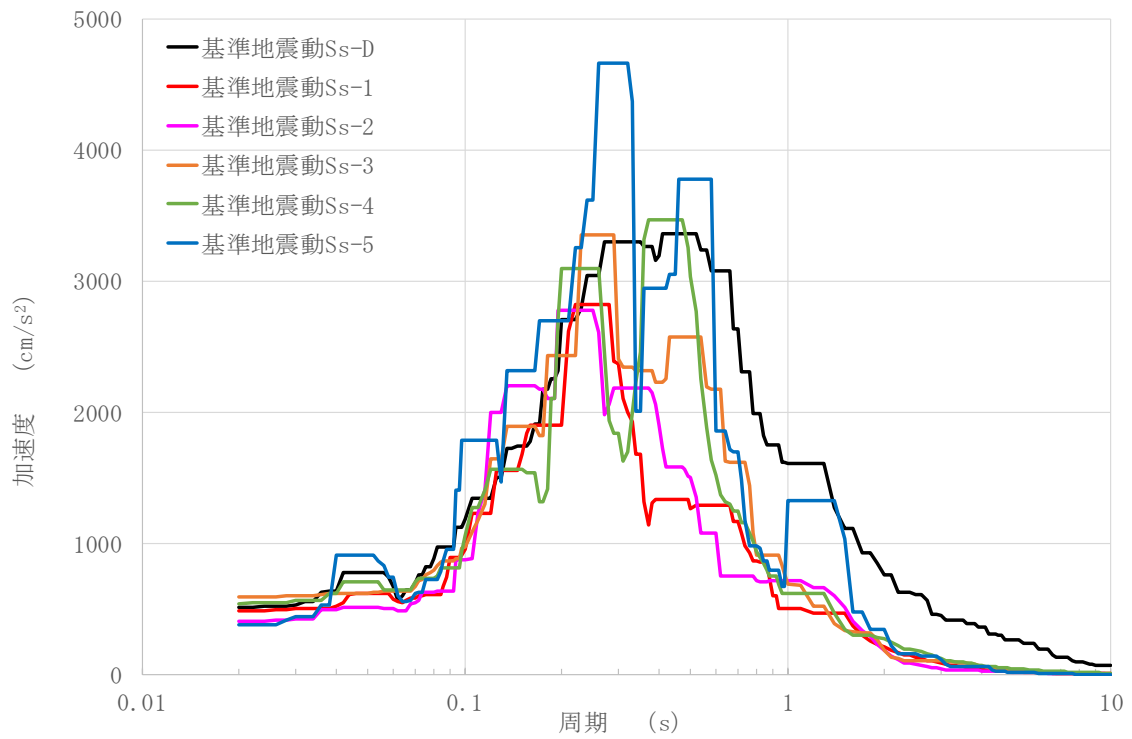
第 2.31 図 鉛直成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)



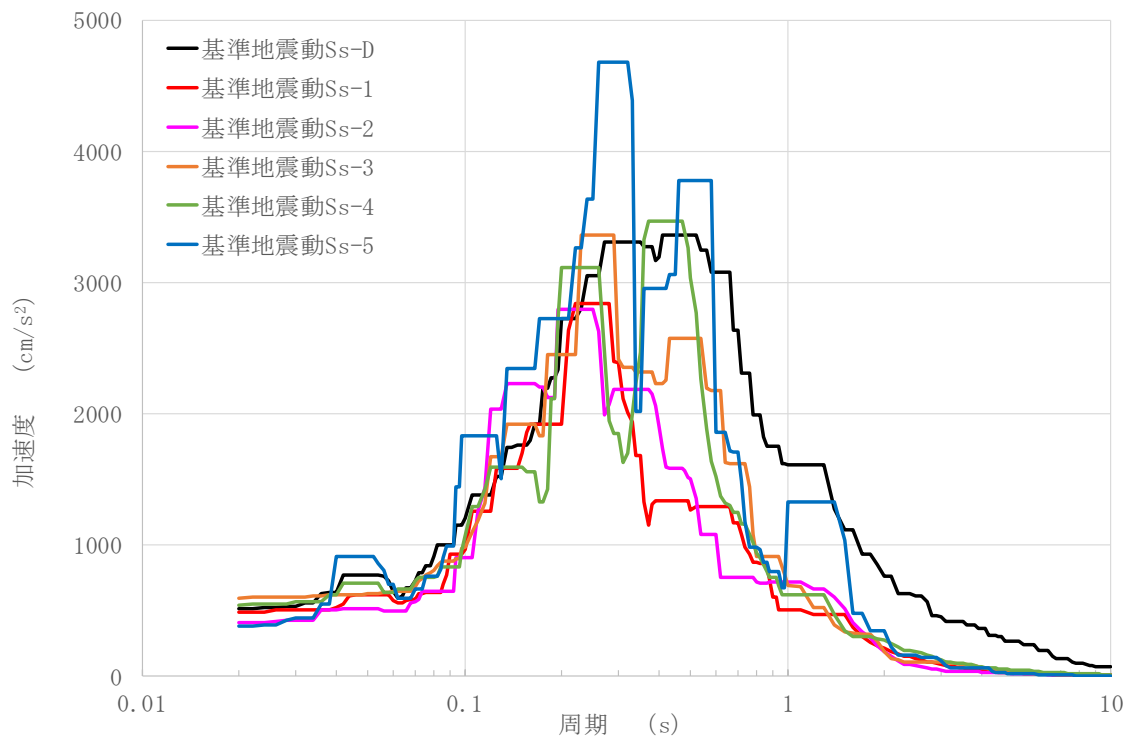
第 2.32 図 鉛直成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 13 減衰定数 0.5%)



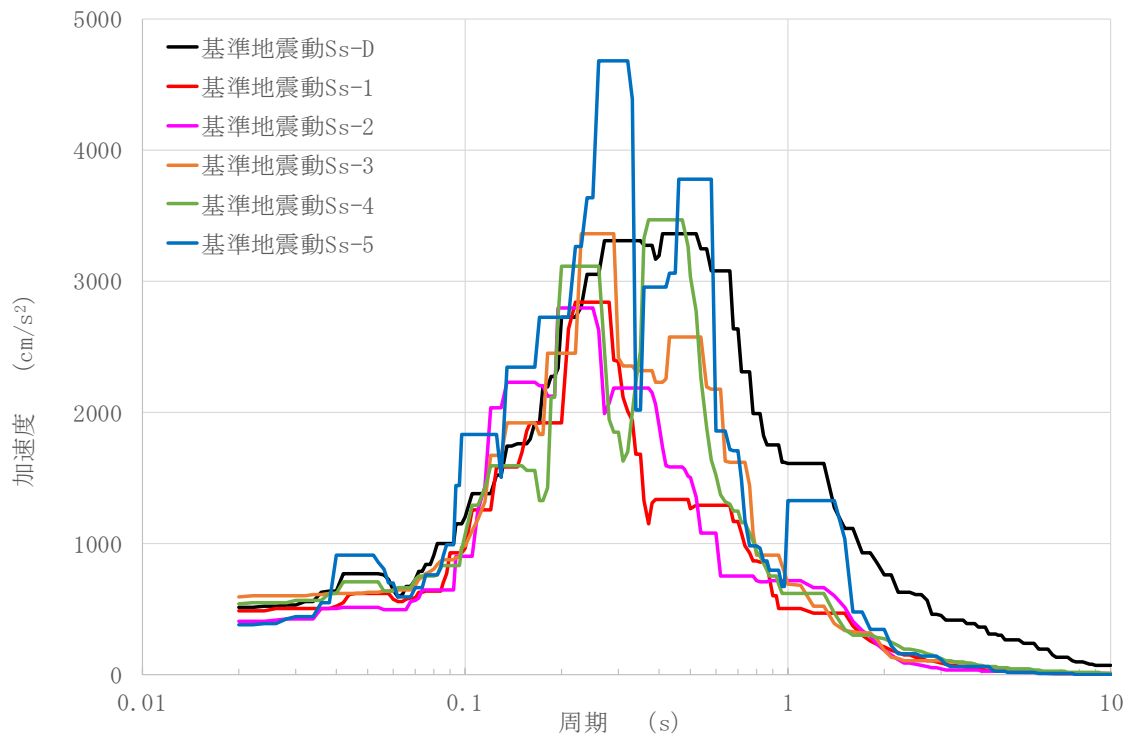
第 2.33 図 鉛直成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 14 減衰定数 0.5%)



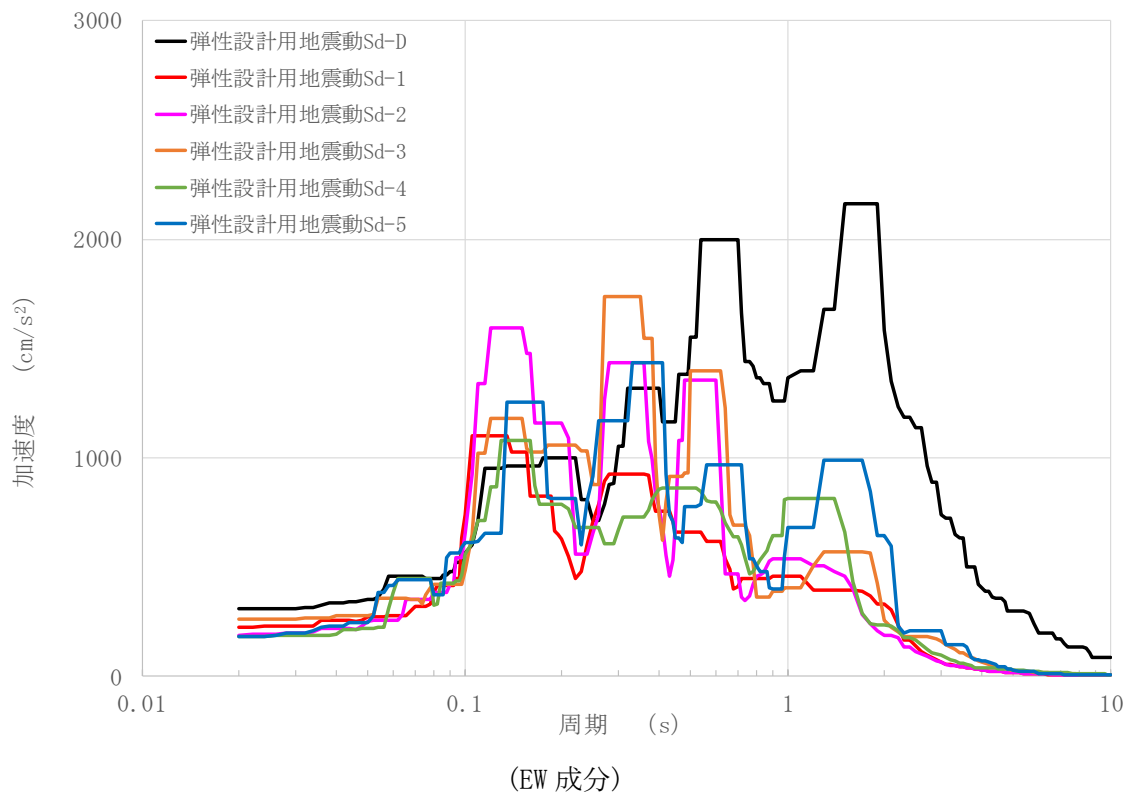
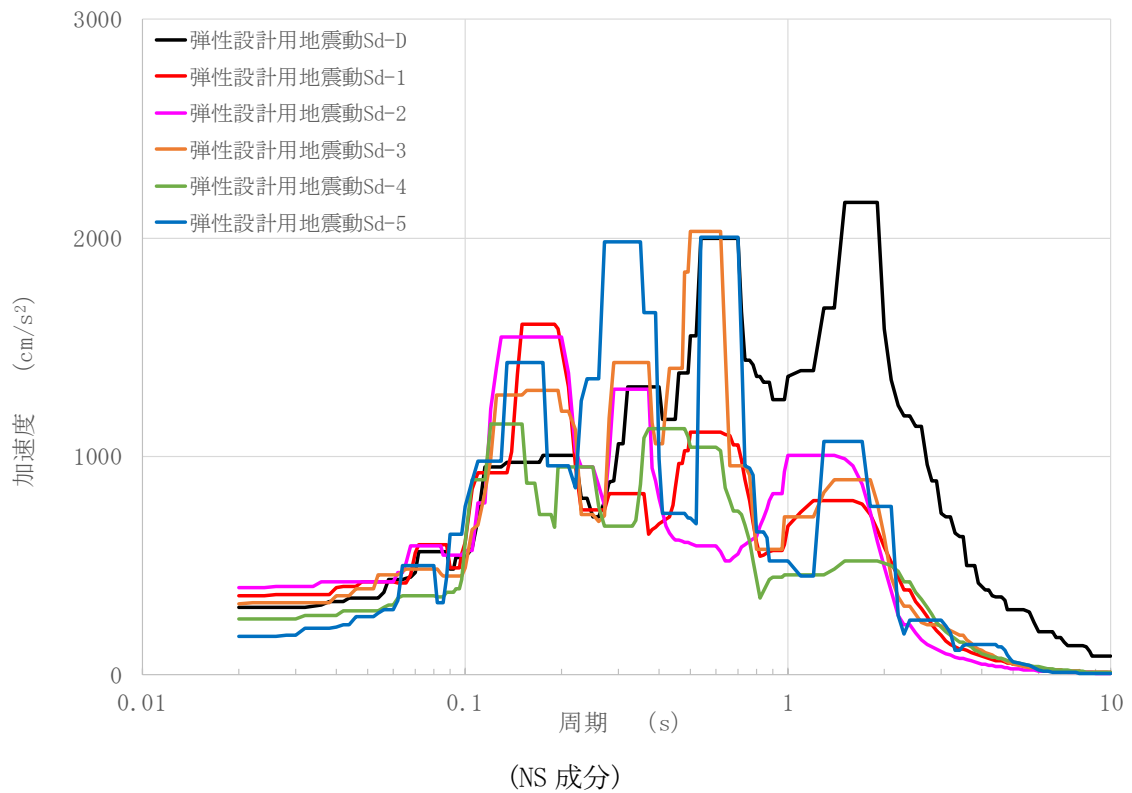
第 2.34 図 鉛直成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 15 減衰定数 0.5%)



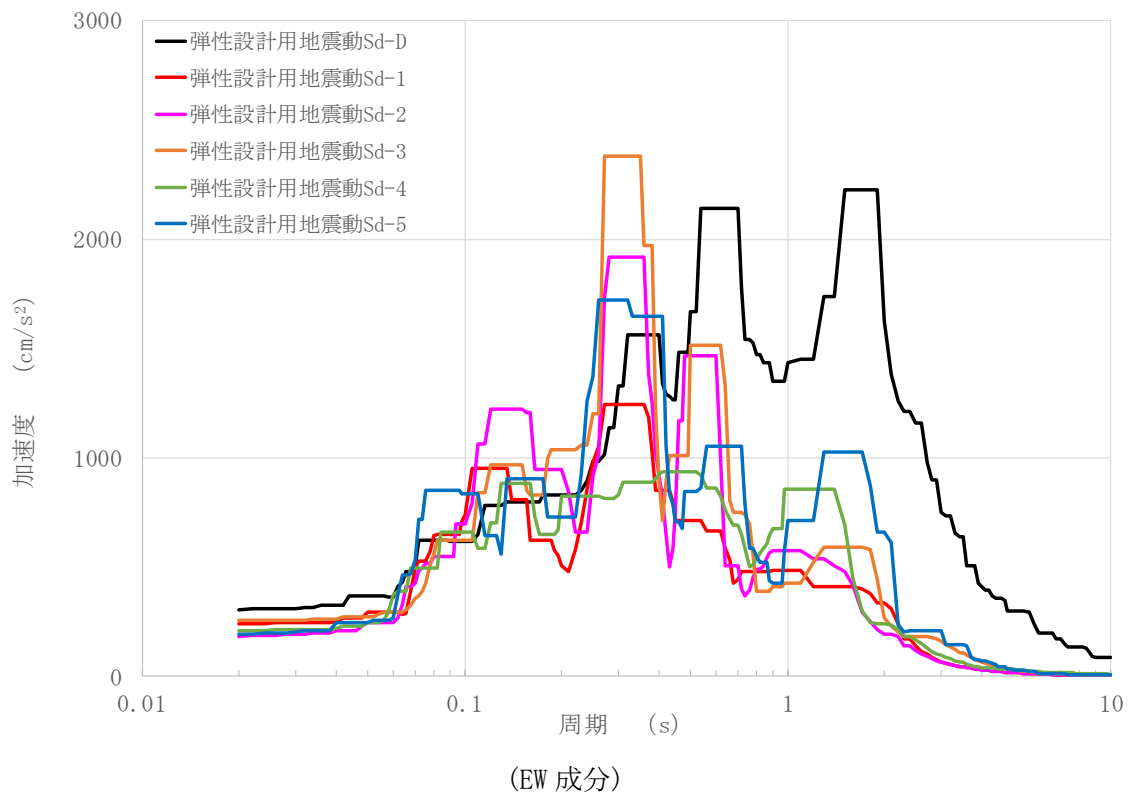
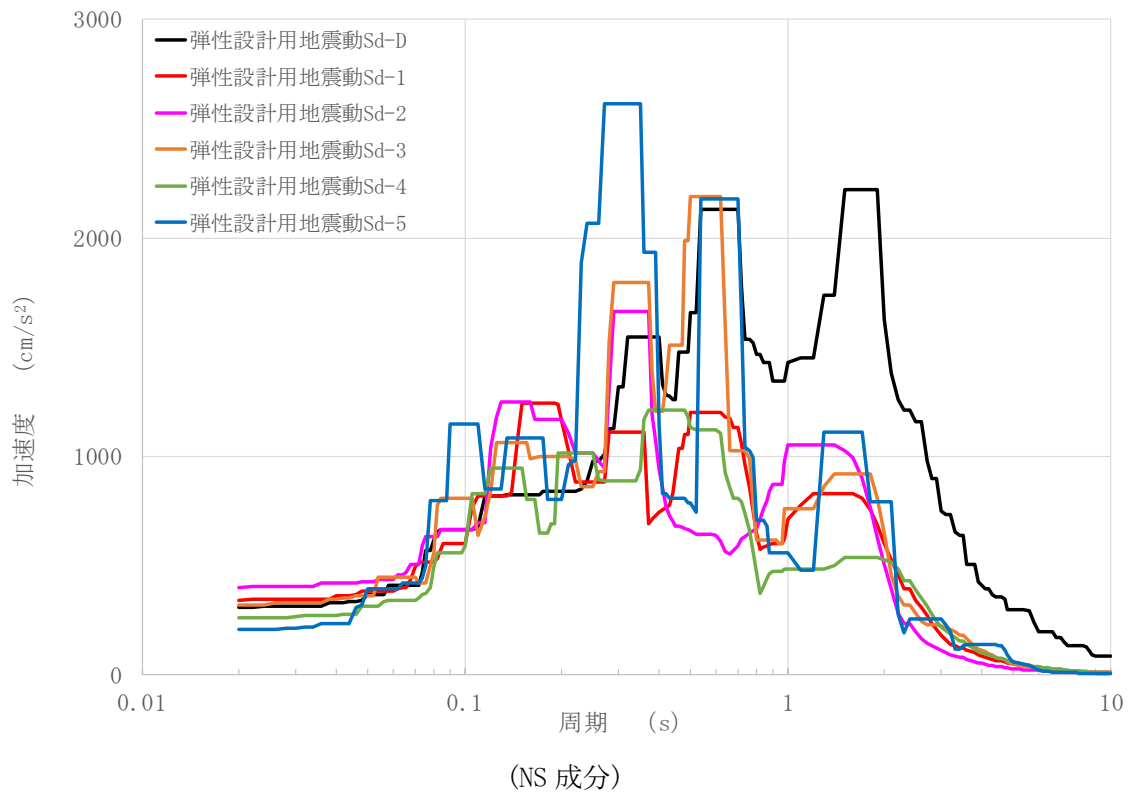
第 2.35 図 鉛直成分の FRS(Ss) (原子炉建家質点番号 No. 25 減衰定数 0.5%)



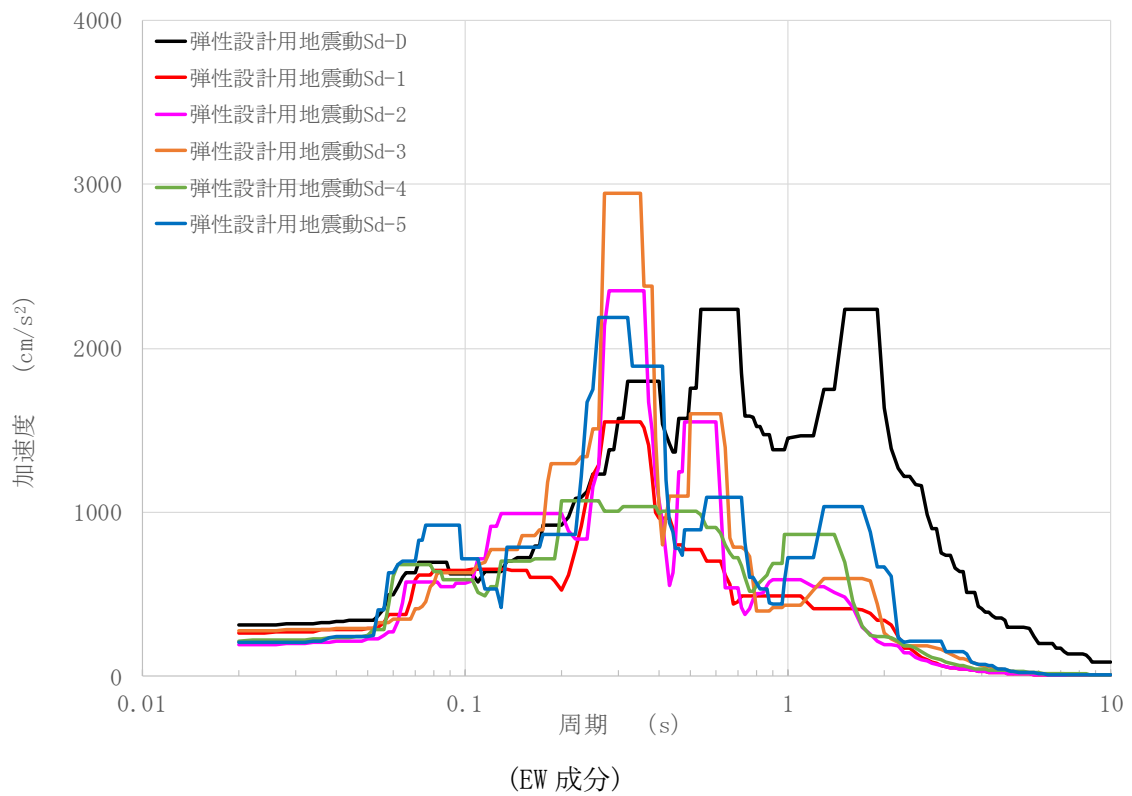
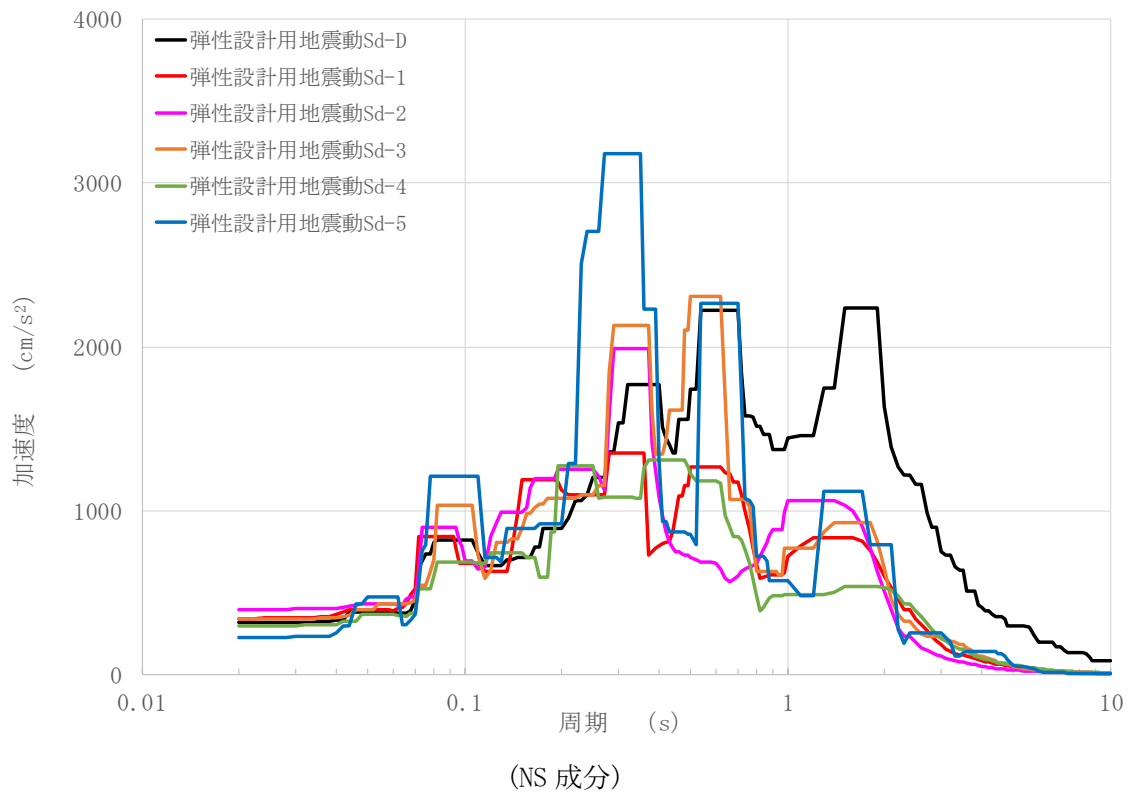
第 2.36 図 鉛直成分の FRS (Ss) (原子炉建家質点番号 No. 35 減衰定数 0.5%)



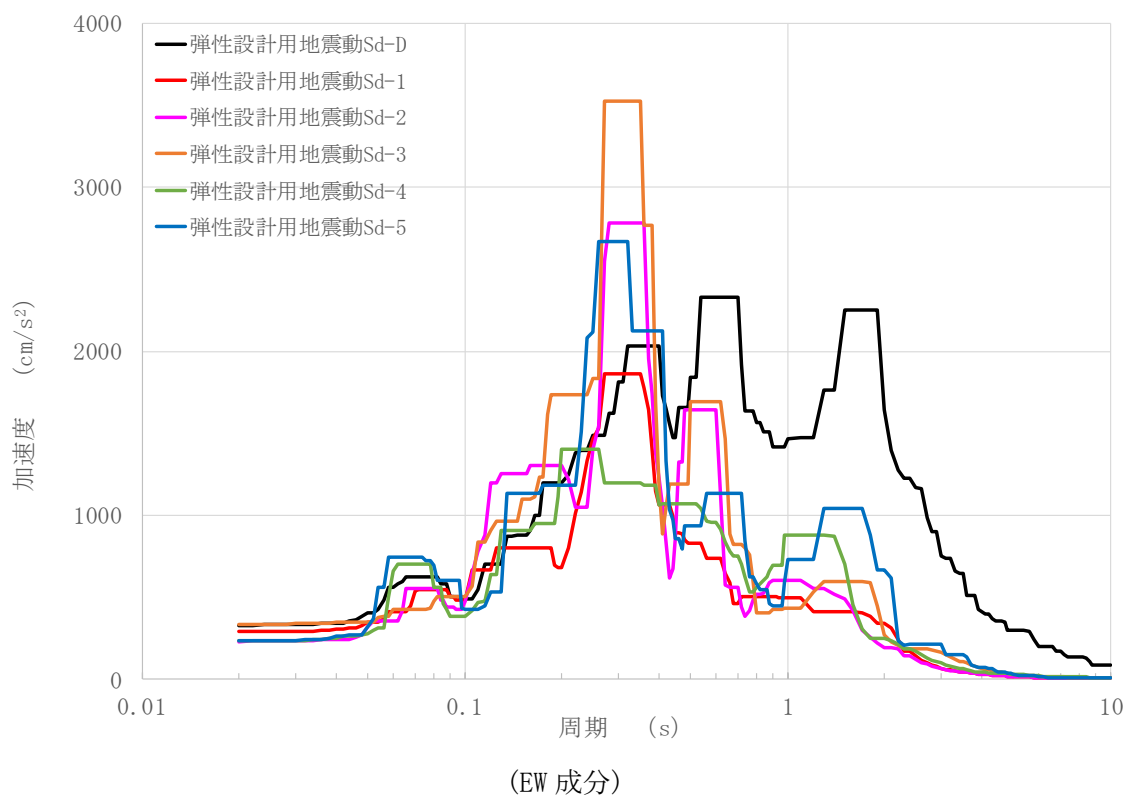
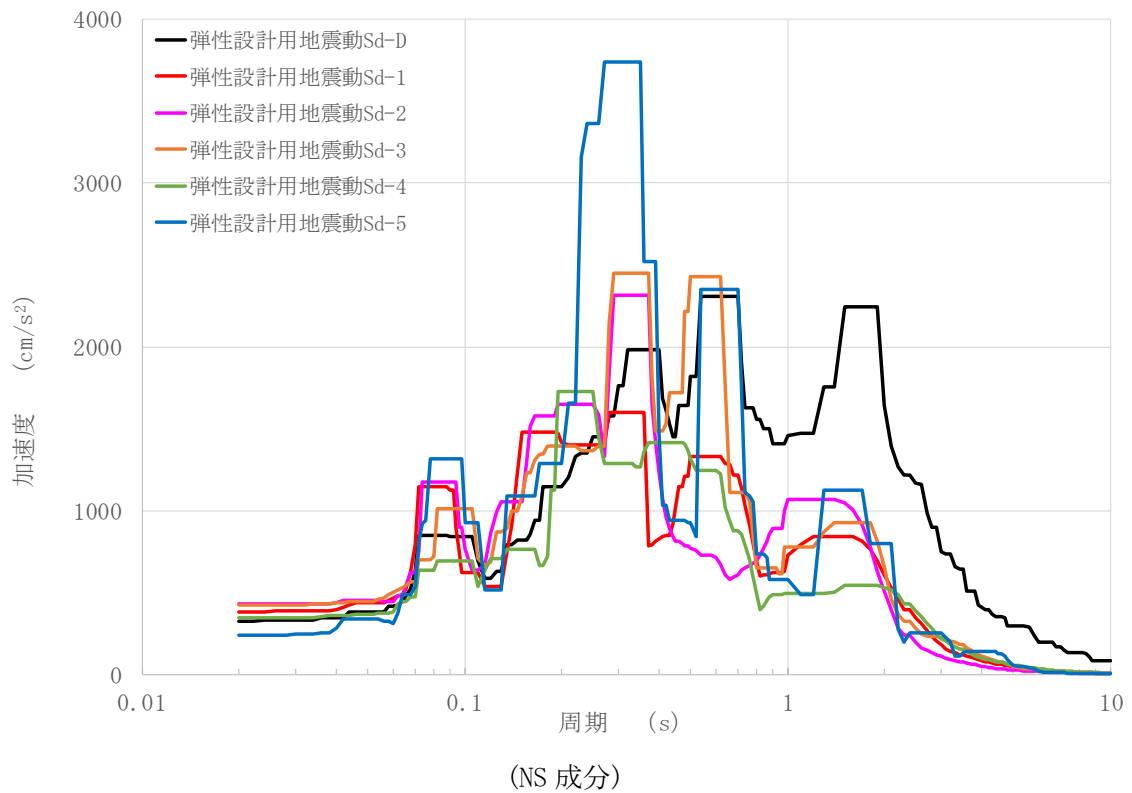
第 2.37 図 水平成分のFRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)



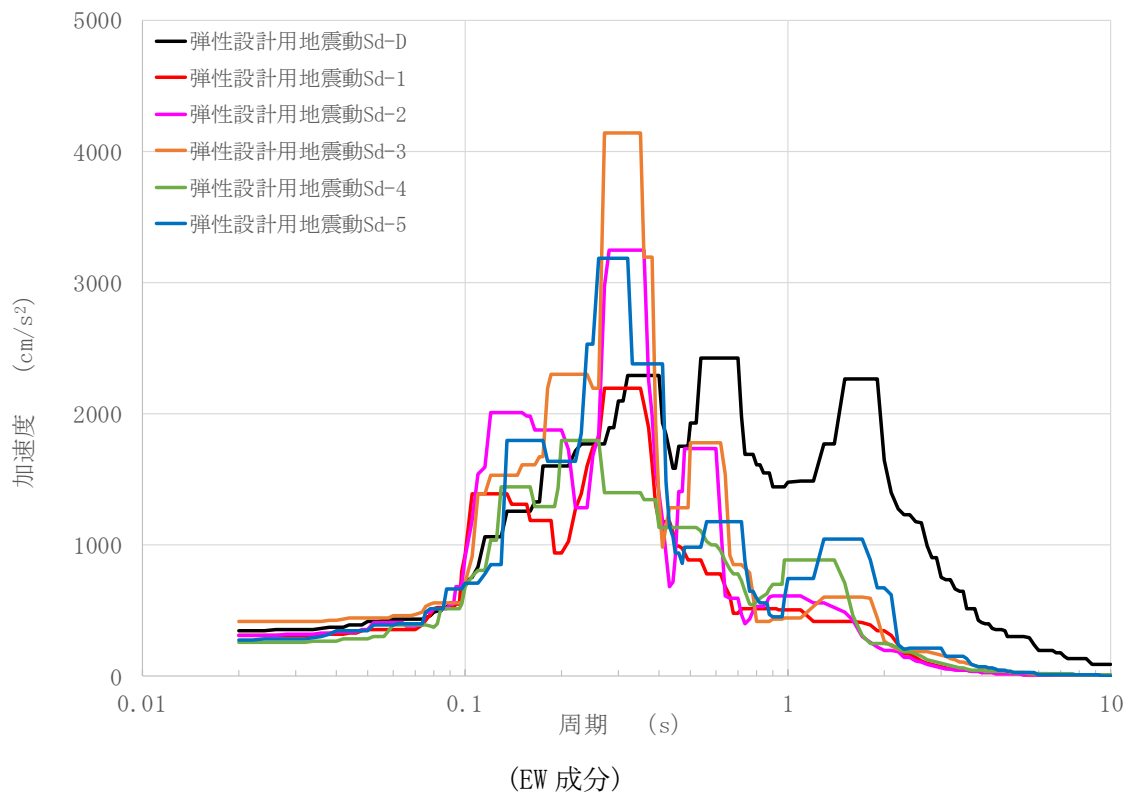
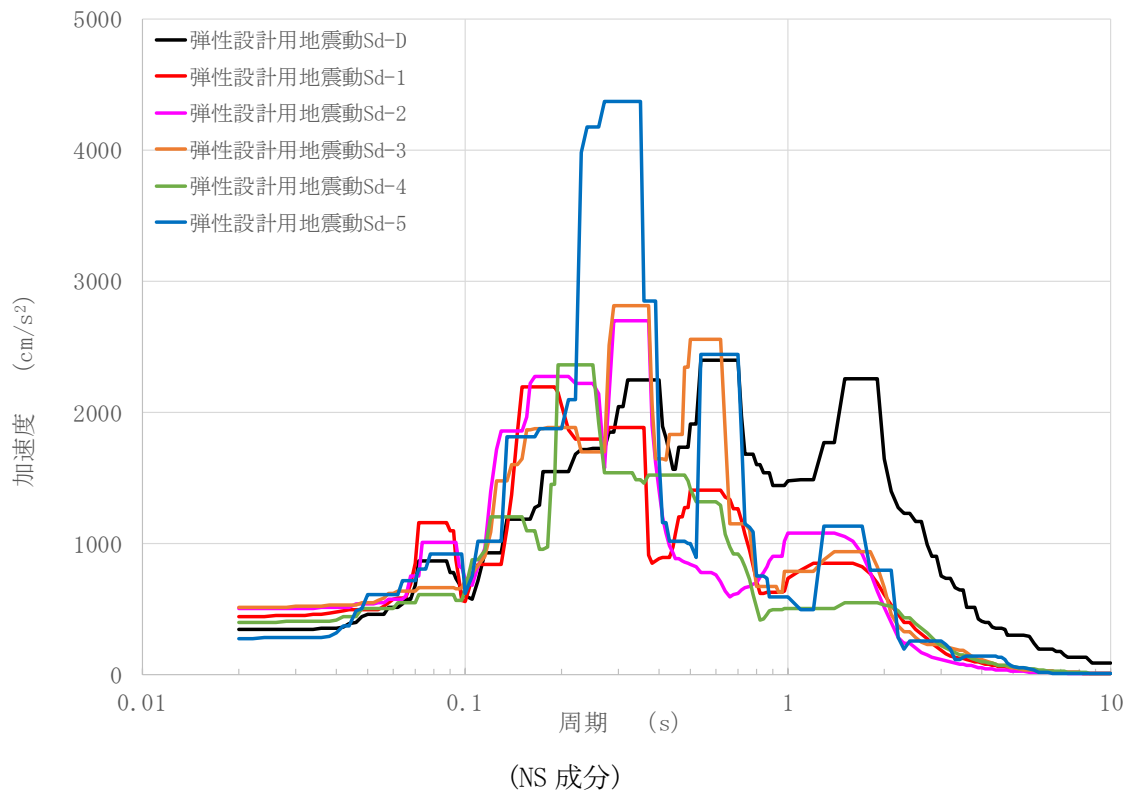
第 2.38 図 水平成分のFRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No.2 減衰定数 0.5%)



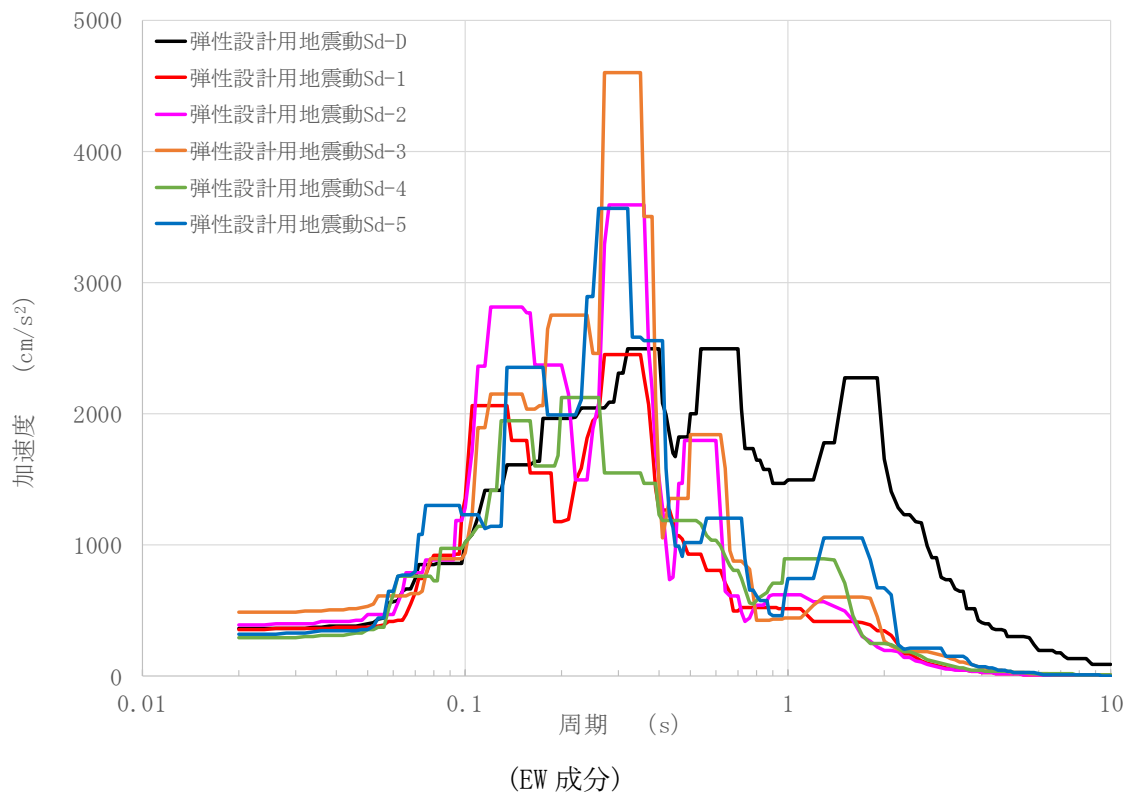
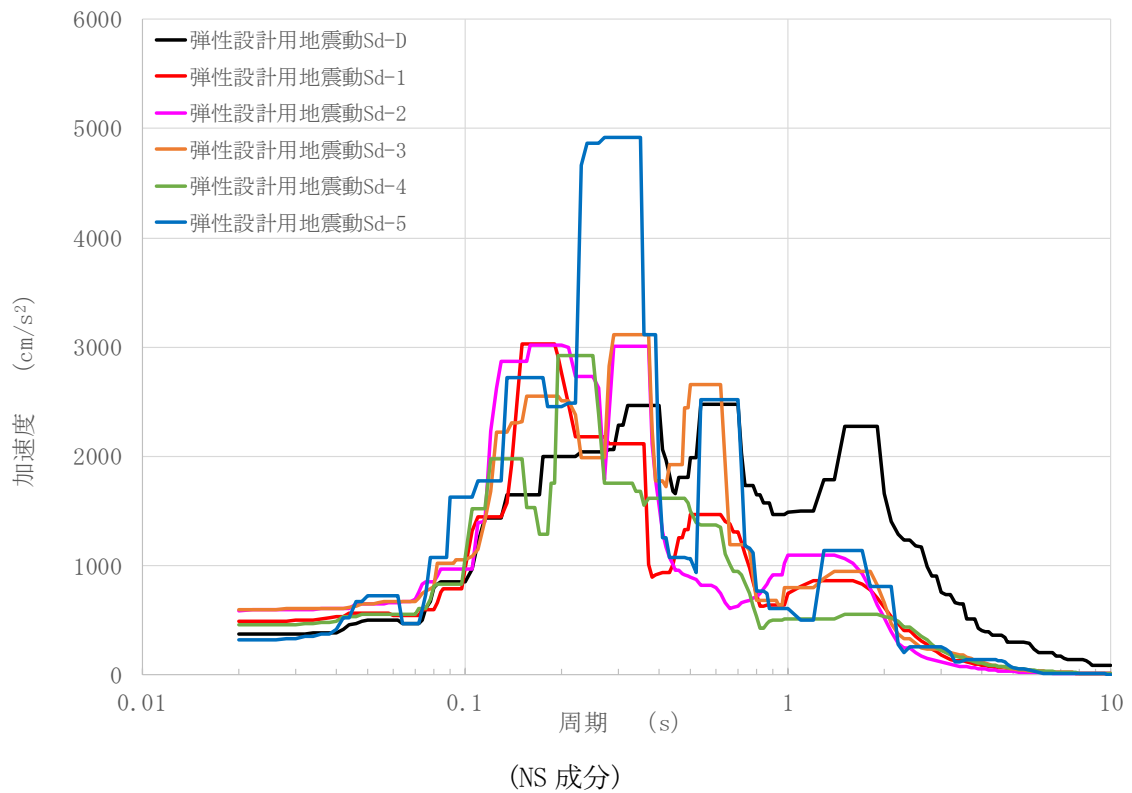
第 2.39 図 水平成分のFRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)



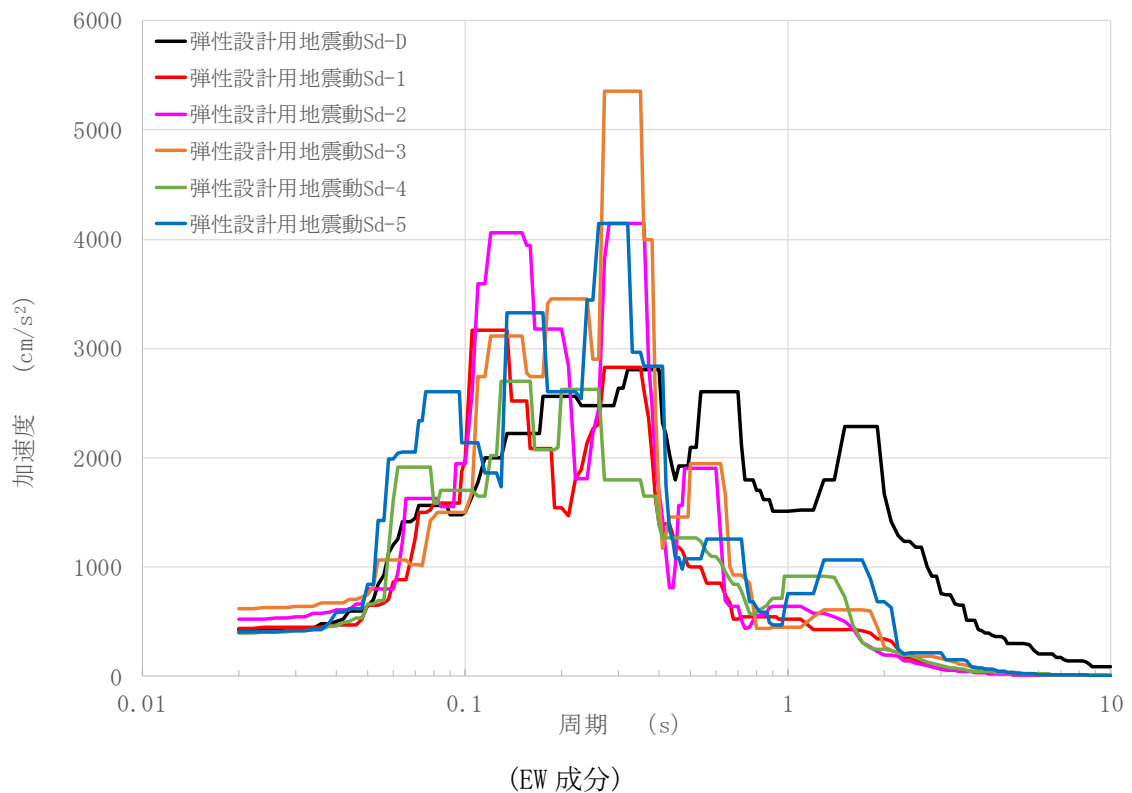
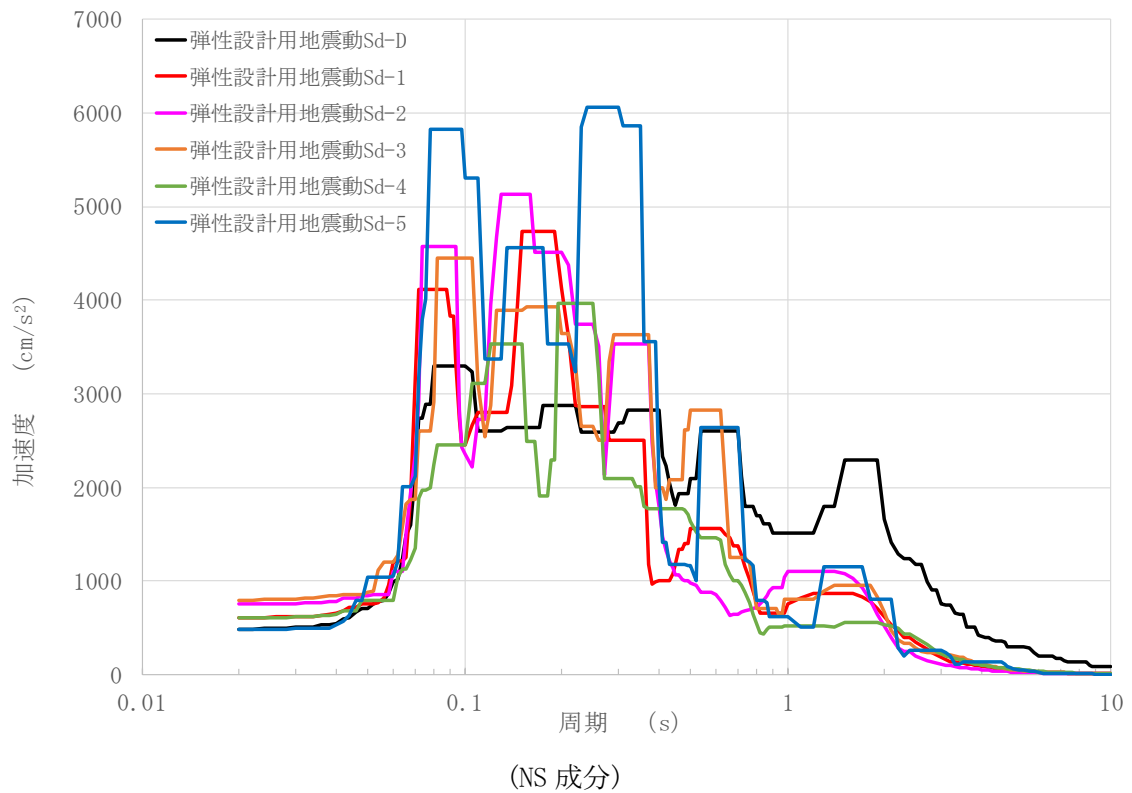
第 2.40 図 水平成分のFRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)



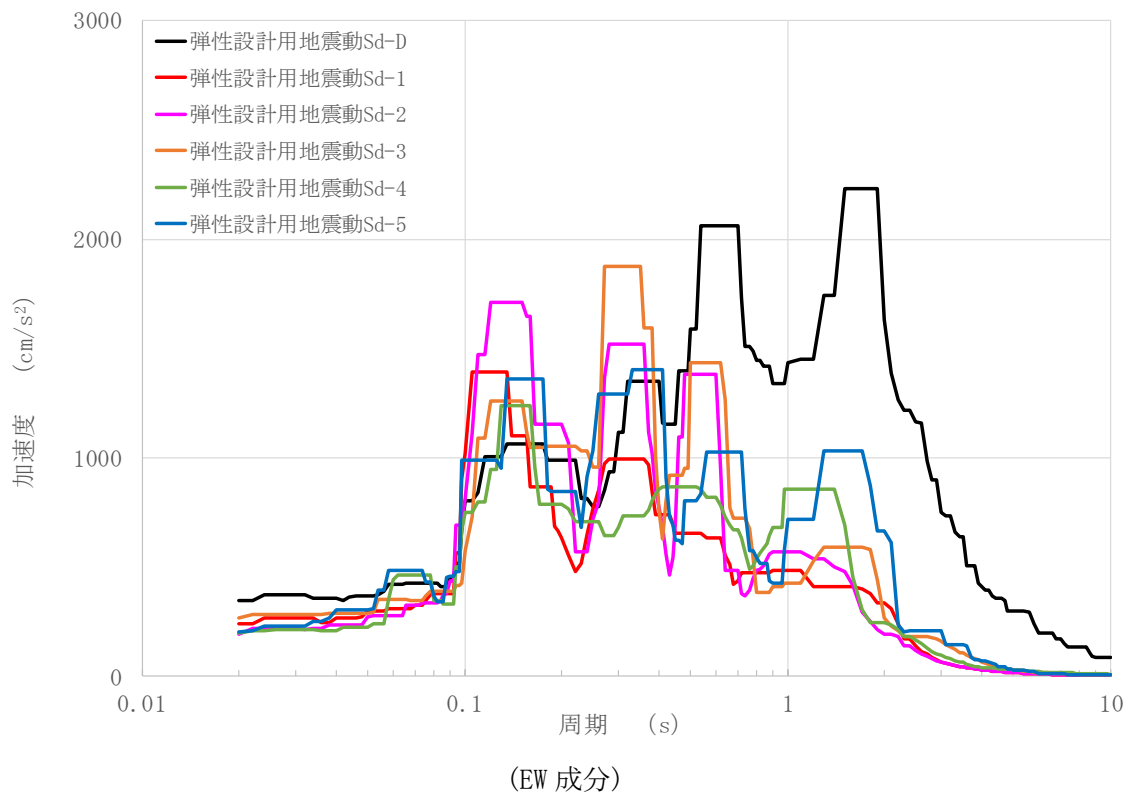
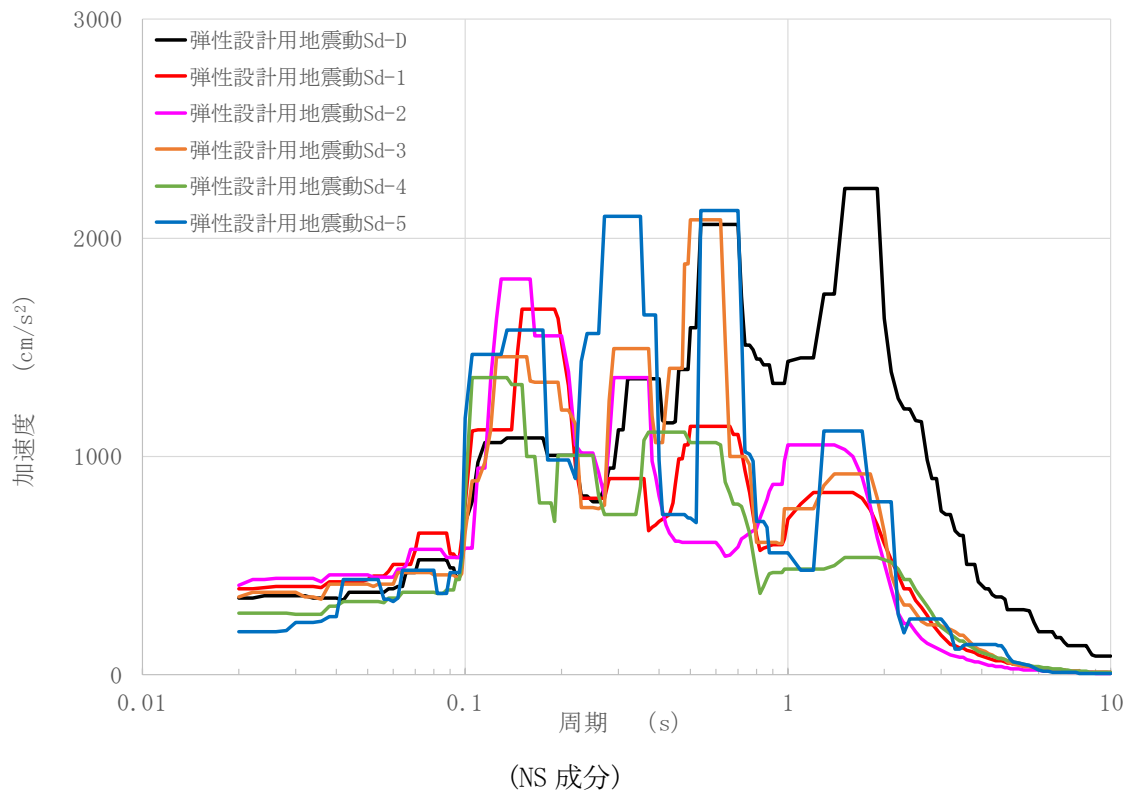
第 2.41 図 水平成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)



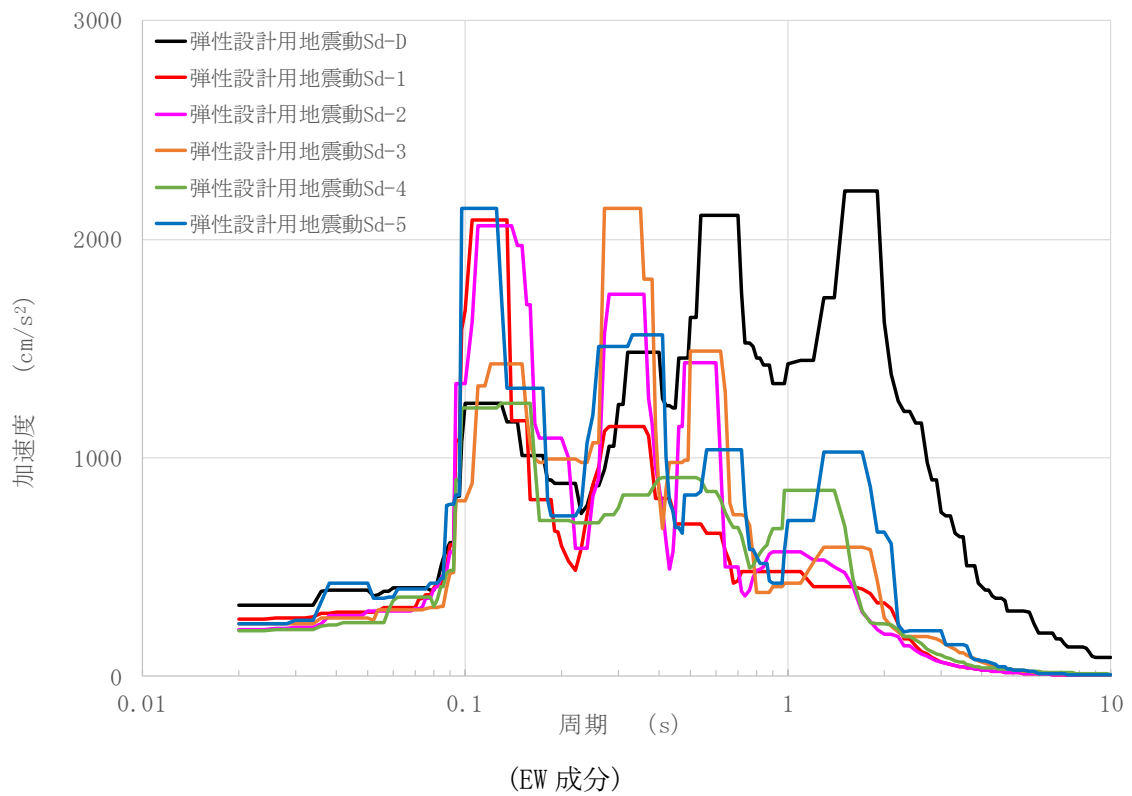
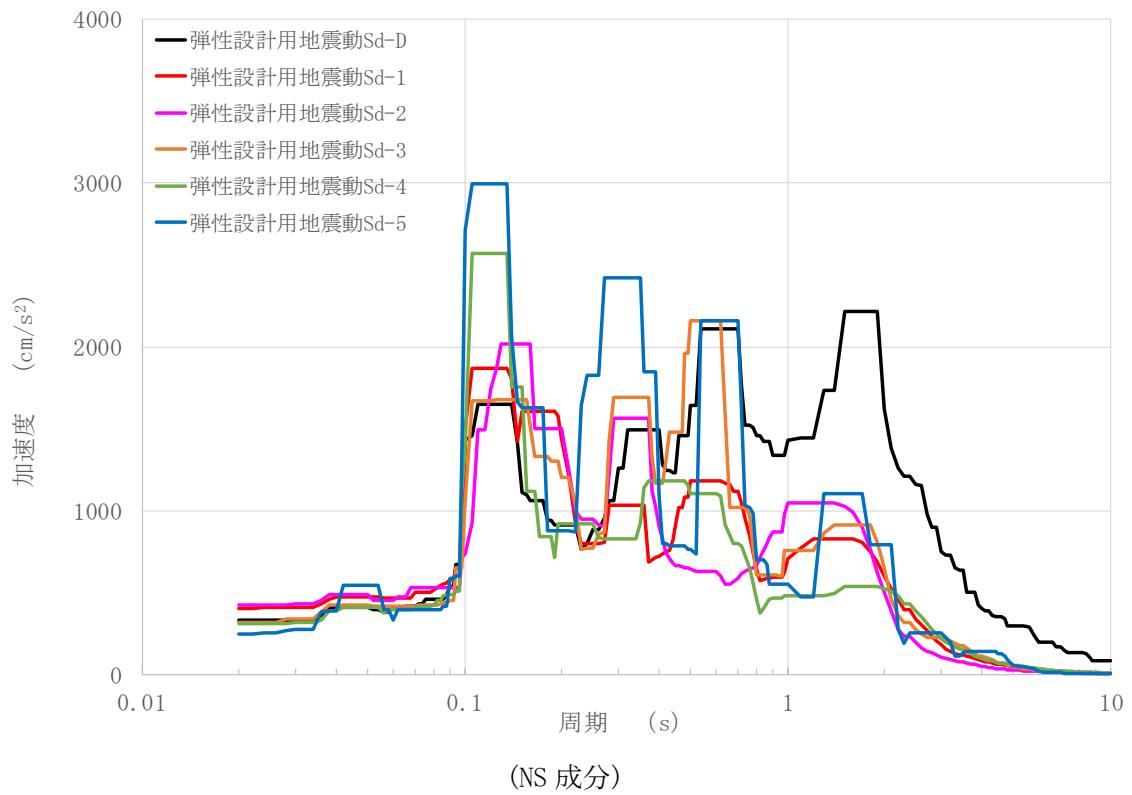
第 2.42 図 水平成分のFRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No.6 減衰定数 0.5%)



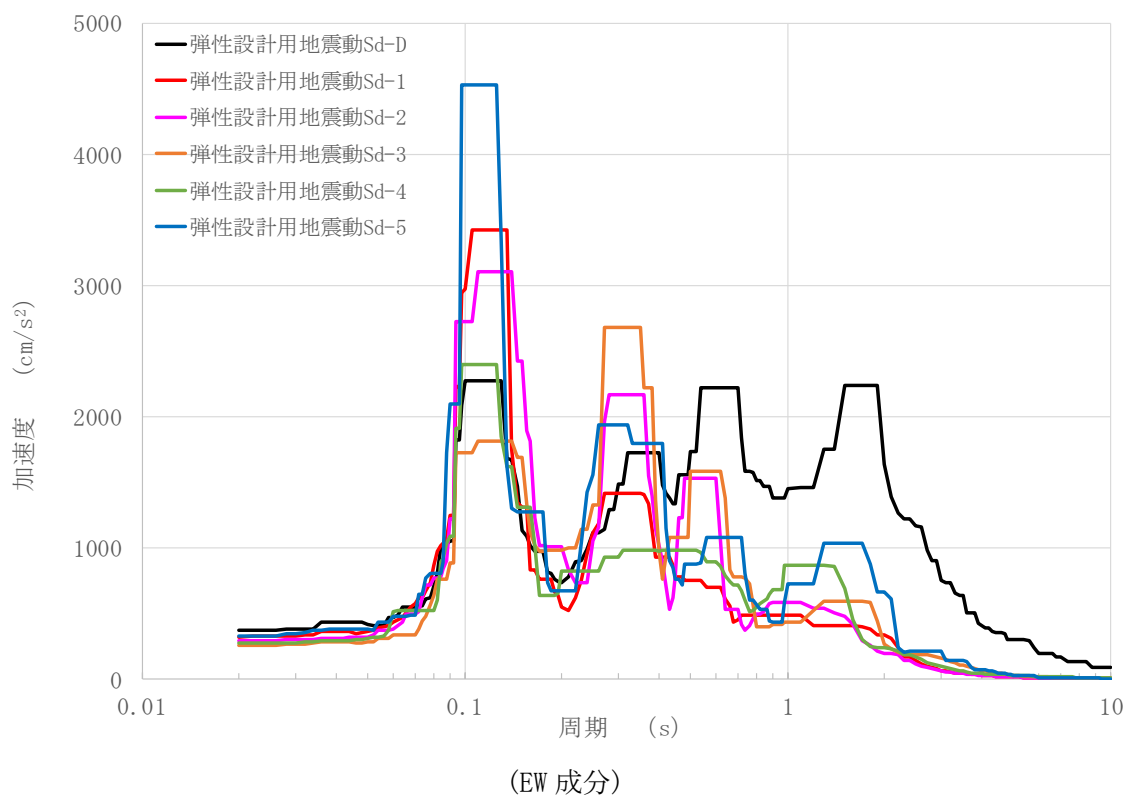
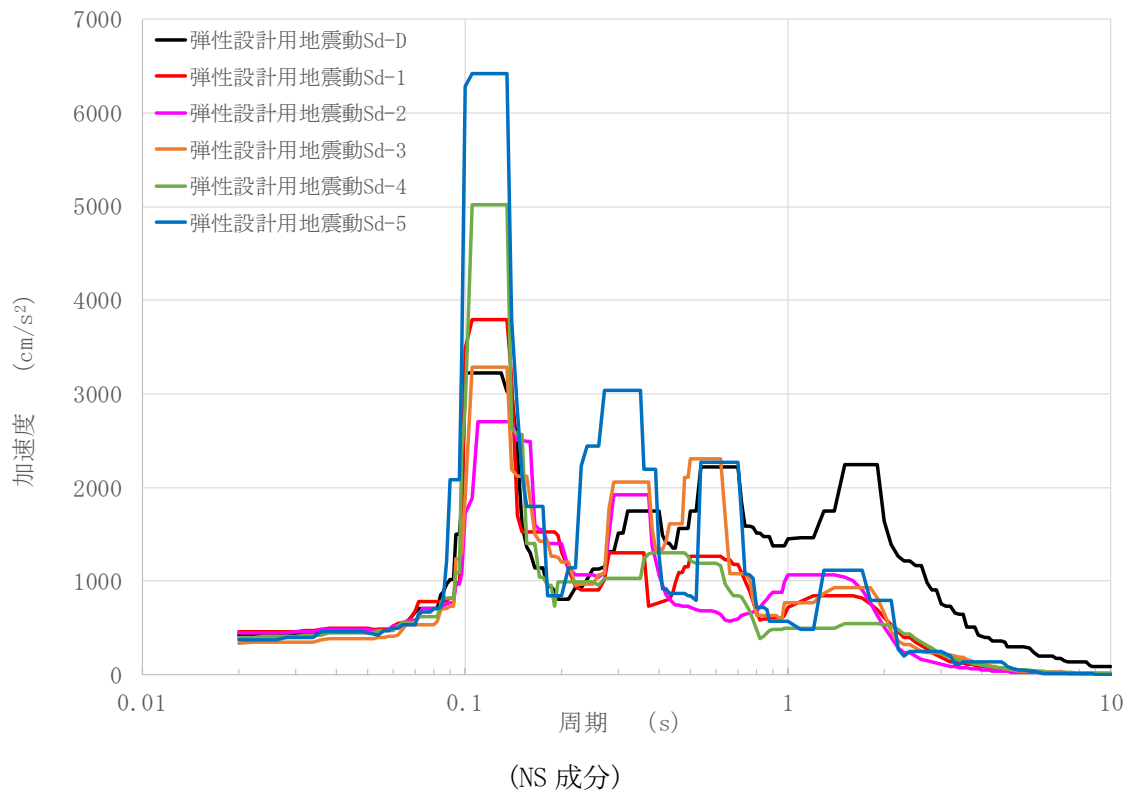
第 2.43 図 水平成分のFRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No.7 減衰定数 0.5%)



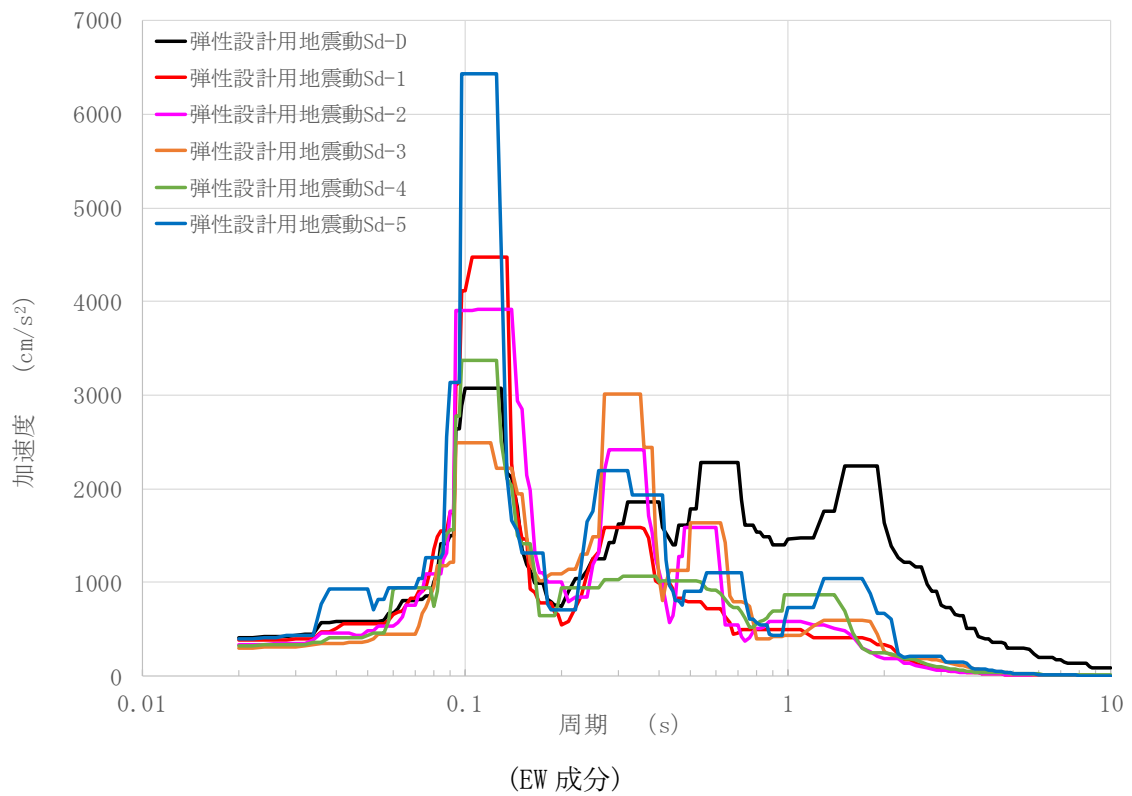
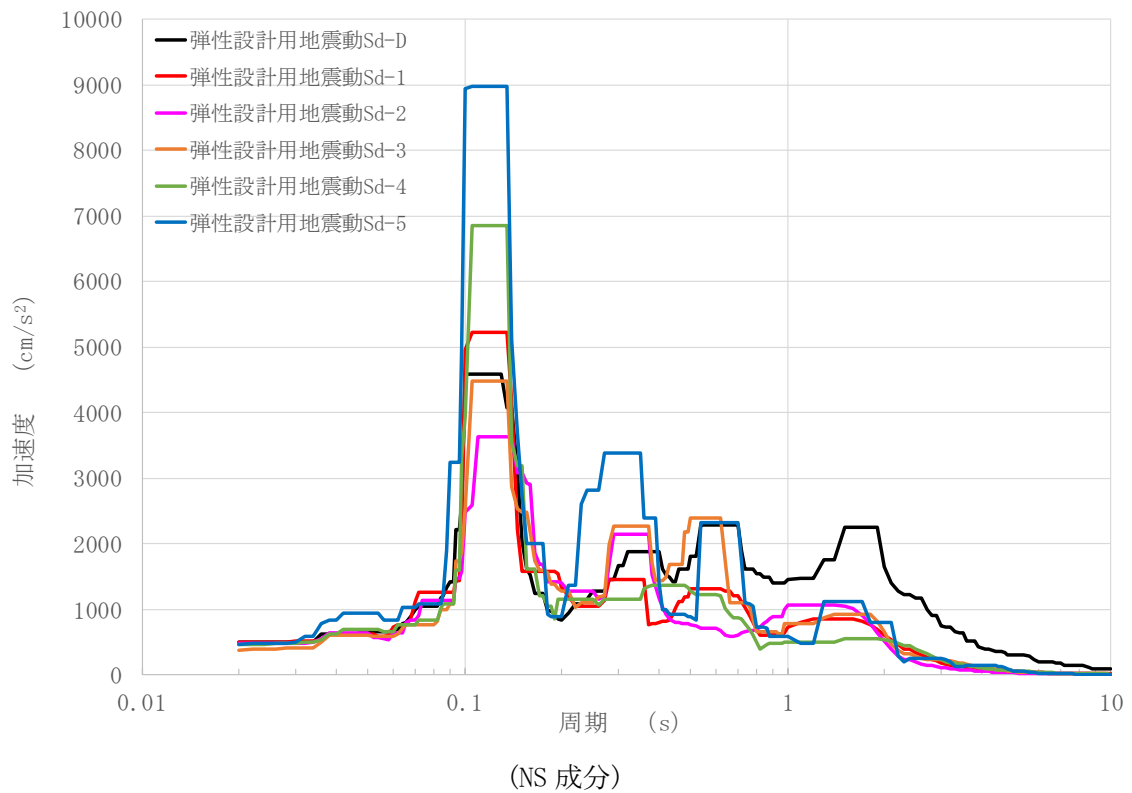
第 2.44 図 水平成分のFRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)



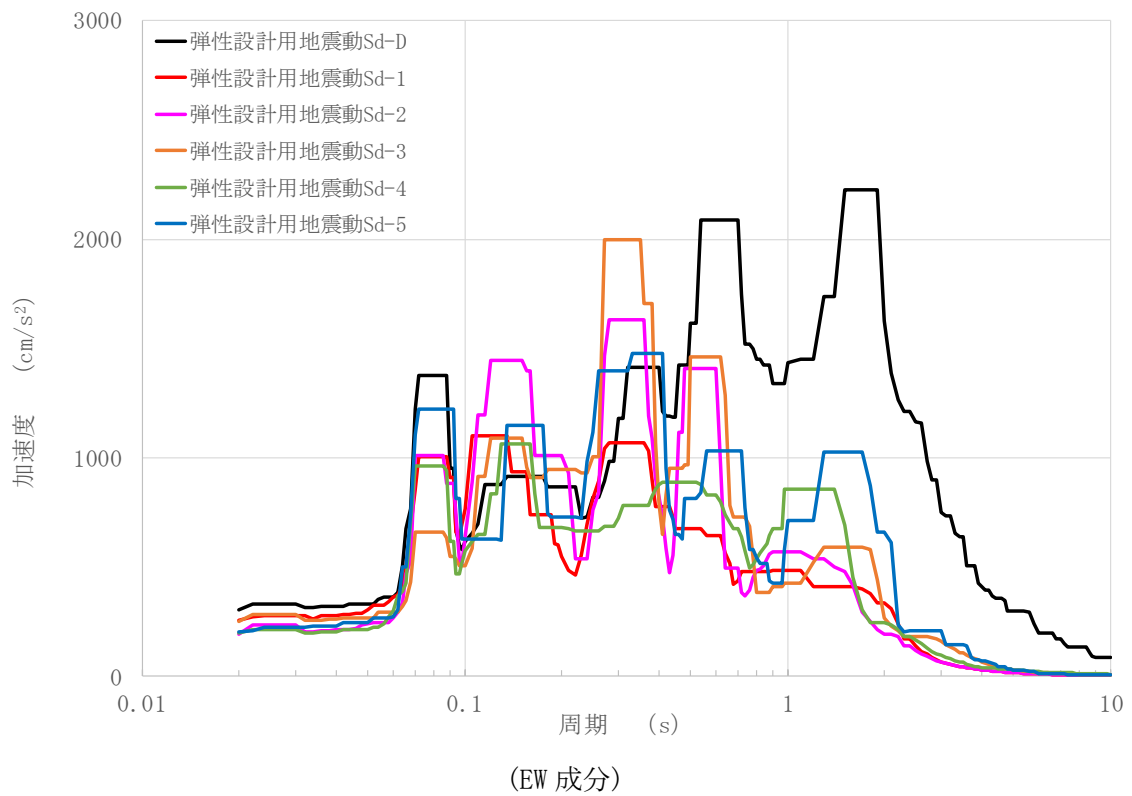
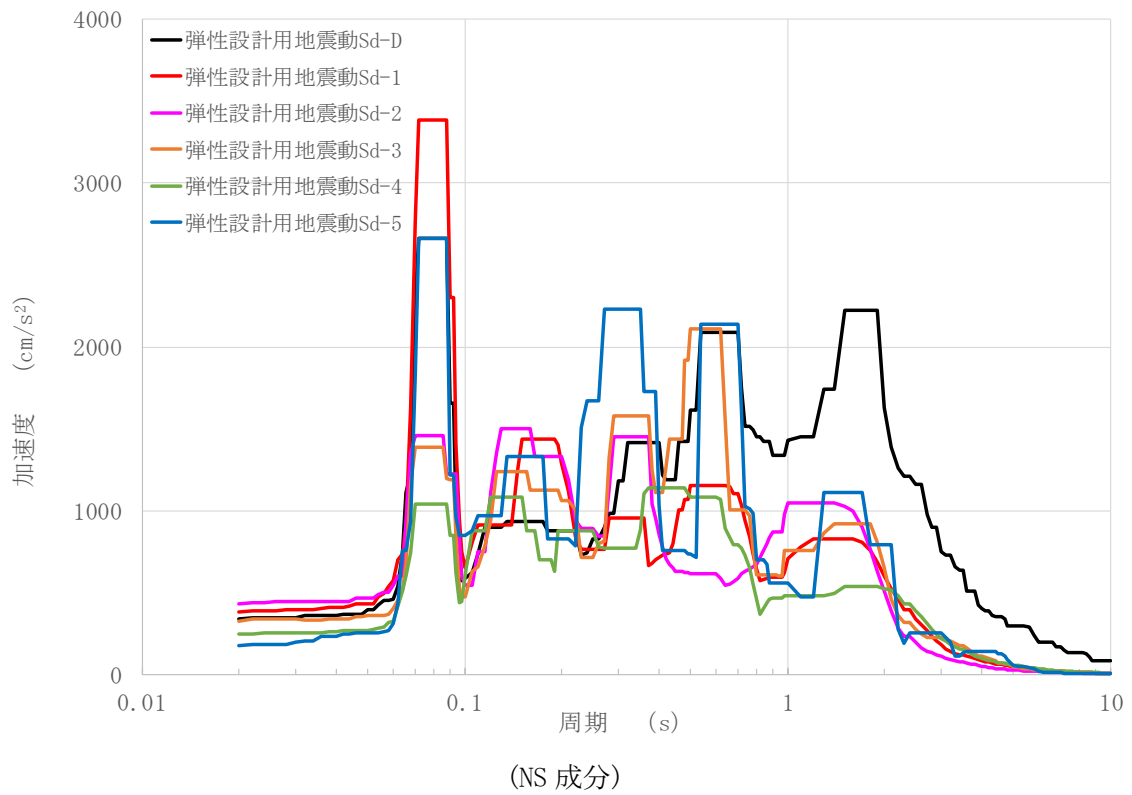
第 2.45 図 水平成分のFRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No.9 減衰定数 0.5%)



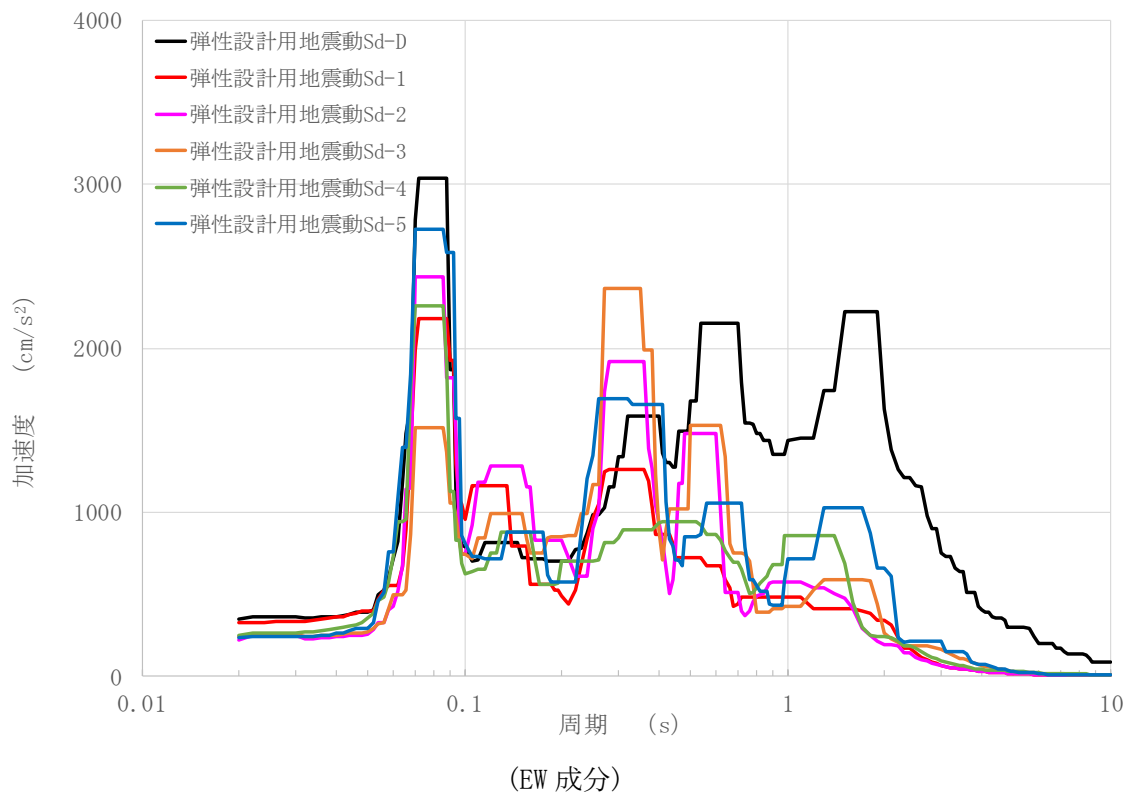
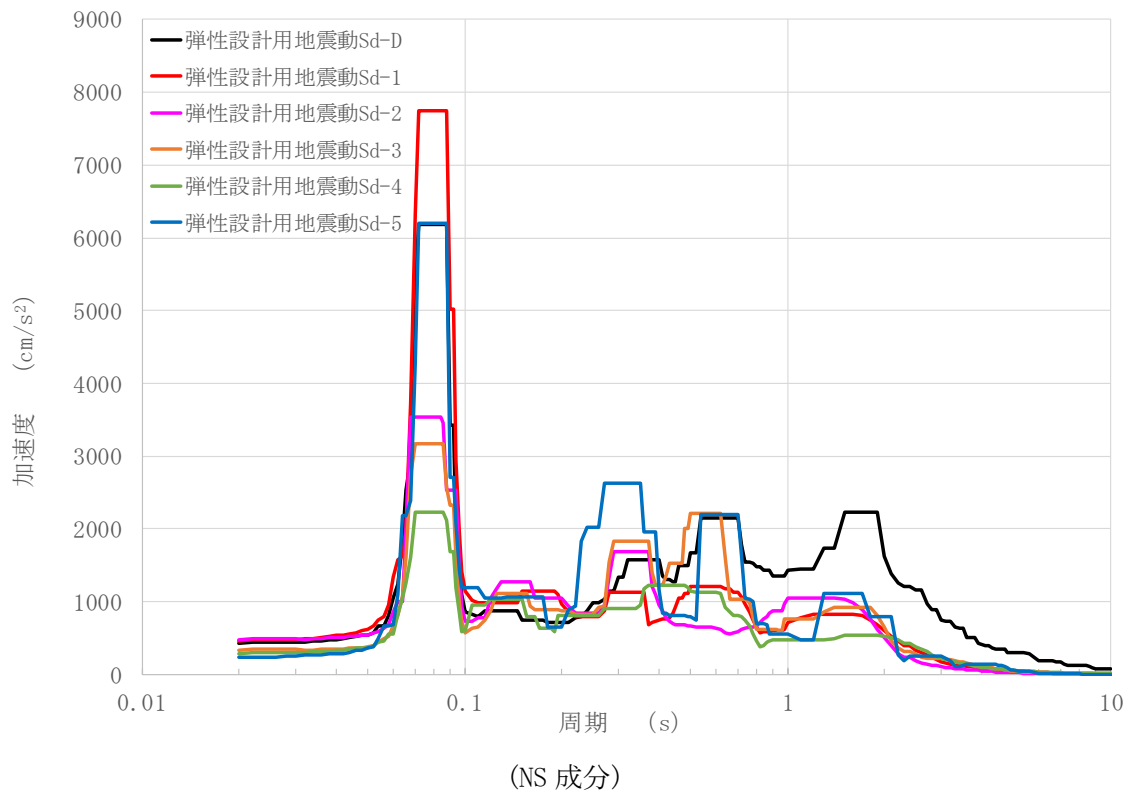
第 2.46 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)



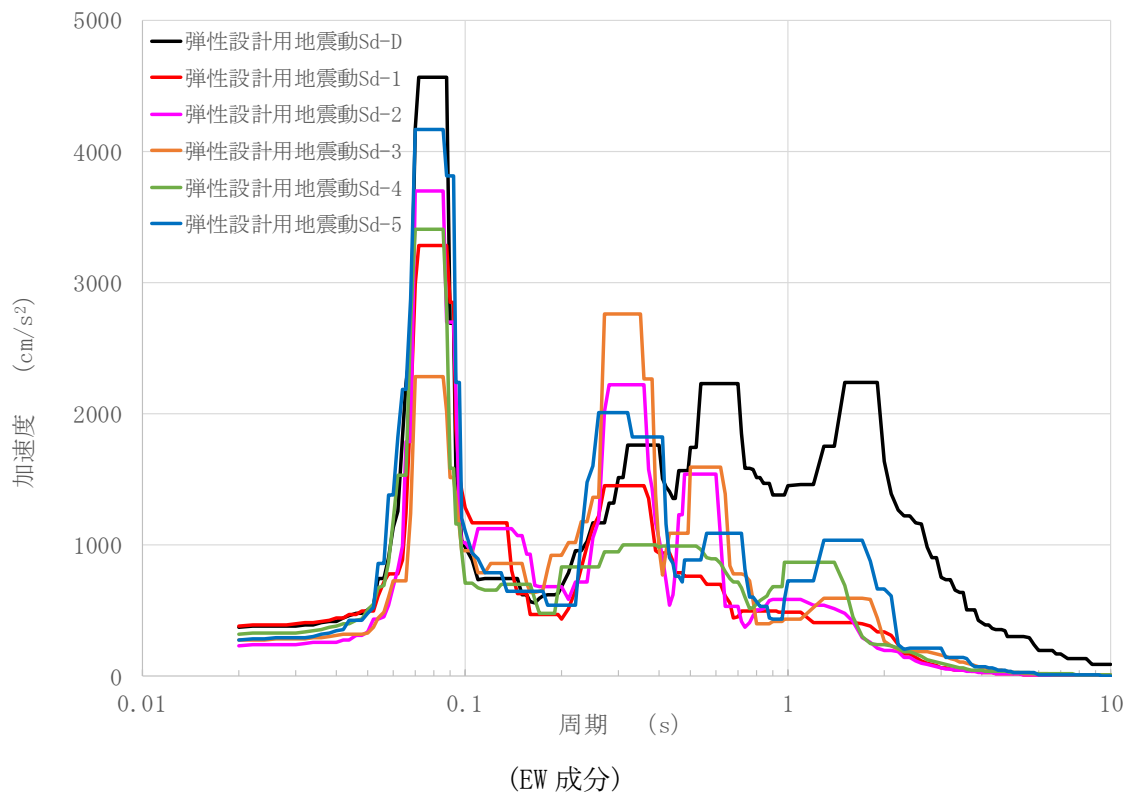
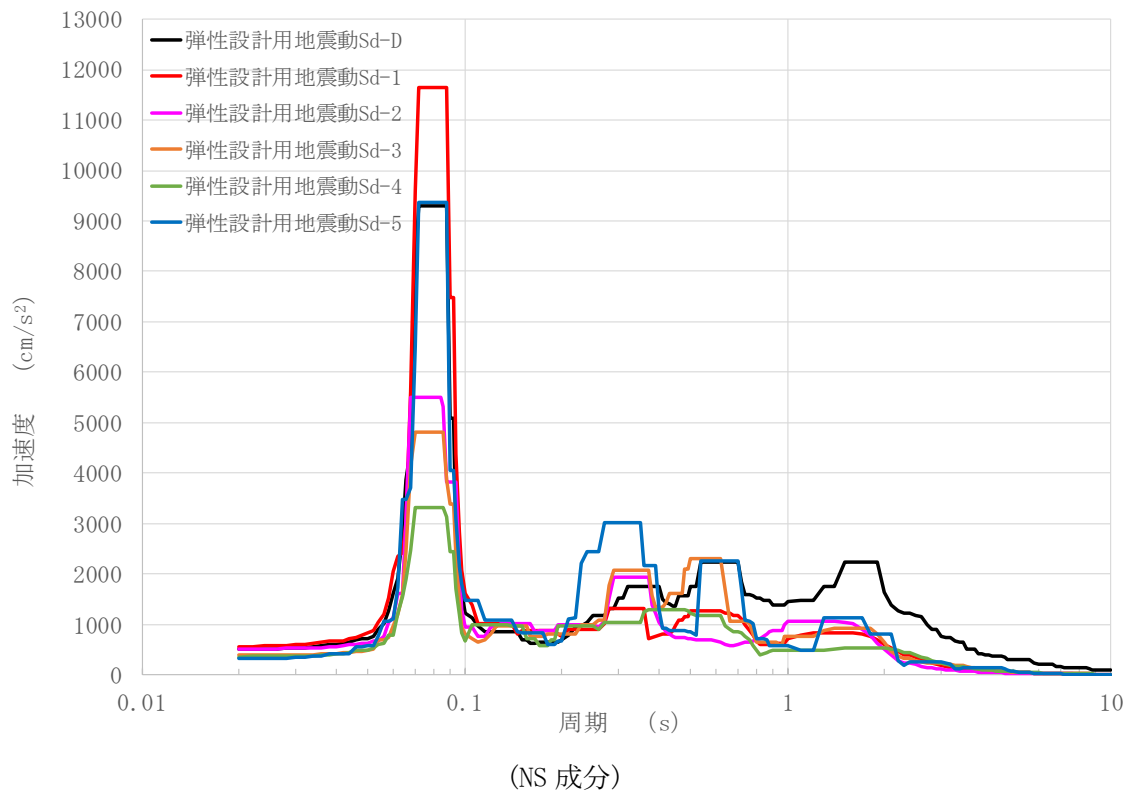
第 2.47 図 水平成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)



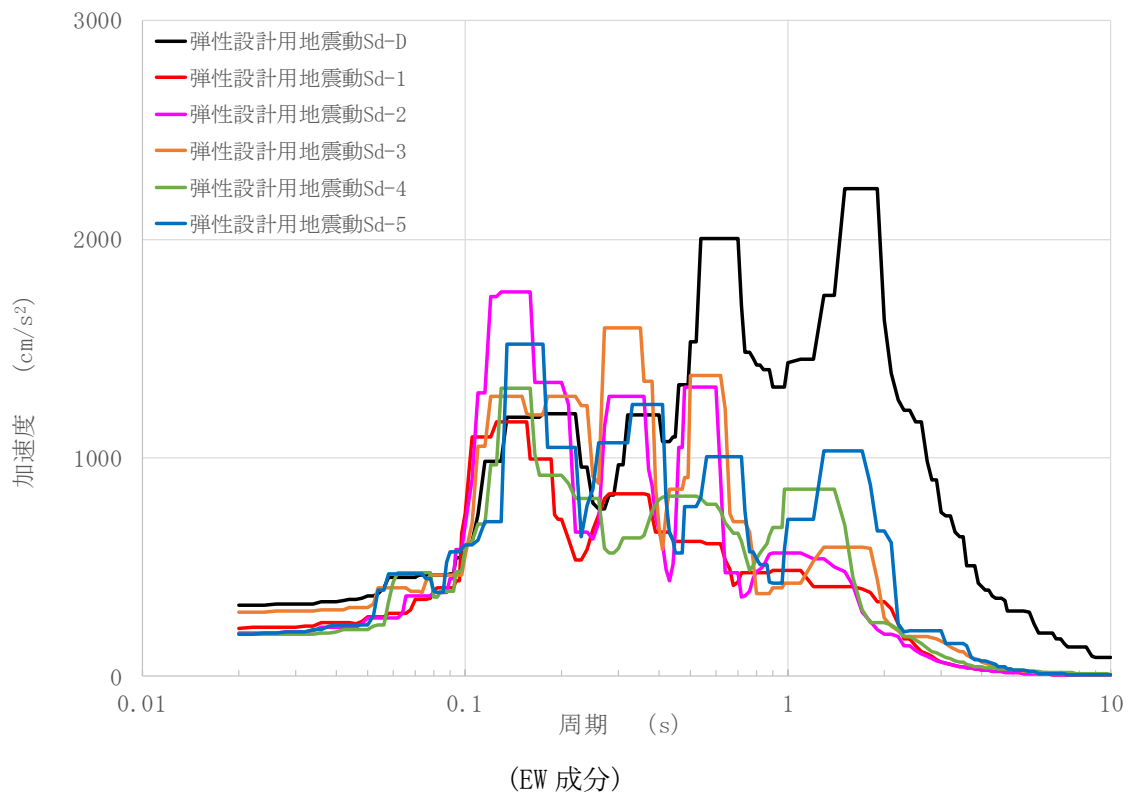
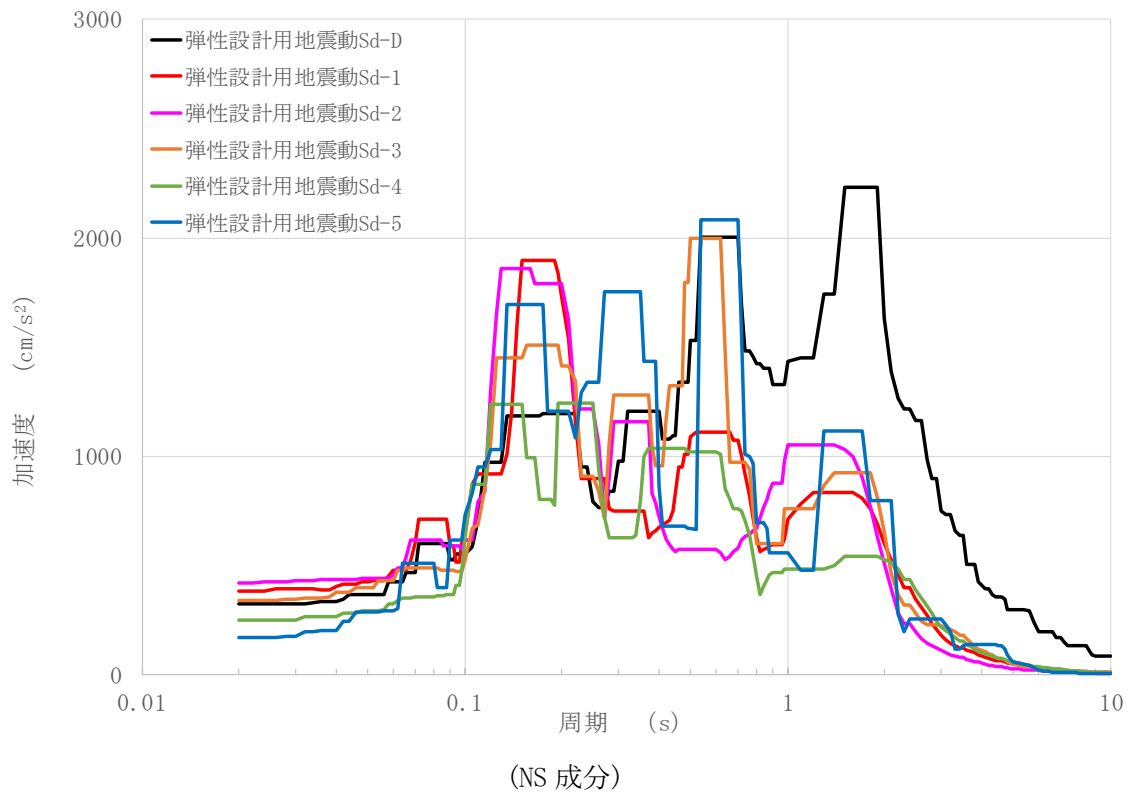
第 2.48 図 水平成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)



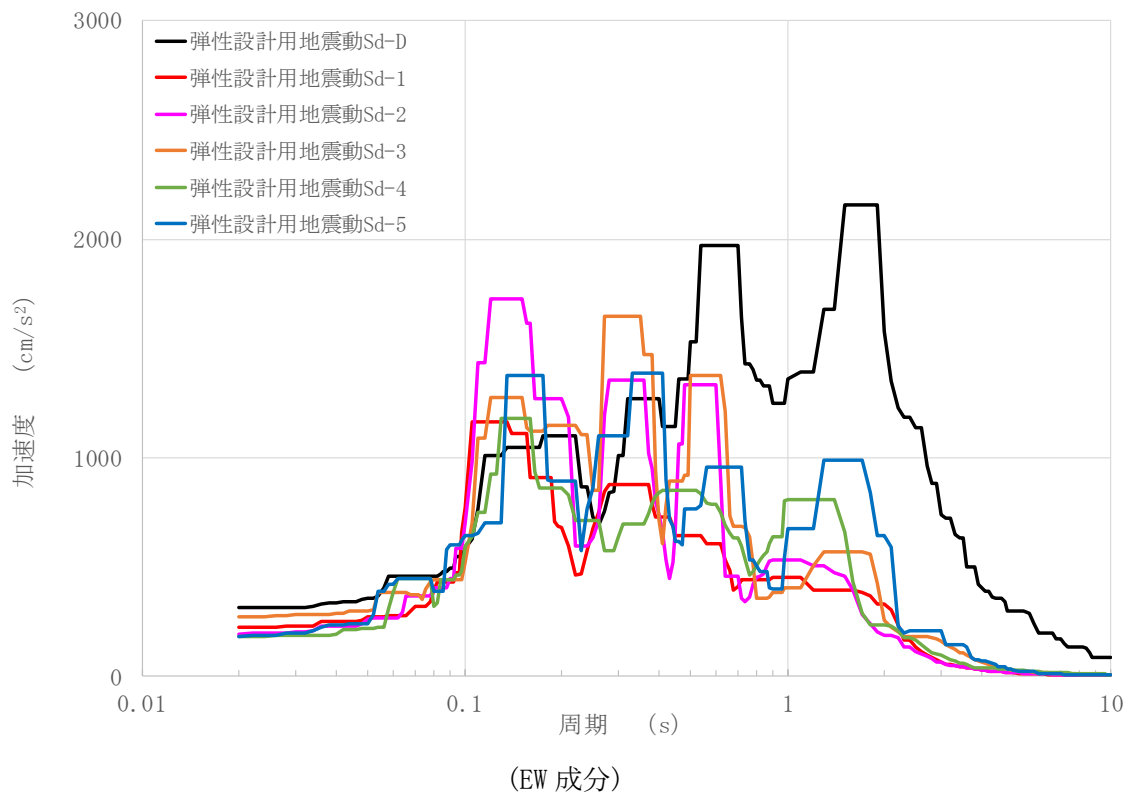
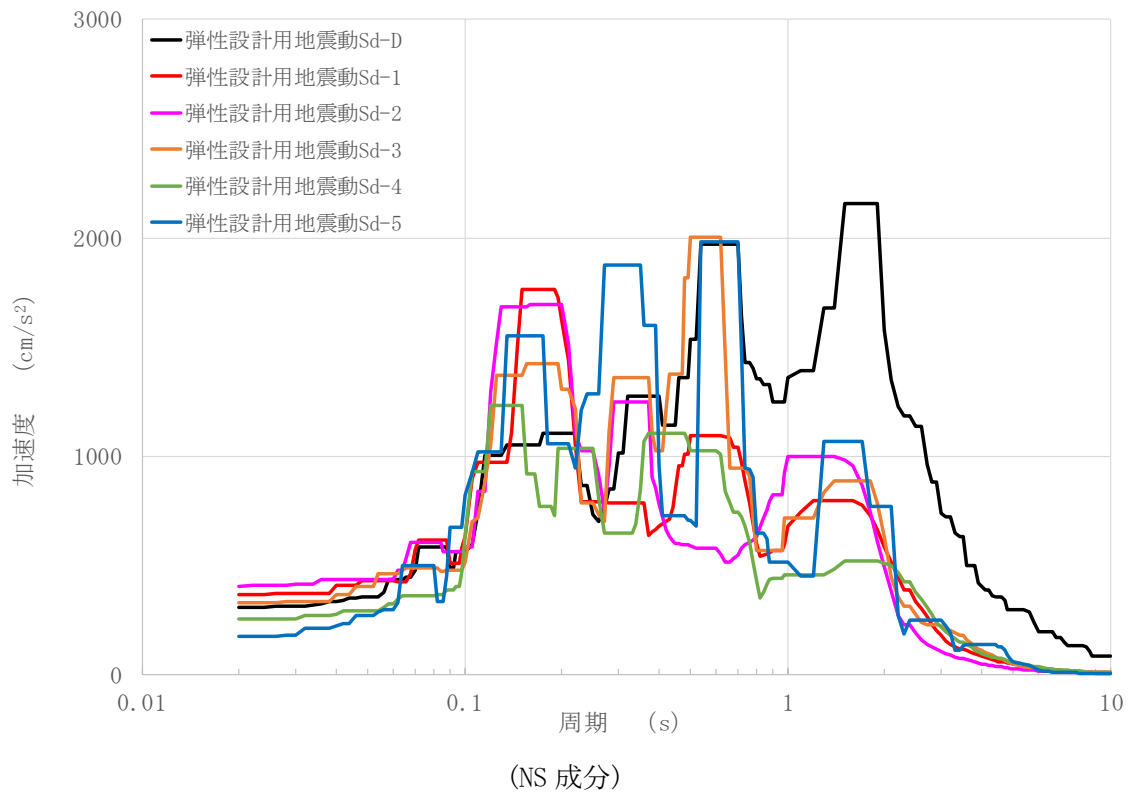
第 2.49 図 水平成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 13 減衰定数 0.5%)



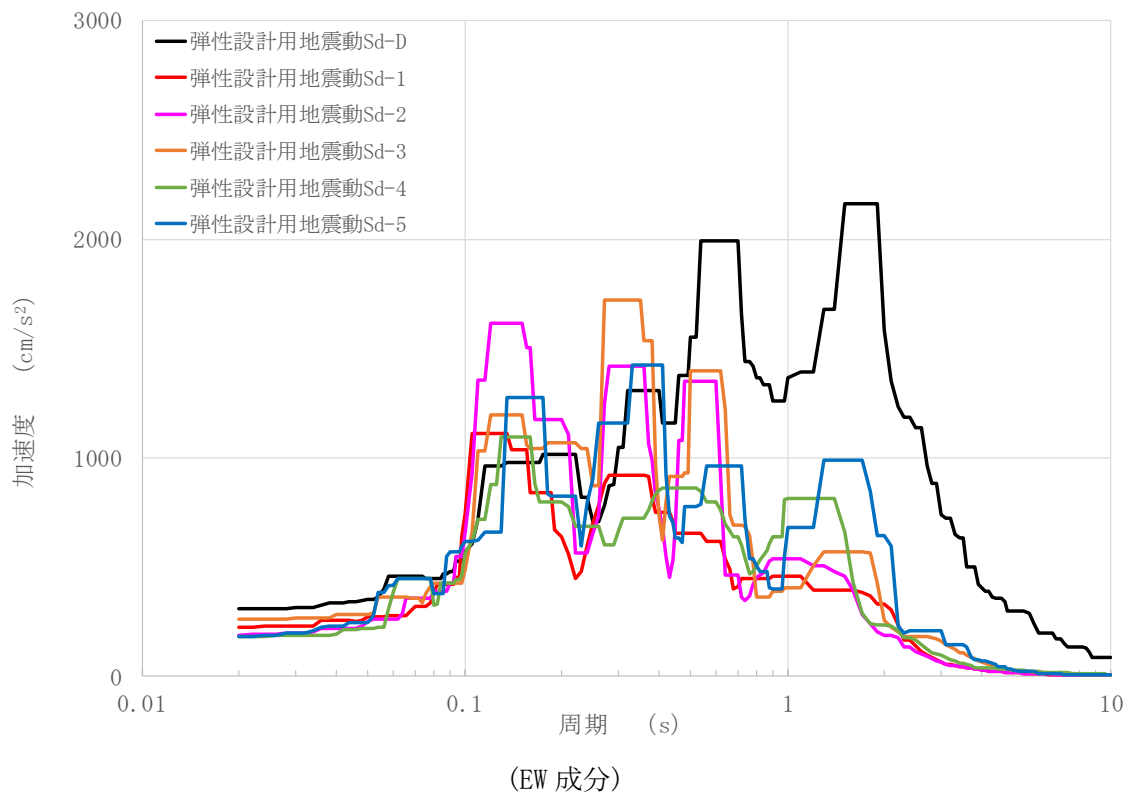
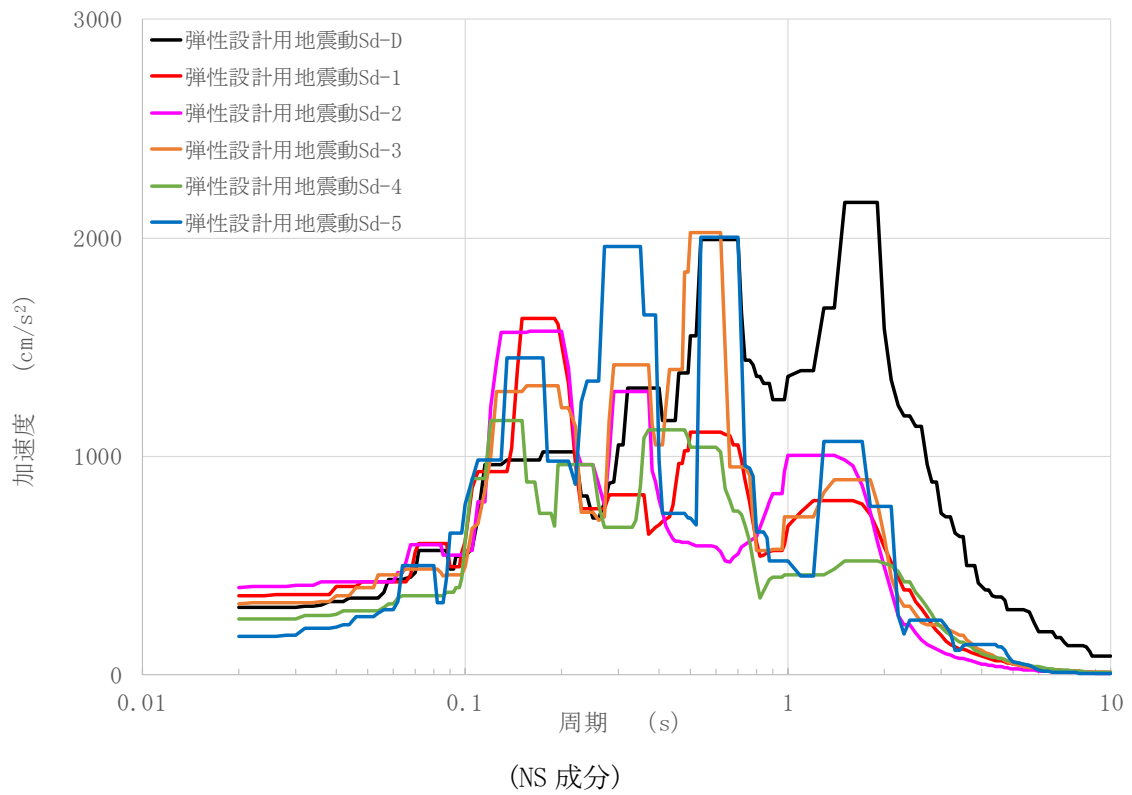
第 2.50 図 水平成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 14 減衰定数 0.5%)



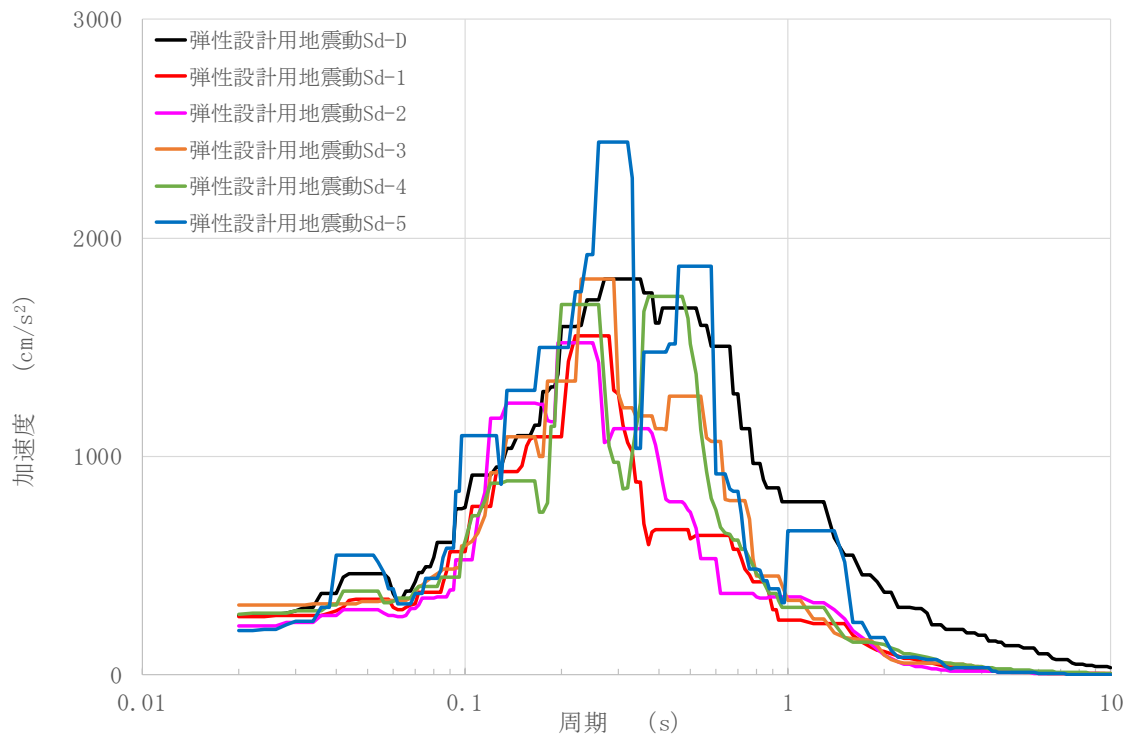
第 2.51 図 水平成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 15 減衰定数 0.5%)



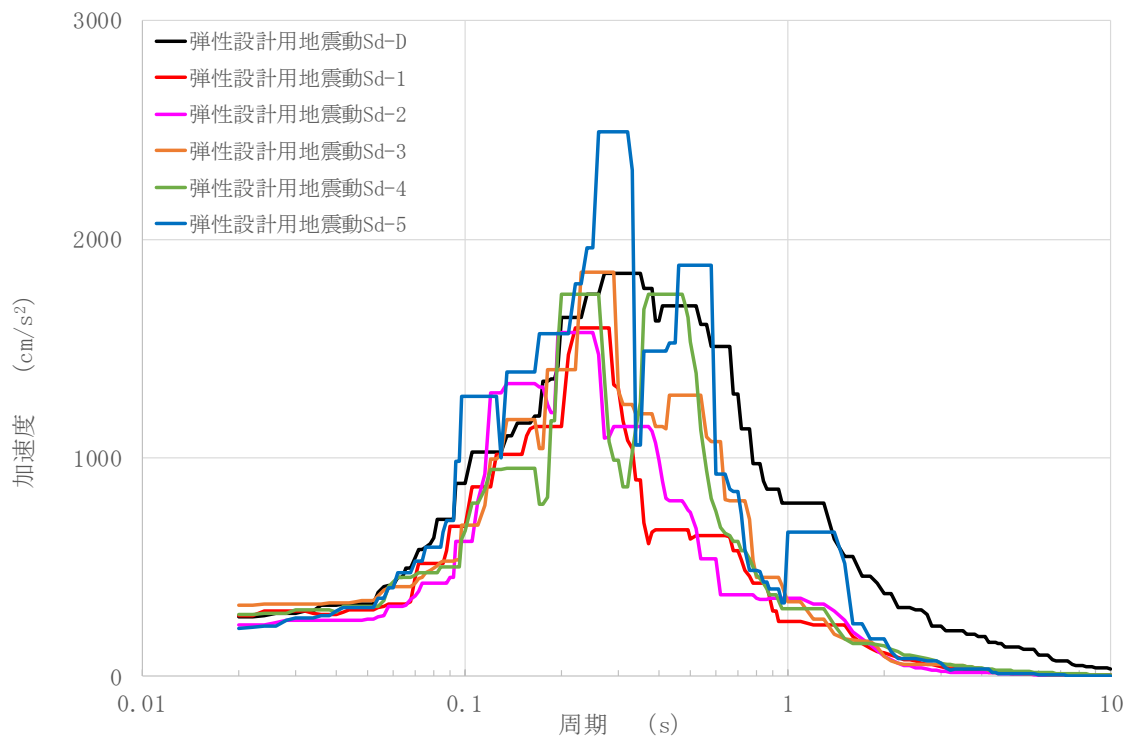
第 2.52 図 水平成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 25 減衰定数 0.5%)



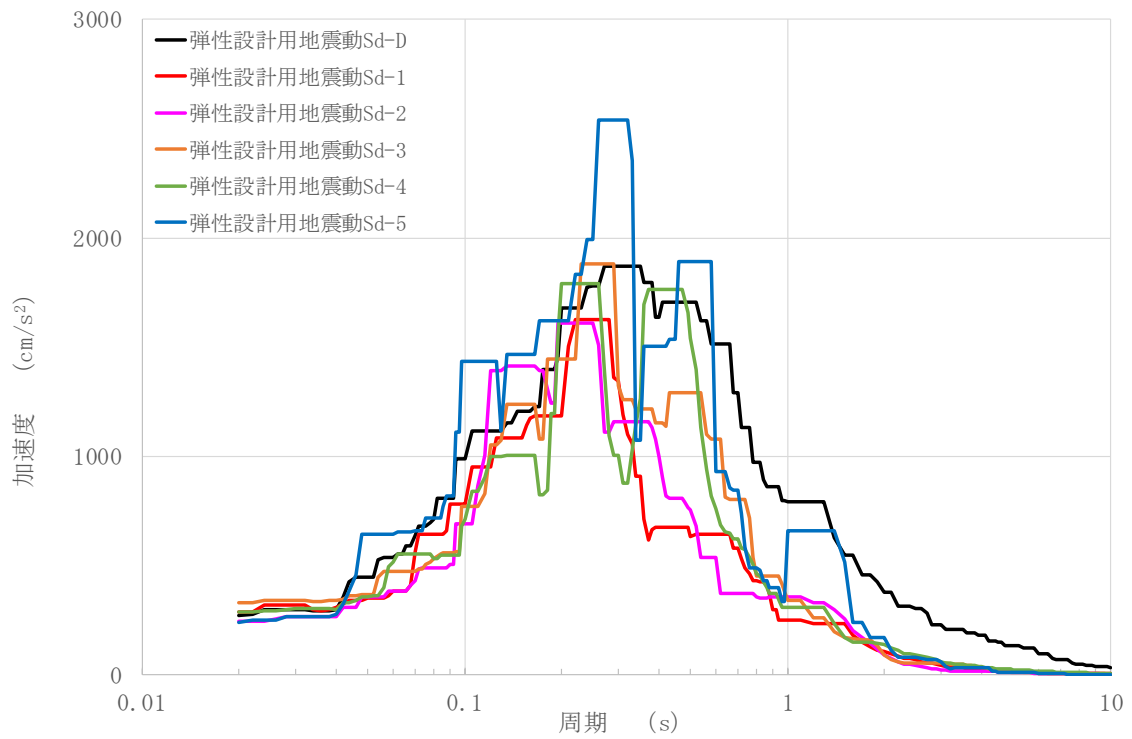
第 2.53 図 水平成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 35 減衰定数 0.5%)



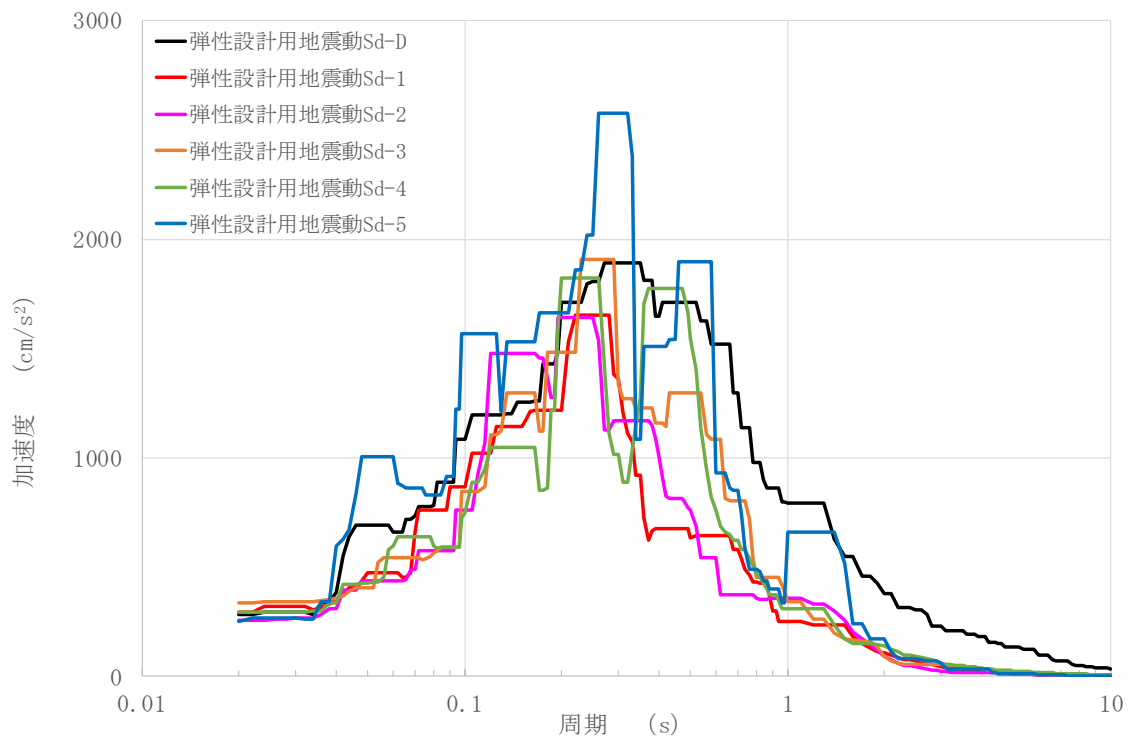
第 2.54 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)



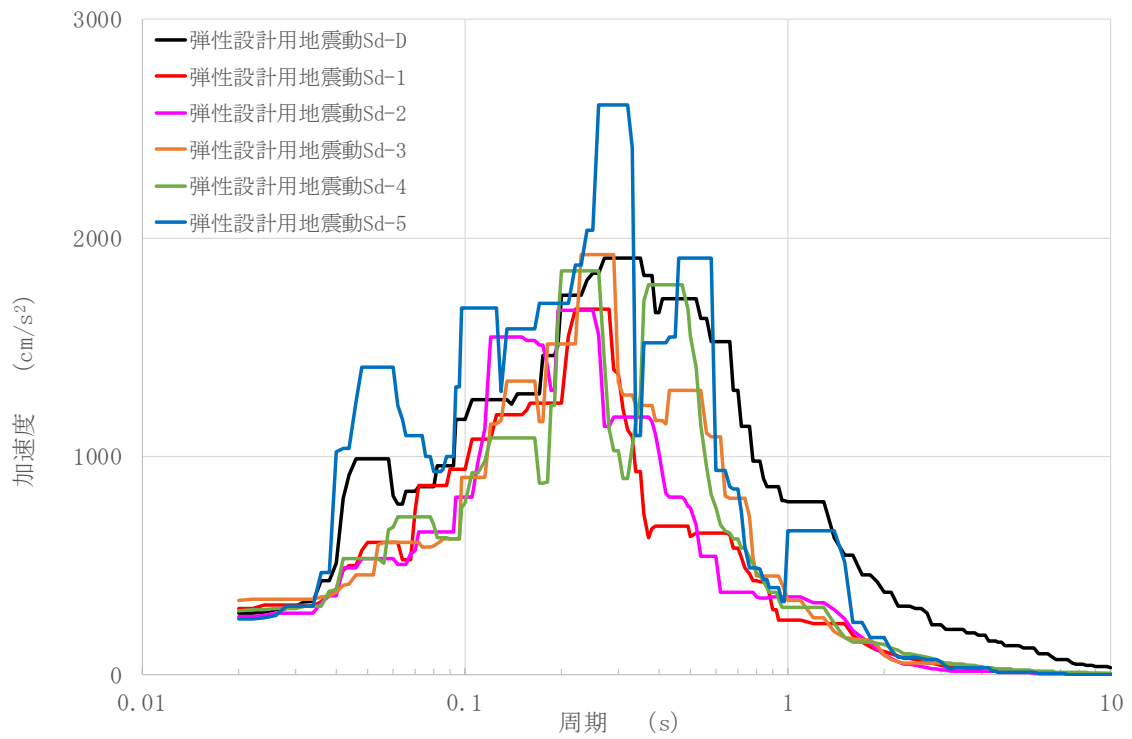
第 2.55 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)



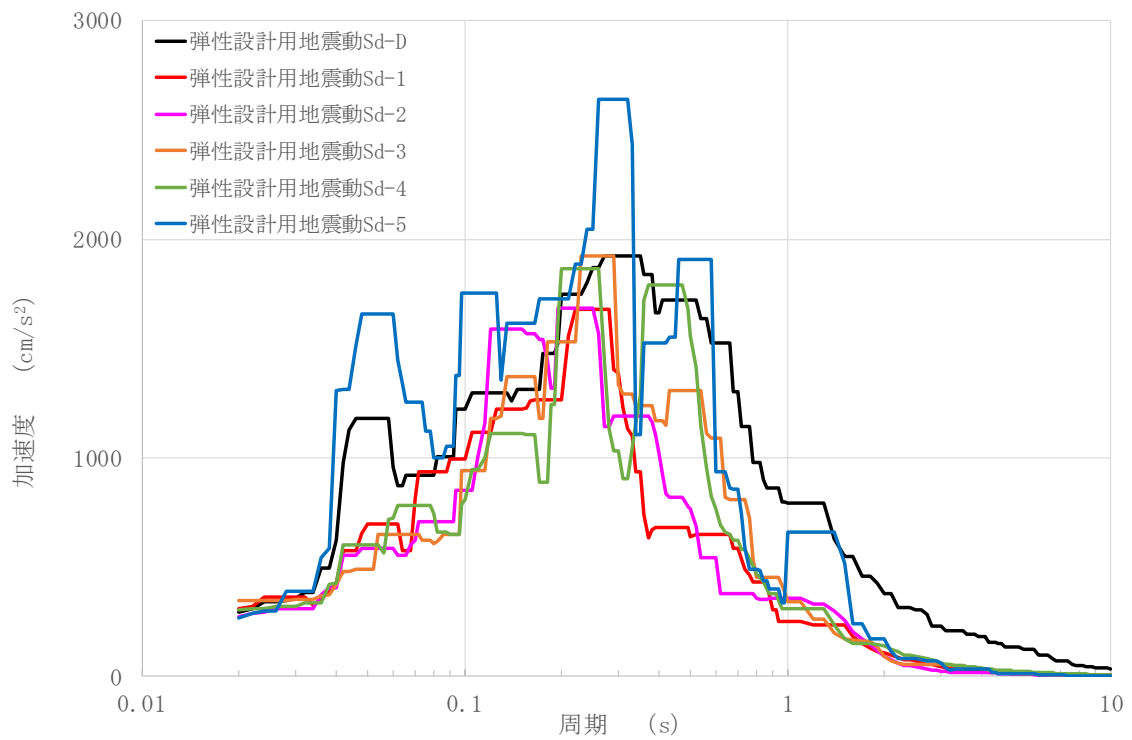
第 2.56 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)



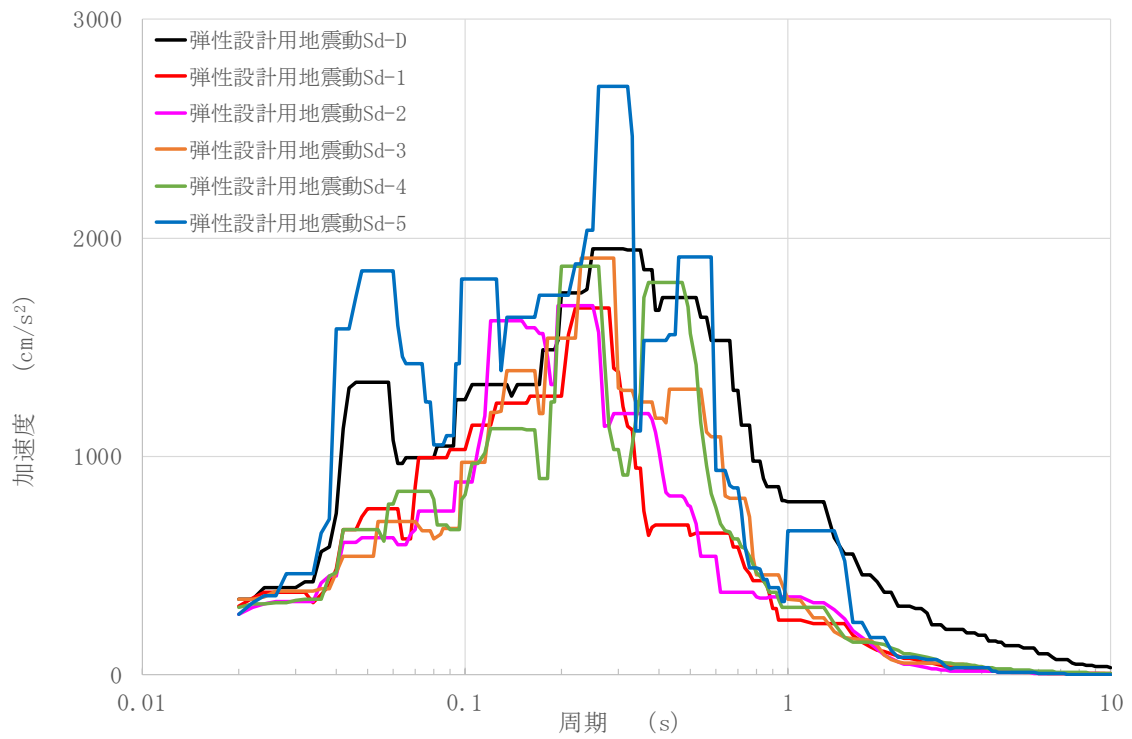
第 2.57 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)



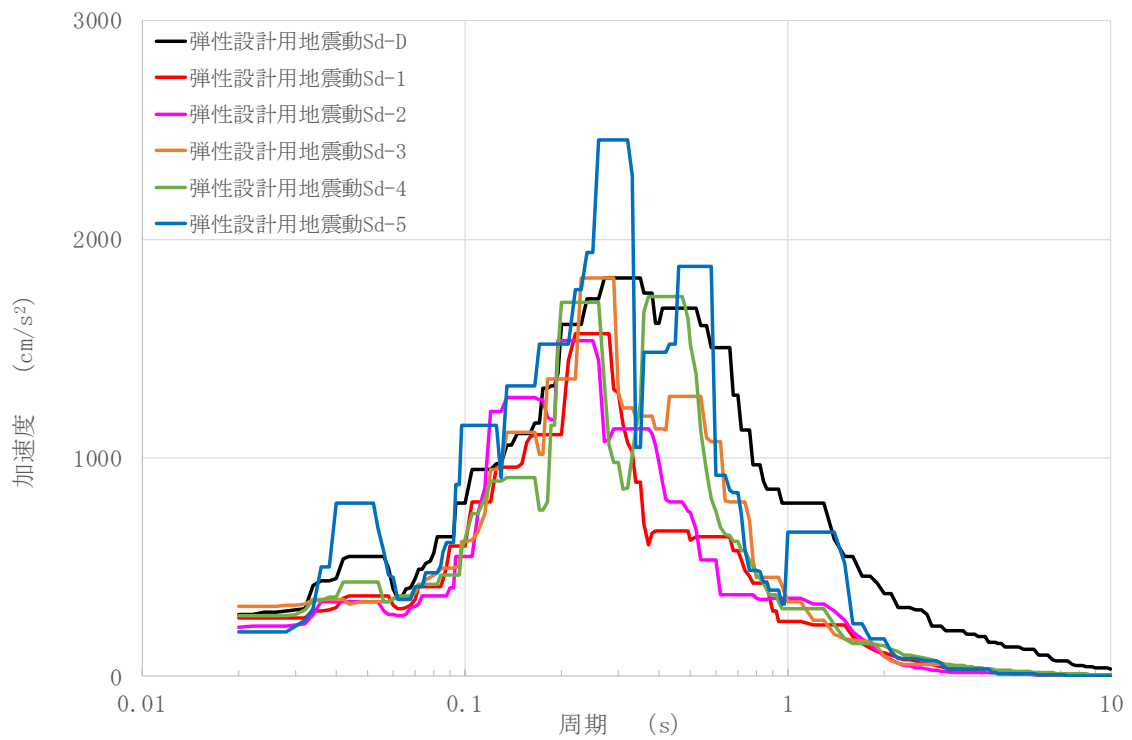
第 2.58 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)



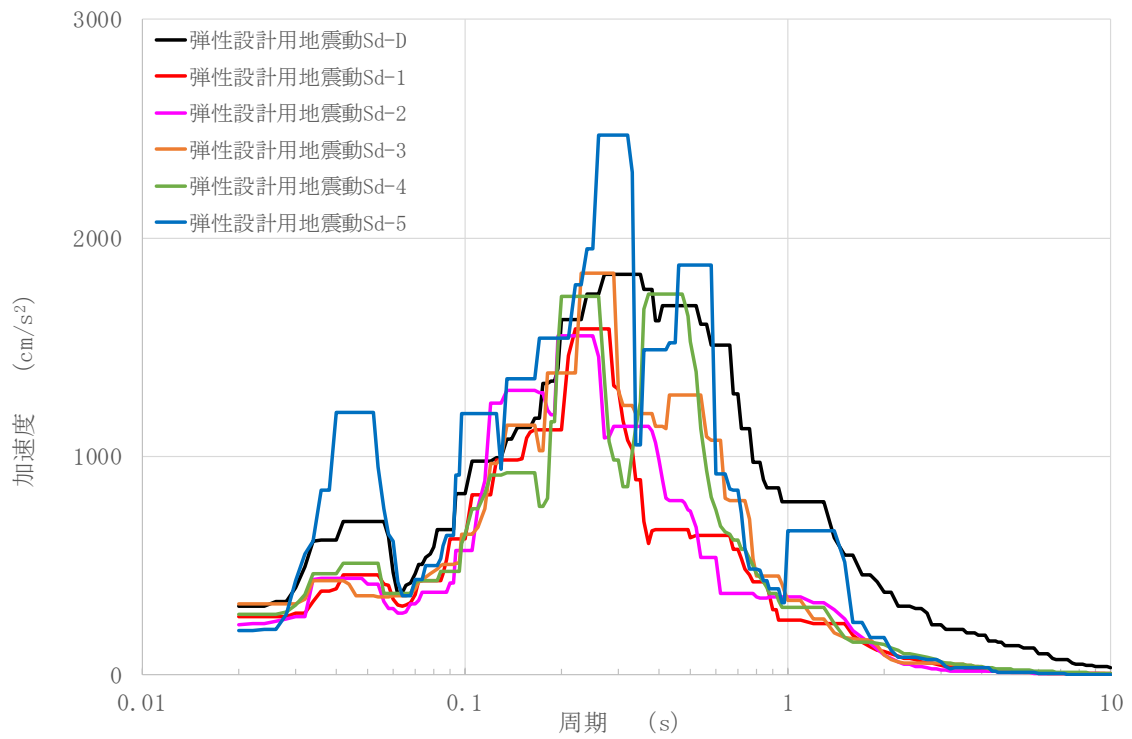
第 2.59 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)



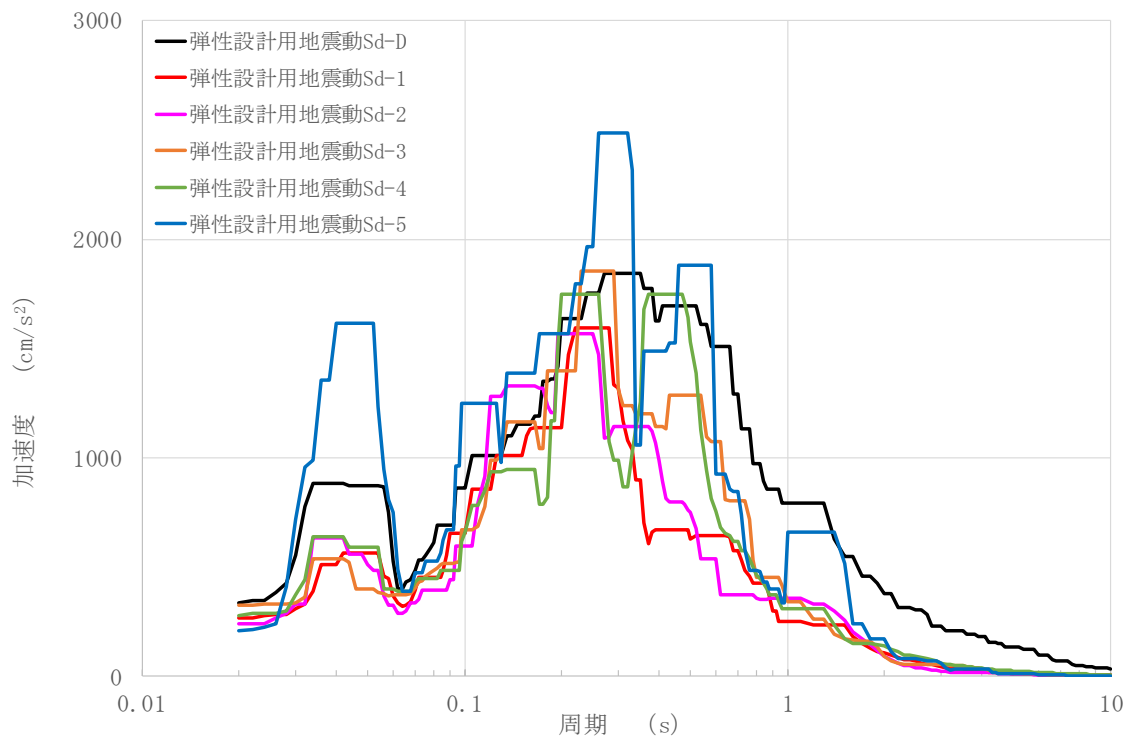
第 2.60 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)



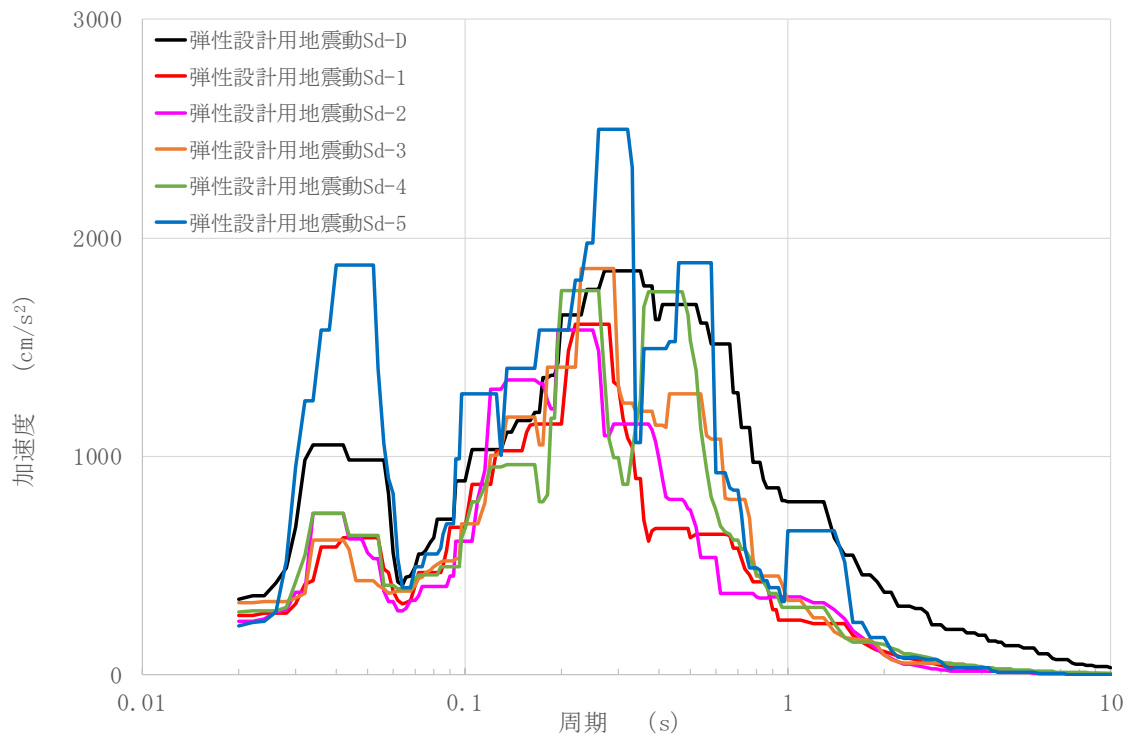
第 2.61 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)



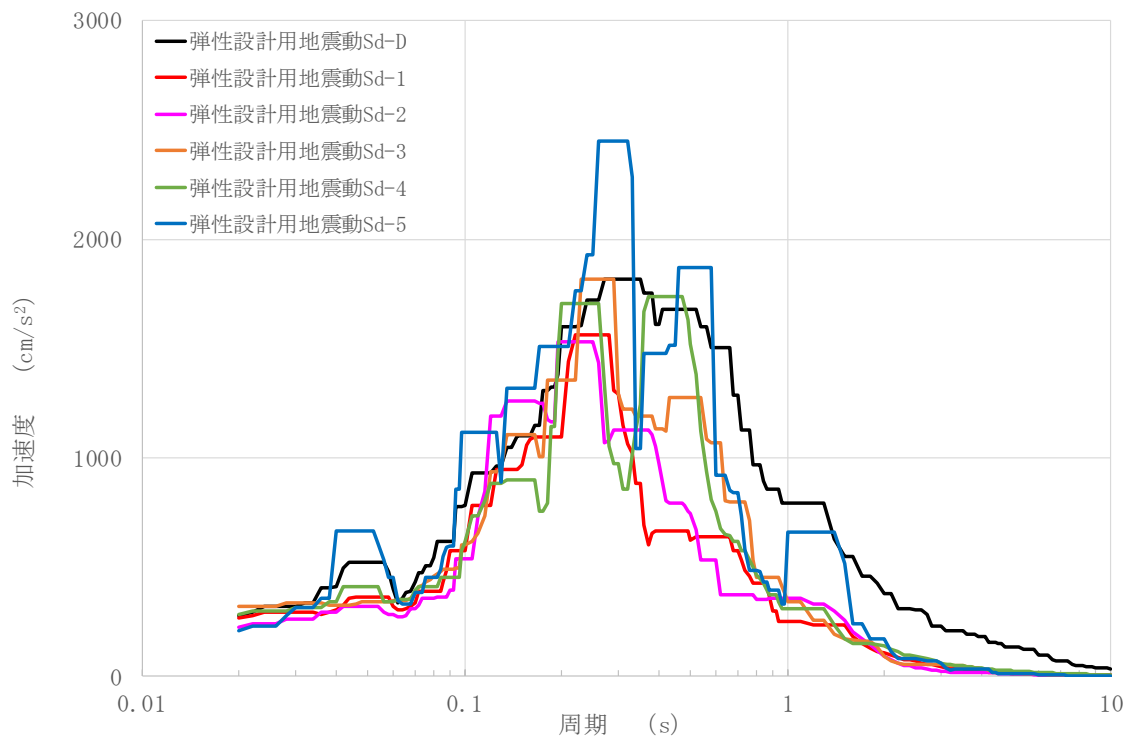
第 2.62 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)



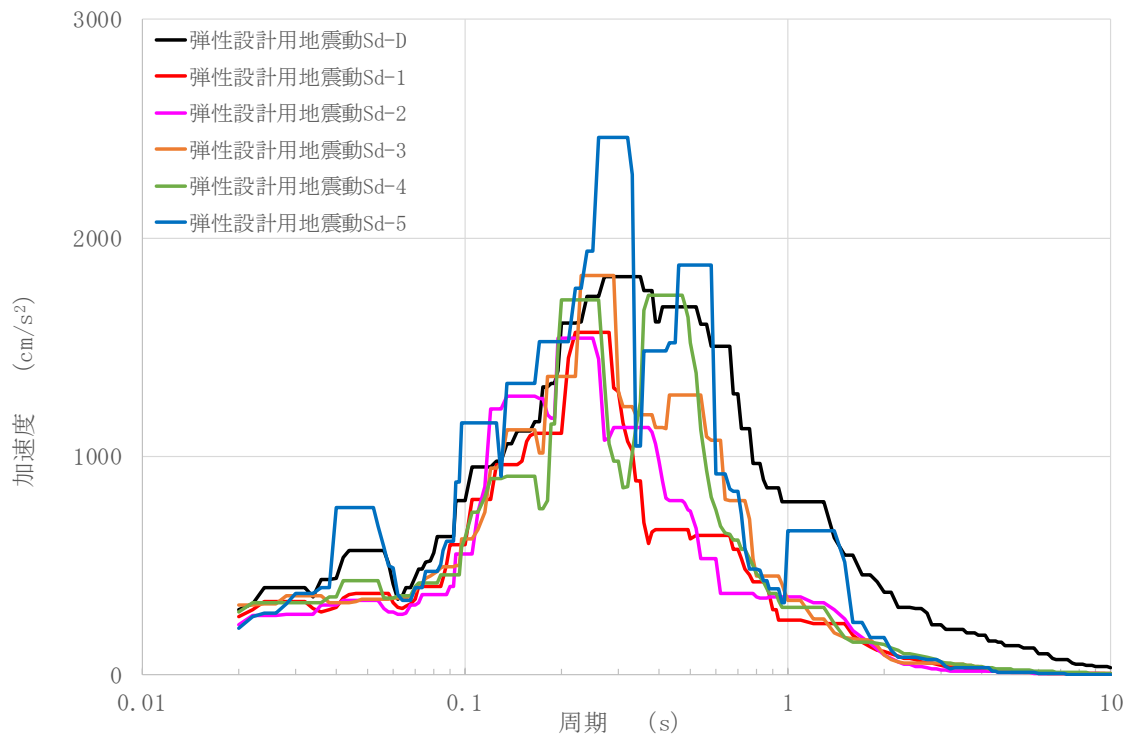
第 2.63 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)



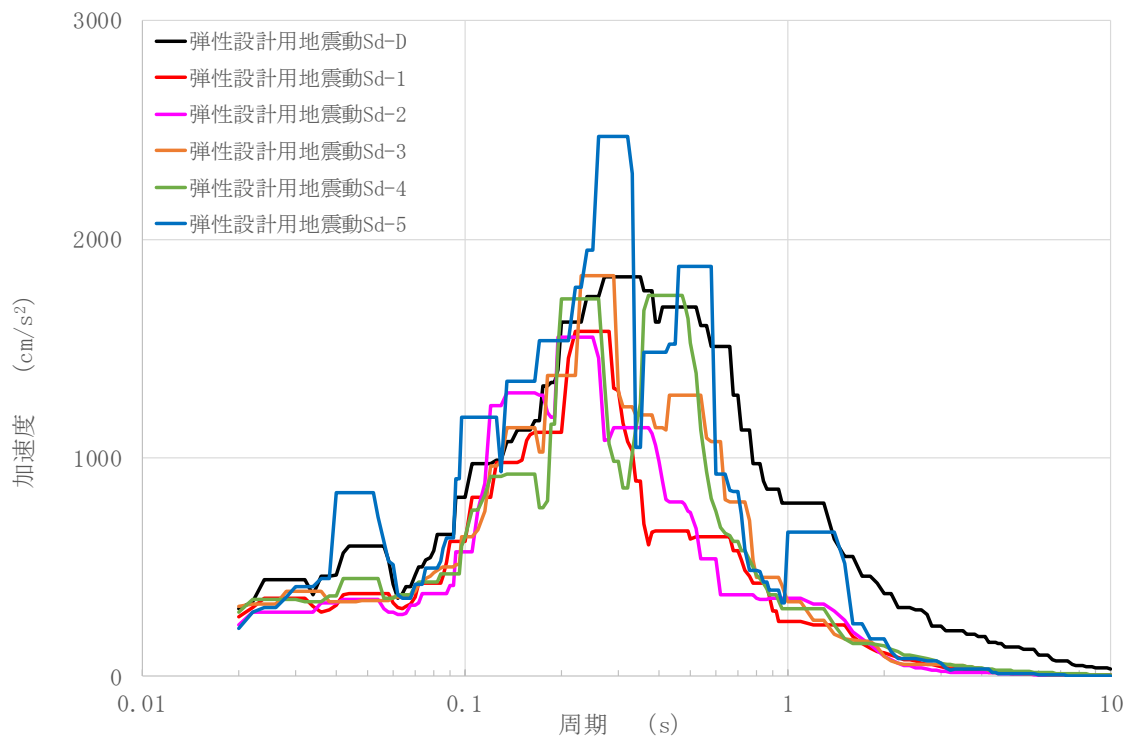
第 2.64 図 鉛直成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)



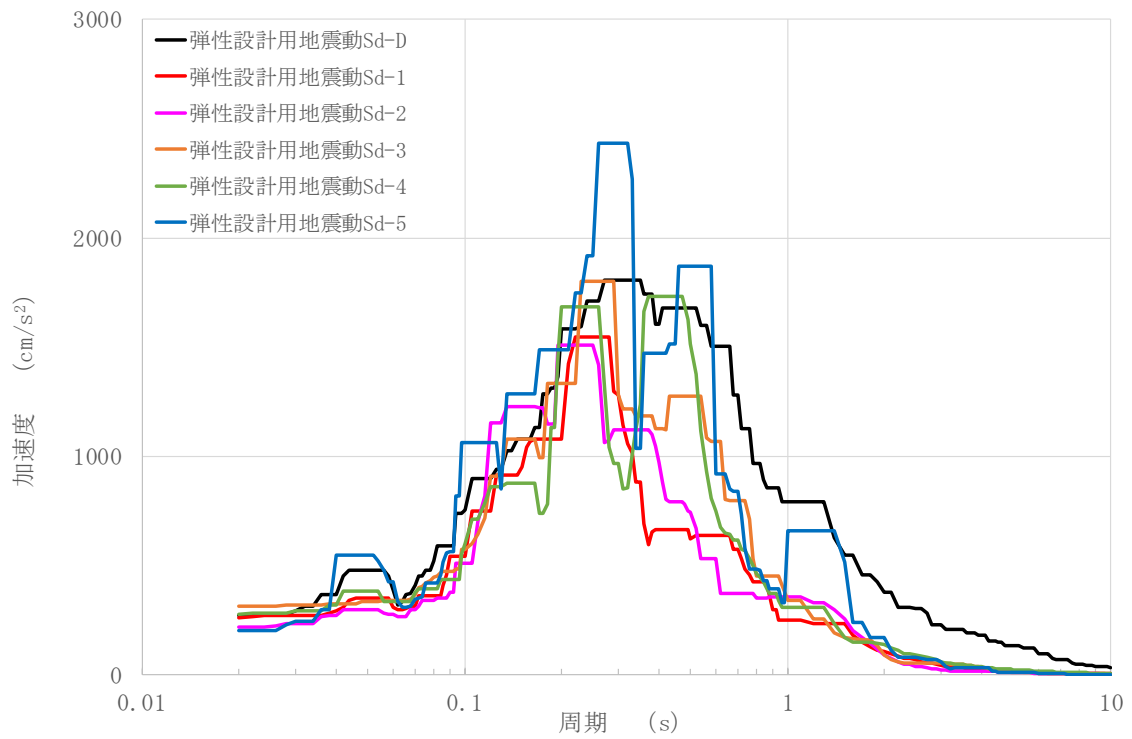
第 2.65 図 鉛直成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)



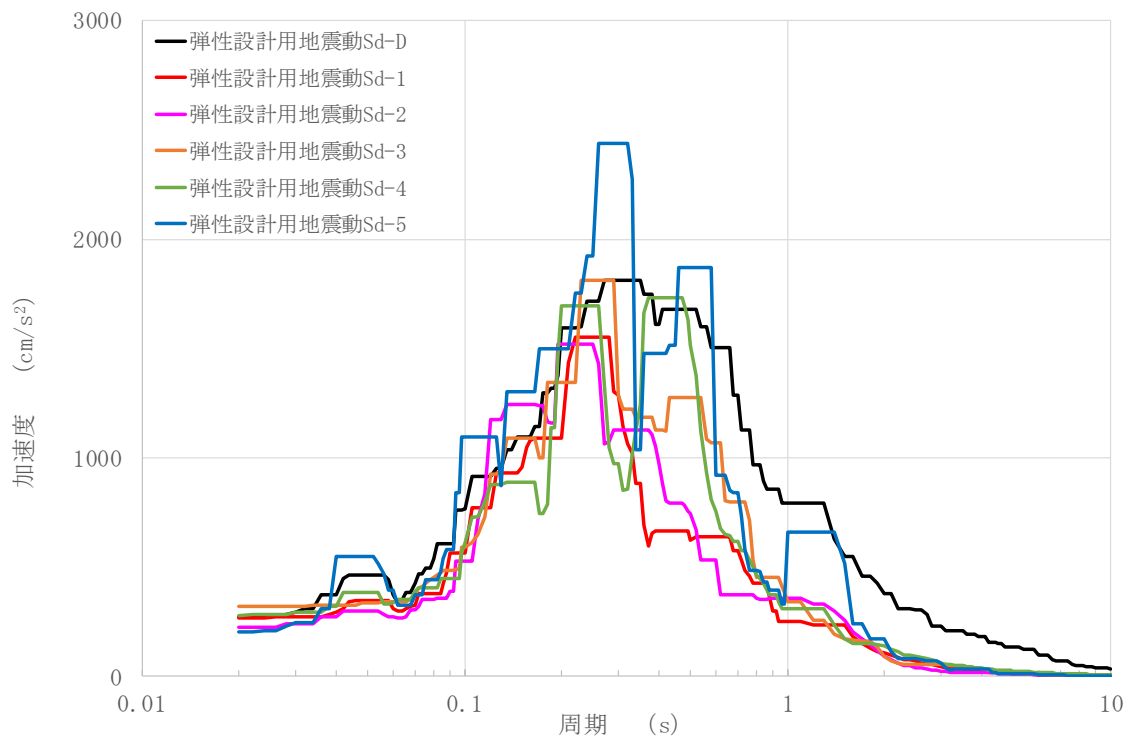
第 2.66 図 鉛直成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 13 減衰定数 0.5%)



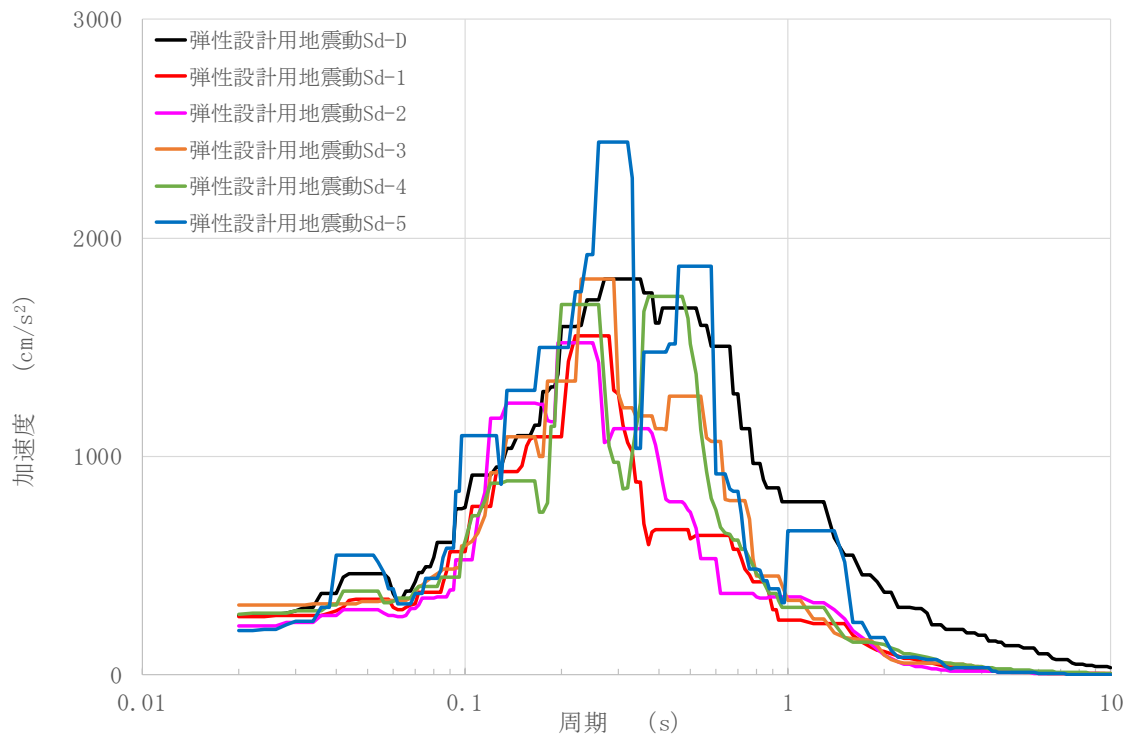
第 2.67 図 鉛直成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 14 減衰定数 0.5%)



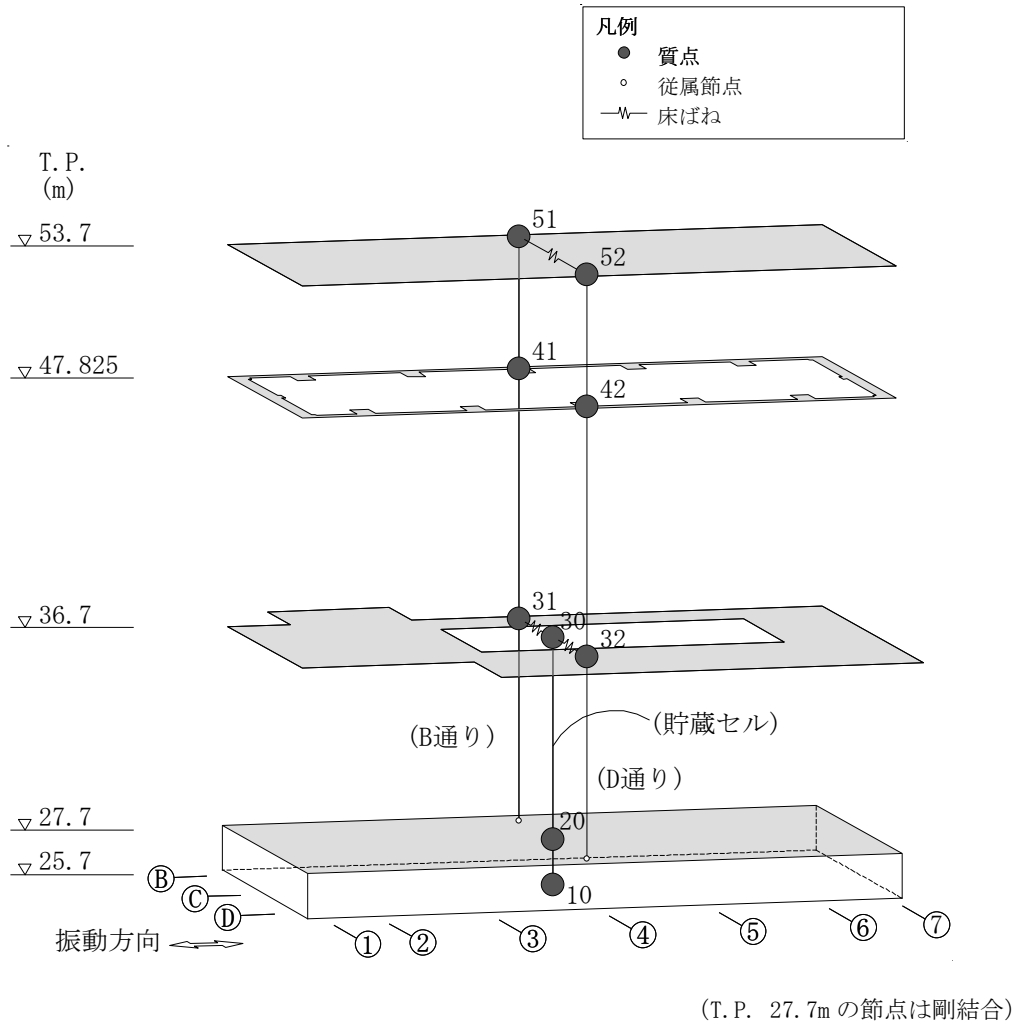
第 2.68 図 鉛直成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 15 減衰定数 0.5%)



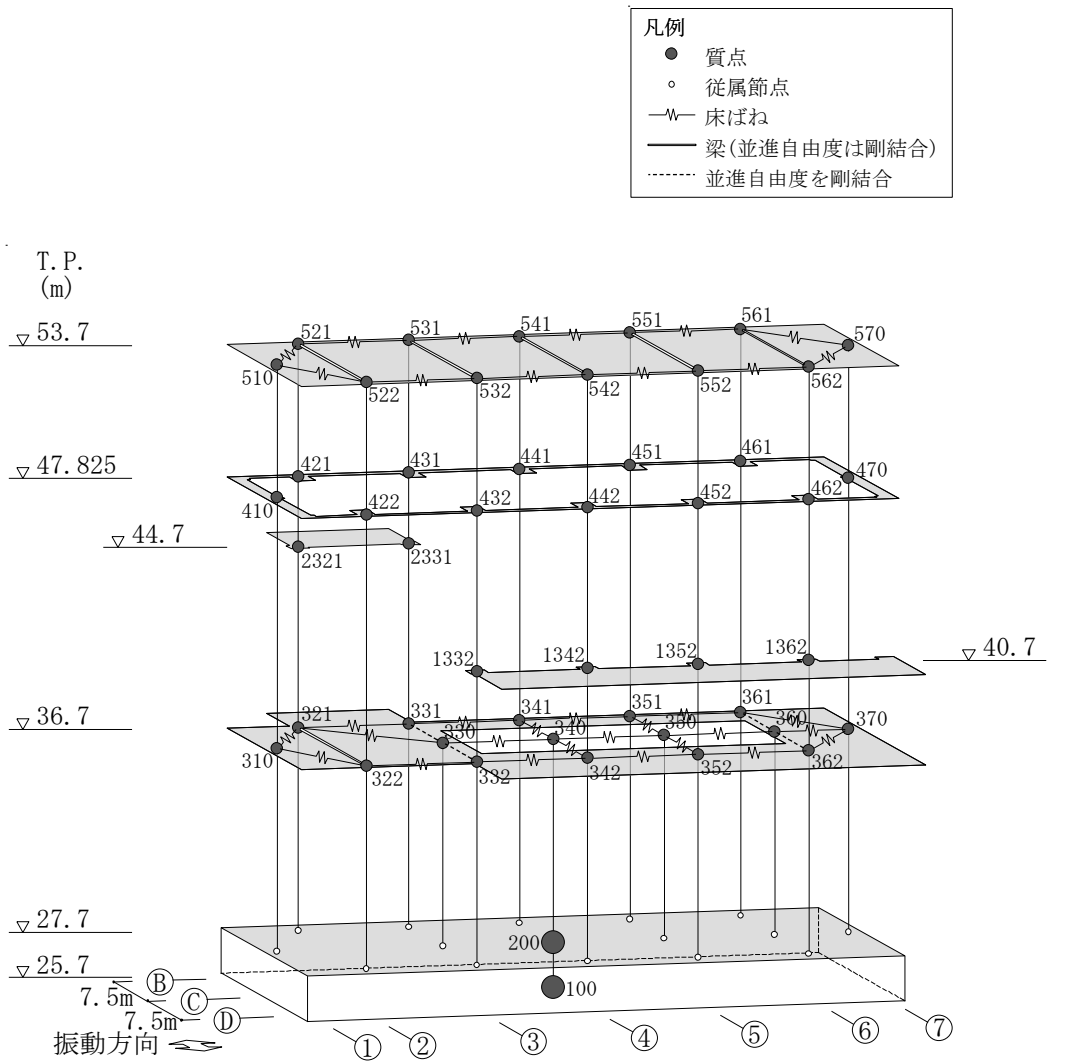
第 2.69 図 鉛直成分の FRS(Sd) (原子炉建家質点番号 No. 25 減衰定数 0.5%)



第 2.70 図 鉛直成分の FRS (Sd) (原子炉建家質点番号 No. 35 減衰定数 0.5%)

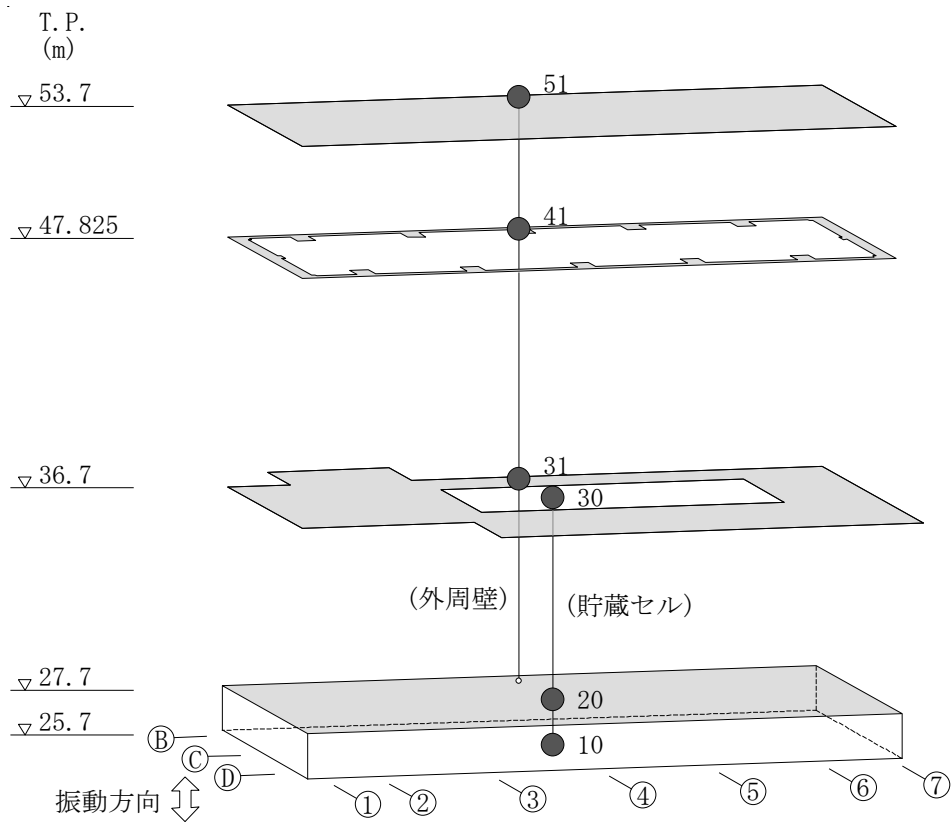
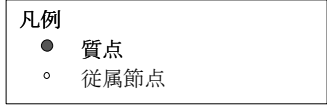


第 2.71 図 使用済燃料貯蔵建家モデル図(NS 方向)



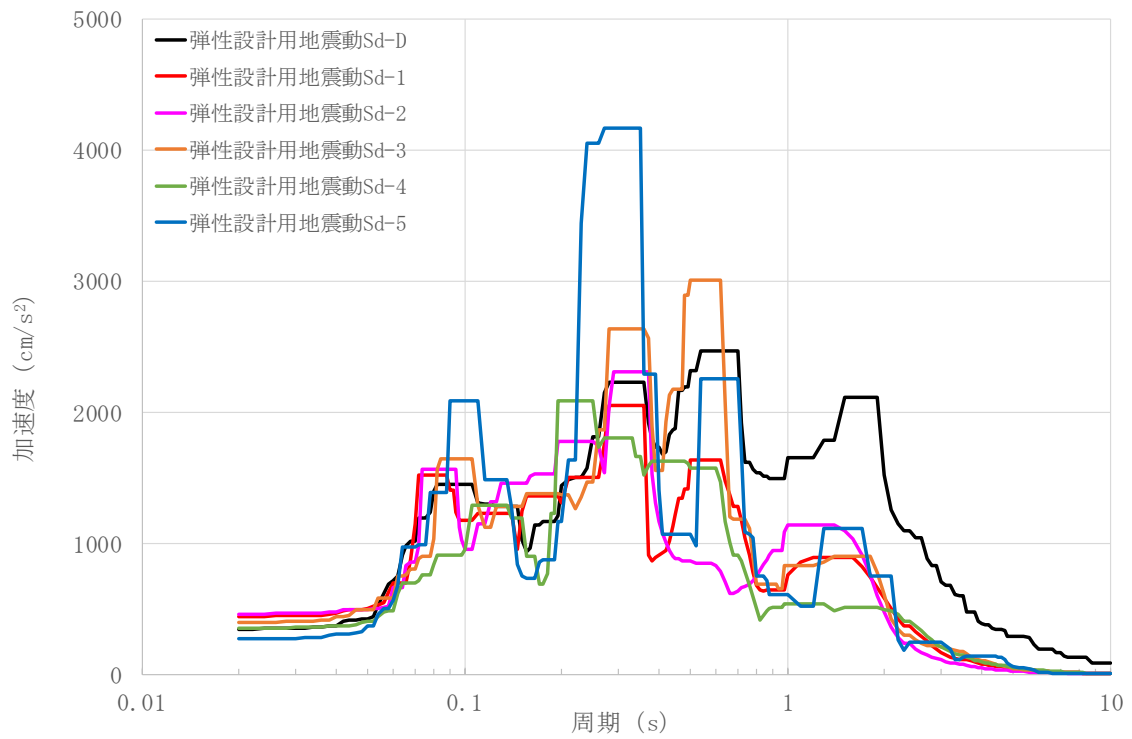
(T. P. 27.7m の節点は剛結合)

第 2.72 図 使用済燃料貯蔵建家モデル図 (EW 方向)

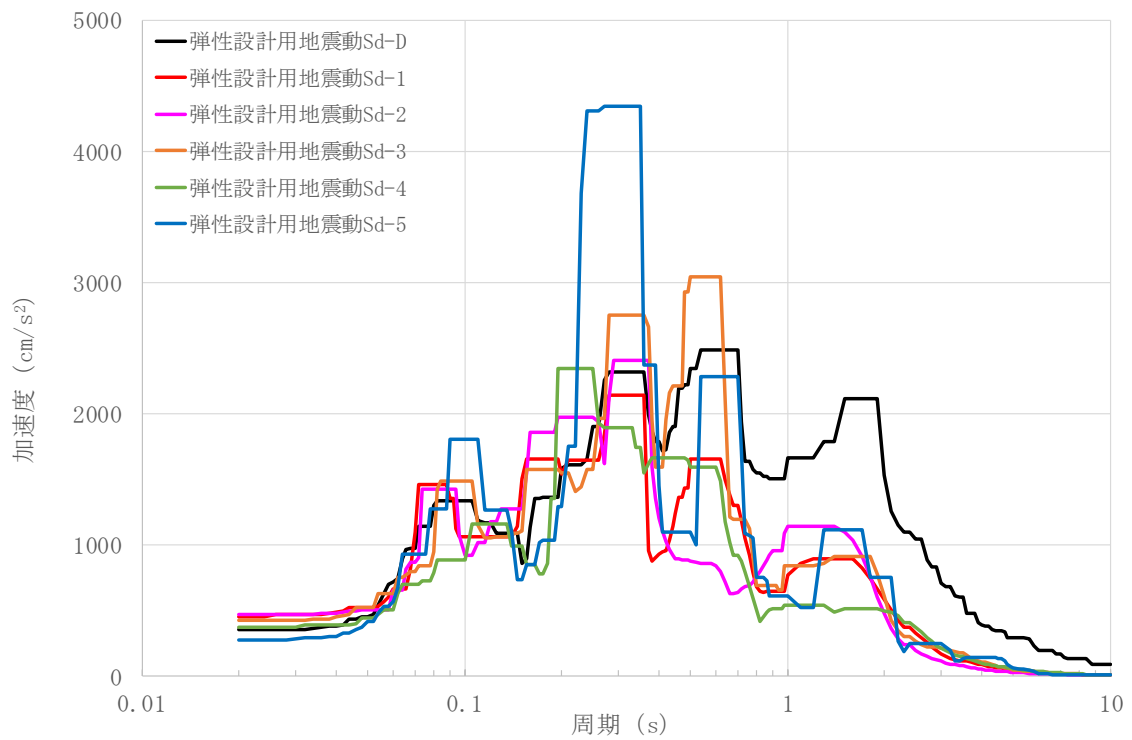


(T.P. 27.7m の節点は剛結合)

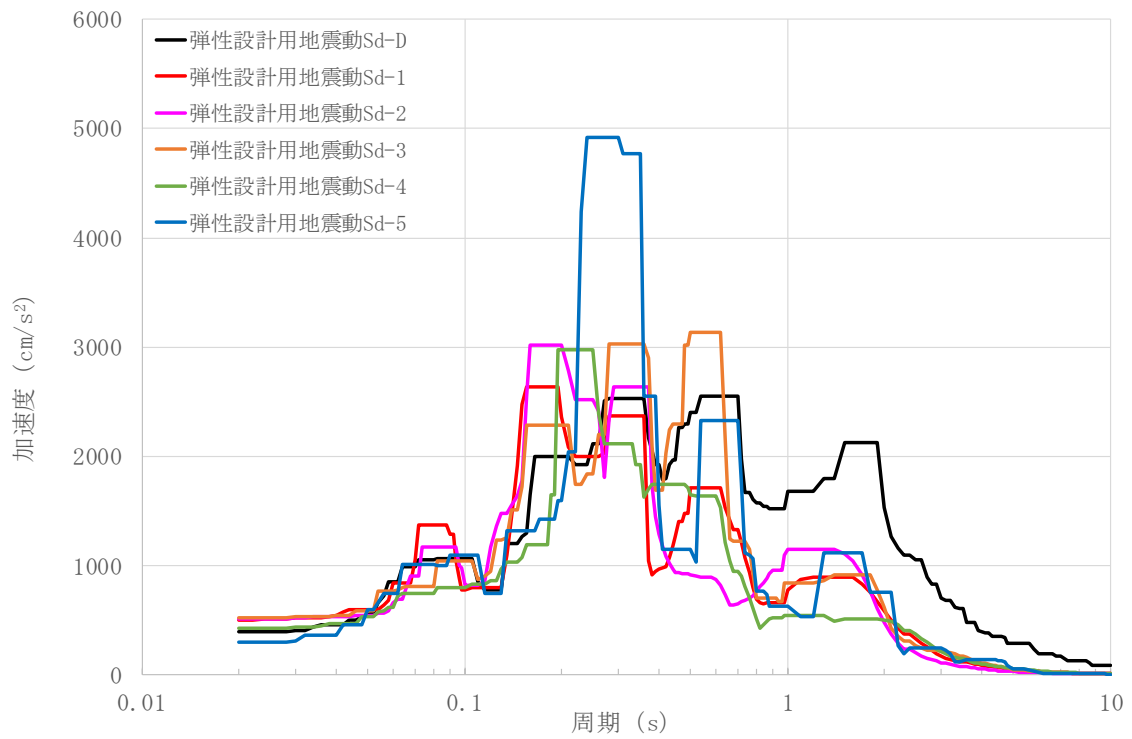
第 2.73 図 使用済燃料貯蔵建家モデル図(UD 方向)



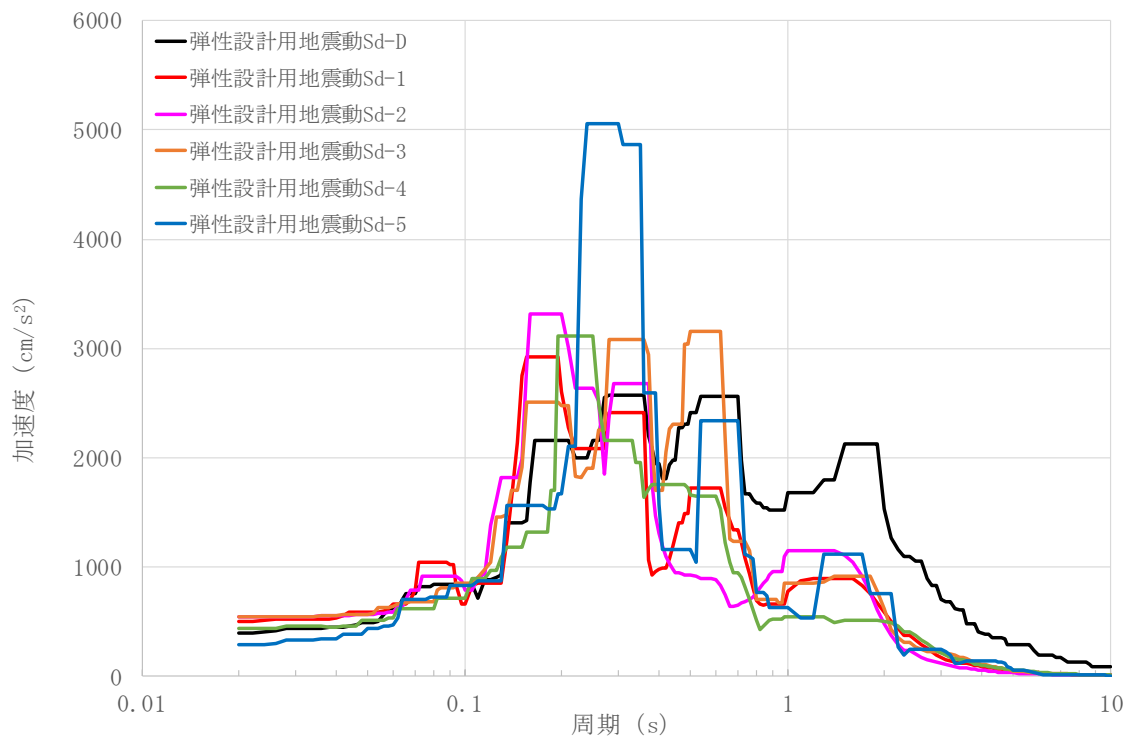
第 2.74 図 NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)



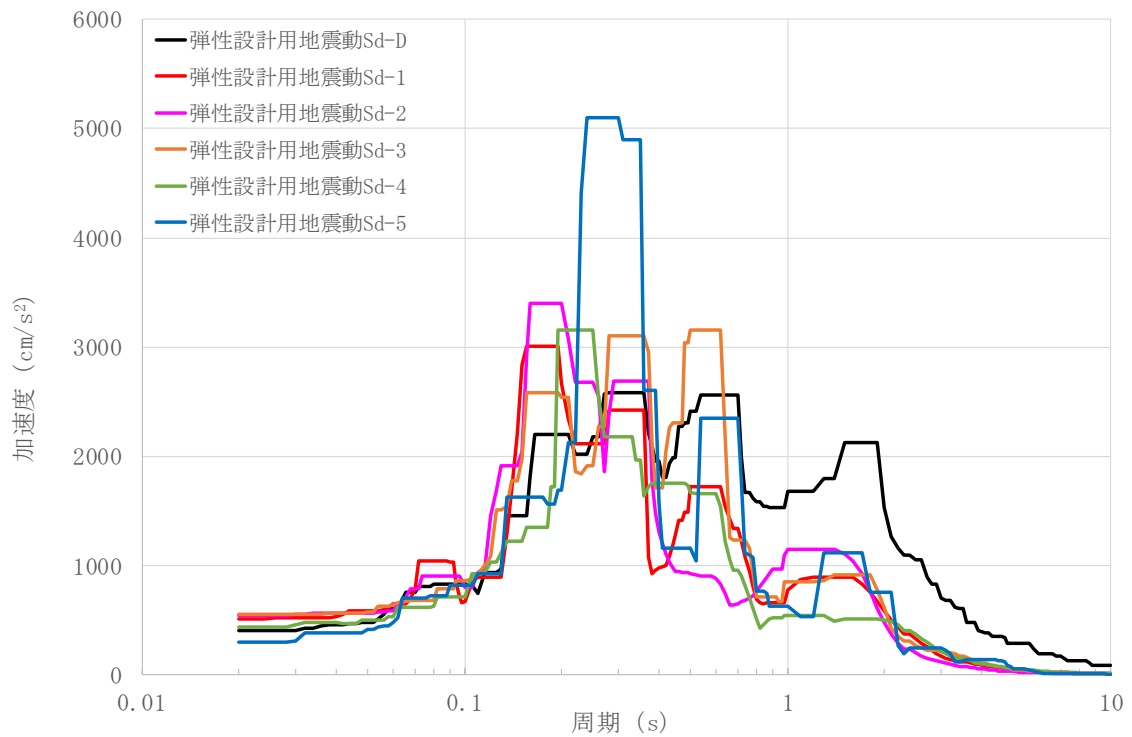
第 2.75 図 NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 20 減衰定数 0.5%)



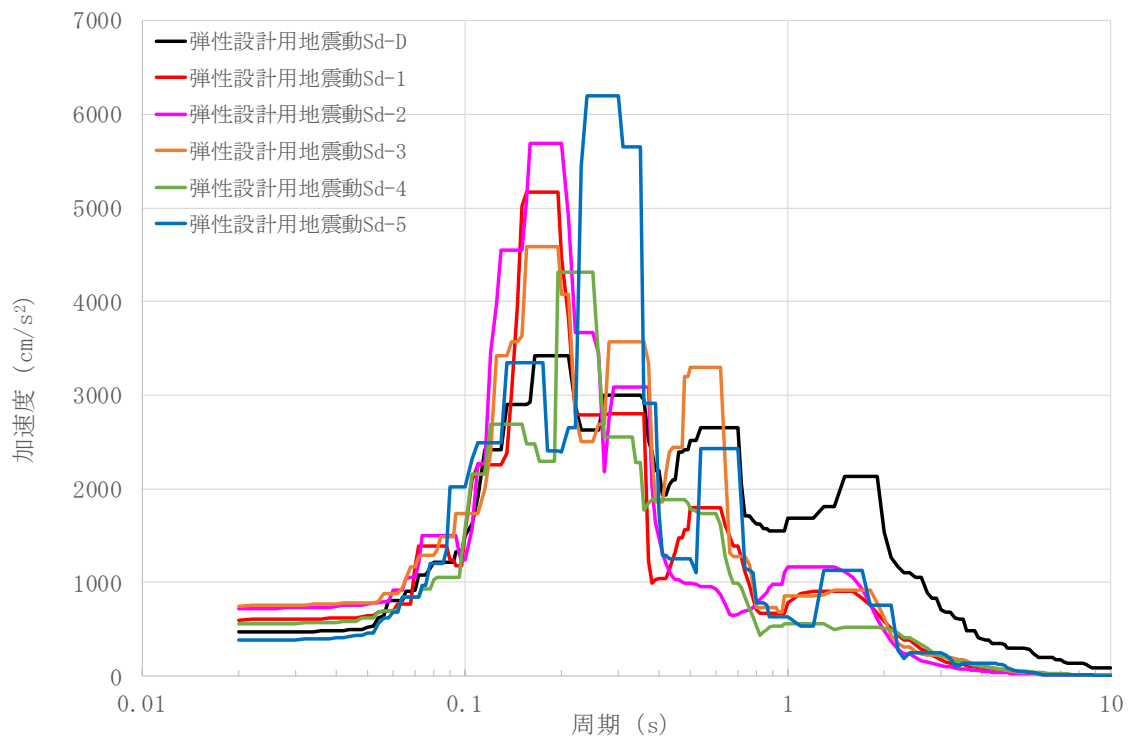
第 2.76 図 NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 30 減衰定数 0.5%)



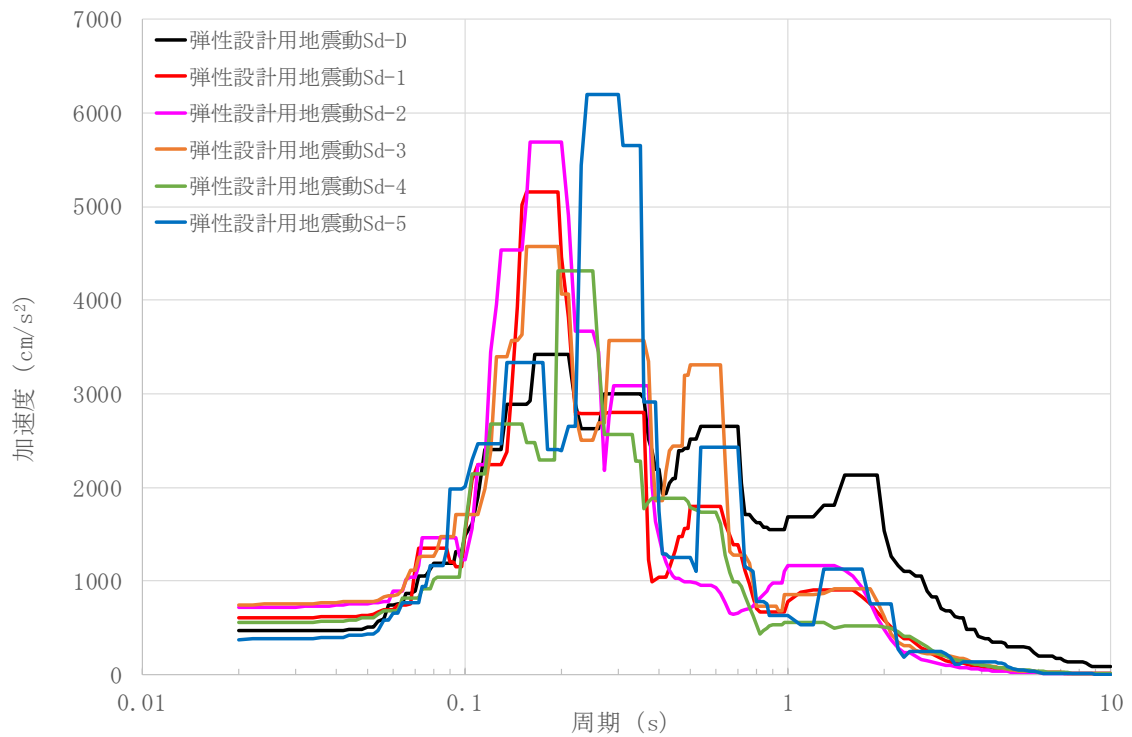
第 2.77 図 NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 31 減衰定数 0.5%)



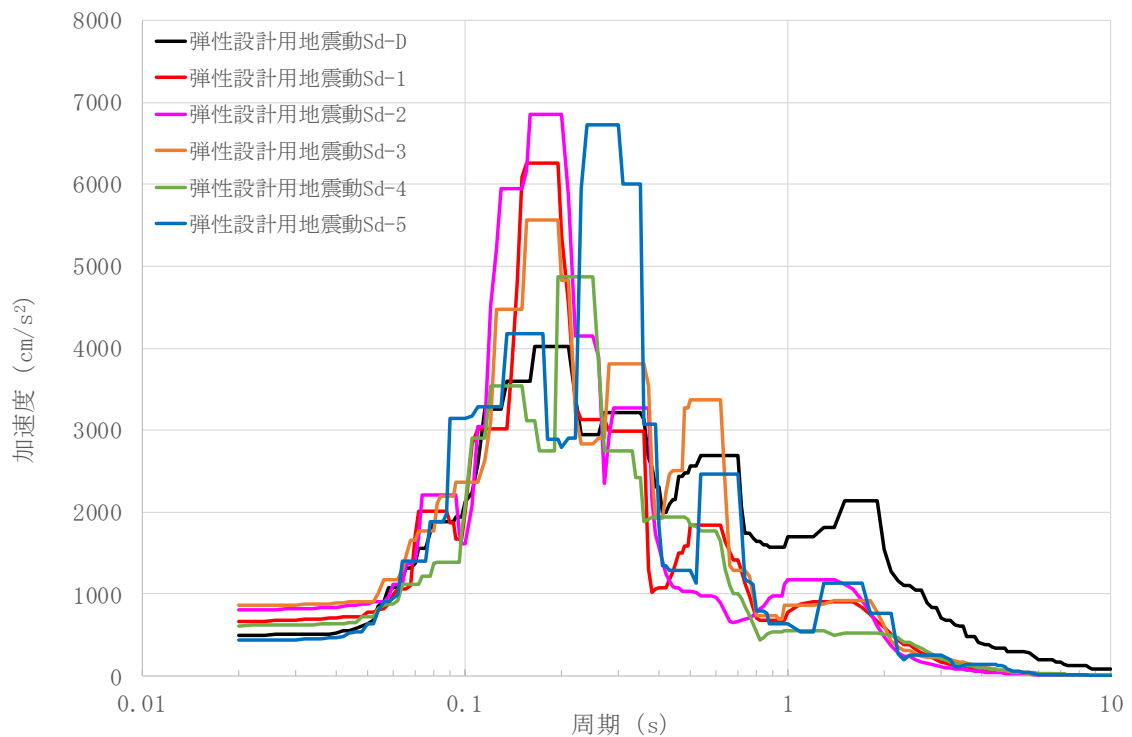
第 2.78 図 NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 32 減衰定数 0.5%)



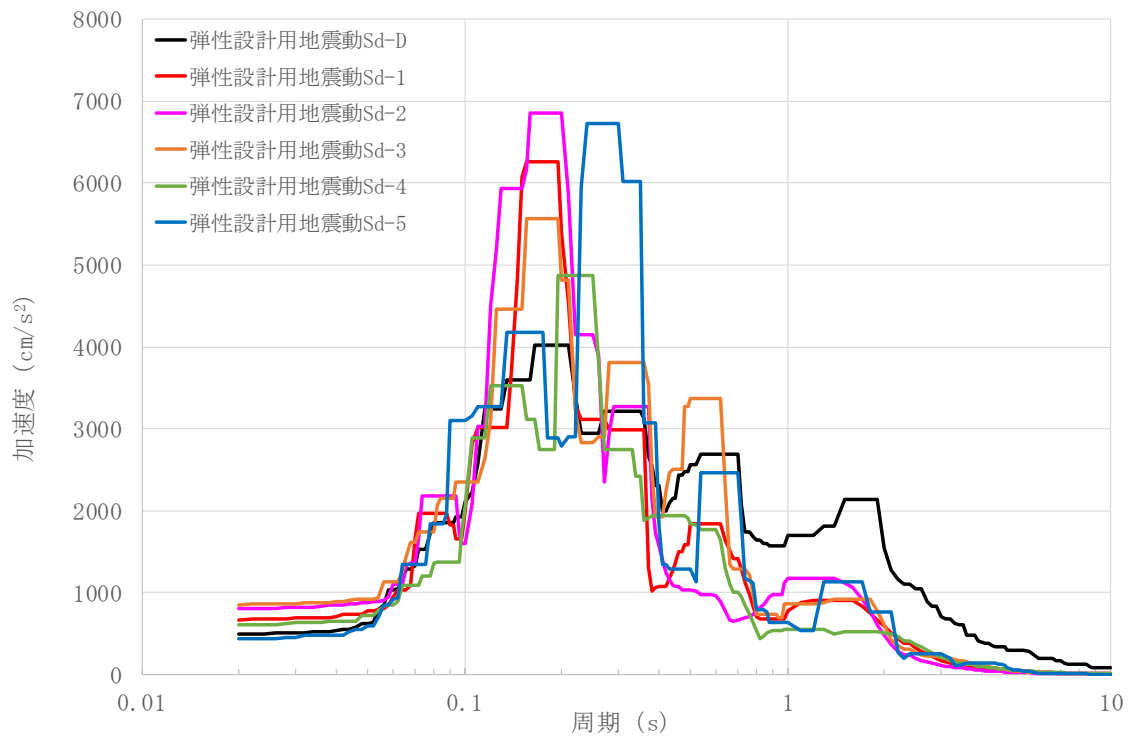
第 2.79 図 NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 41 減衰定数 0.5%)



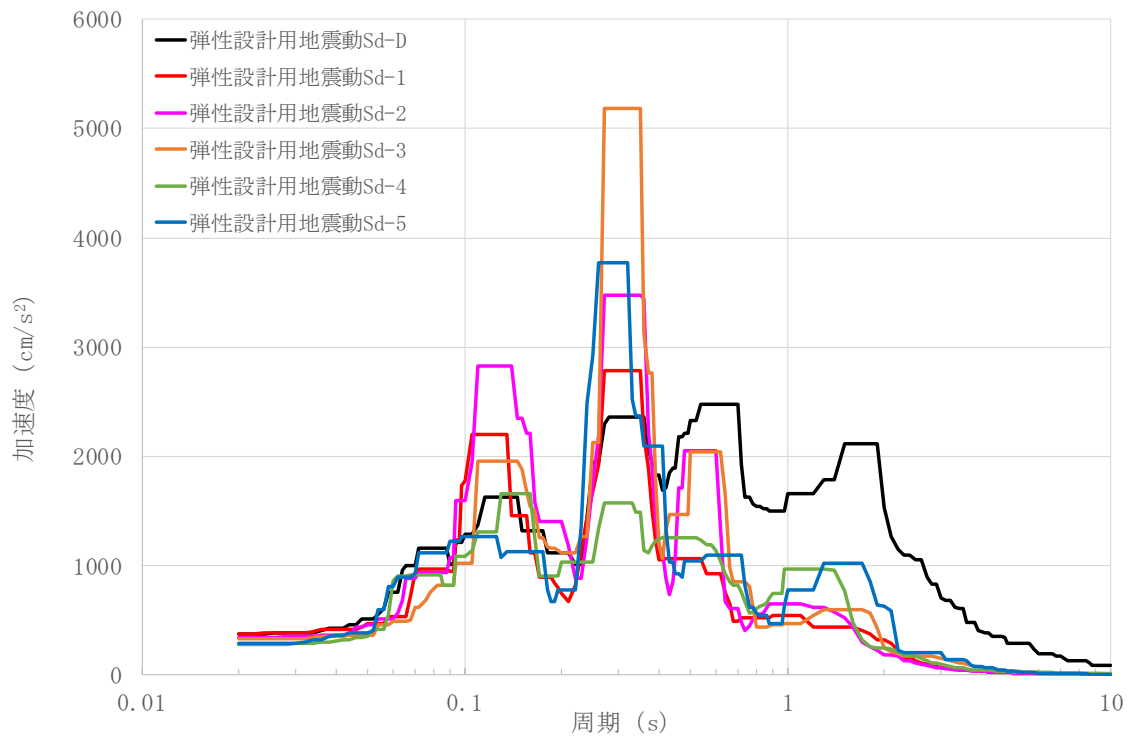
第 2.80 図 NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 42 減衰定数 0.5%)



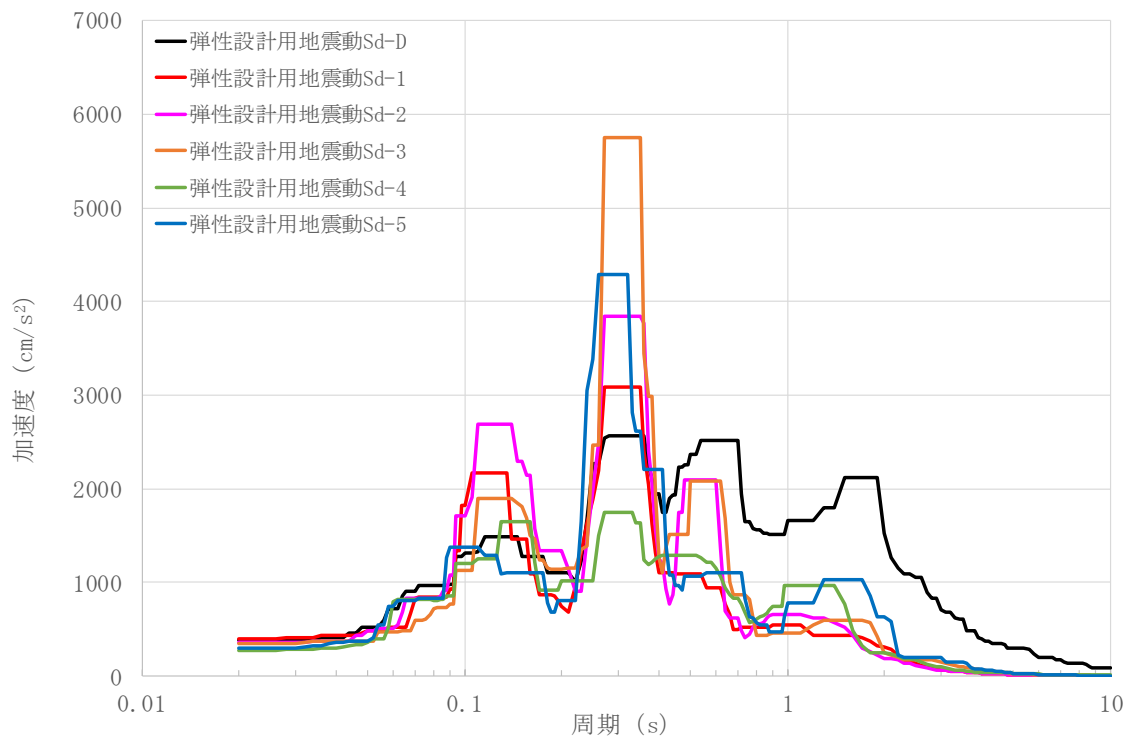
第 2.81 図 NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 51 減衰定数 0.5%)



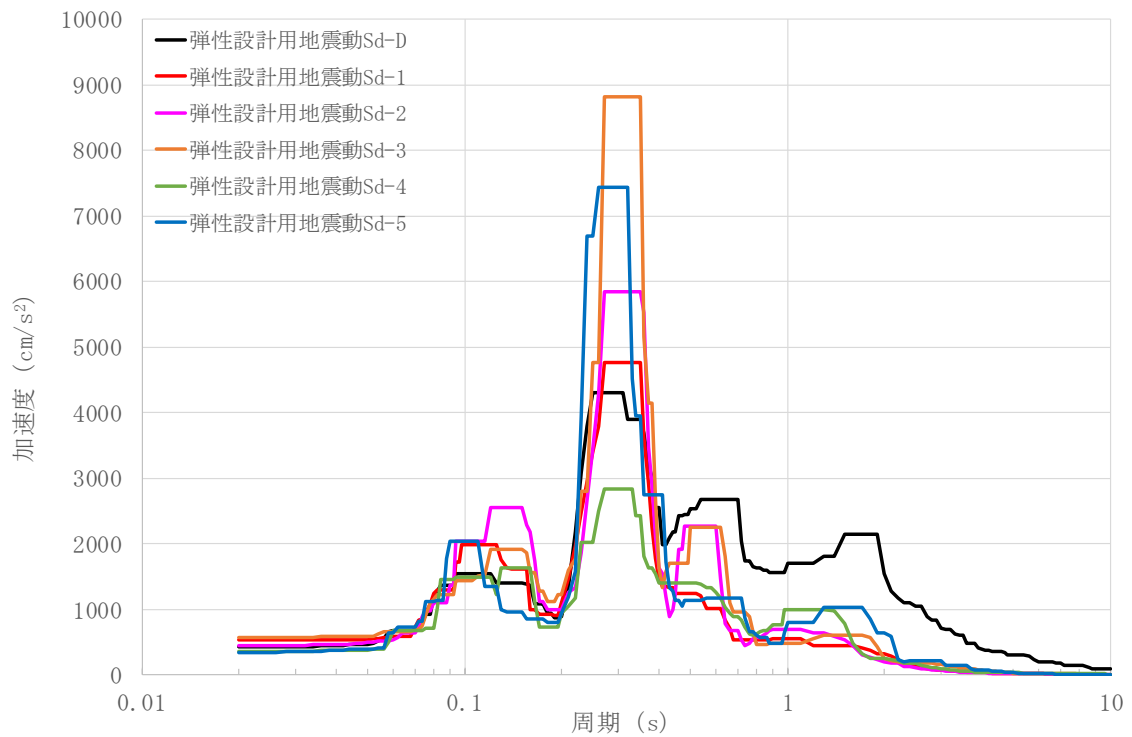
第 2.82 図 NS 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 52 減衰定数 0.5%)



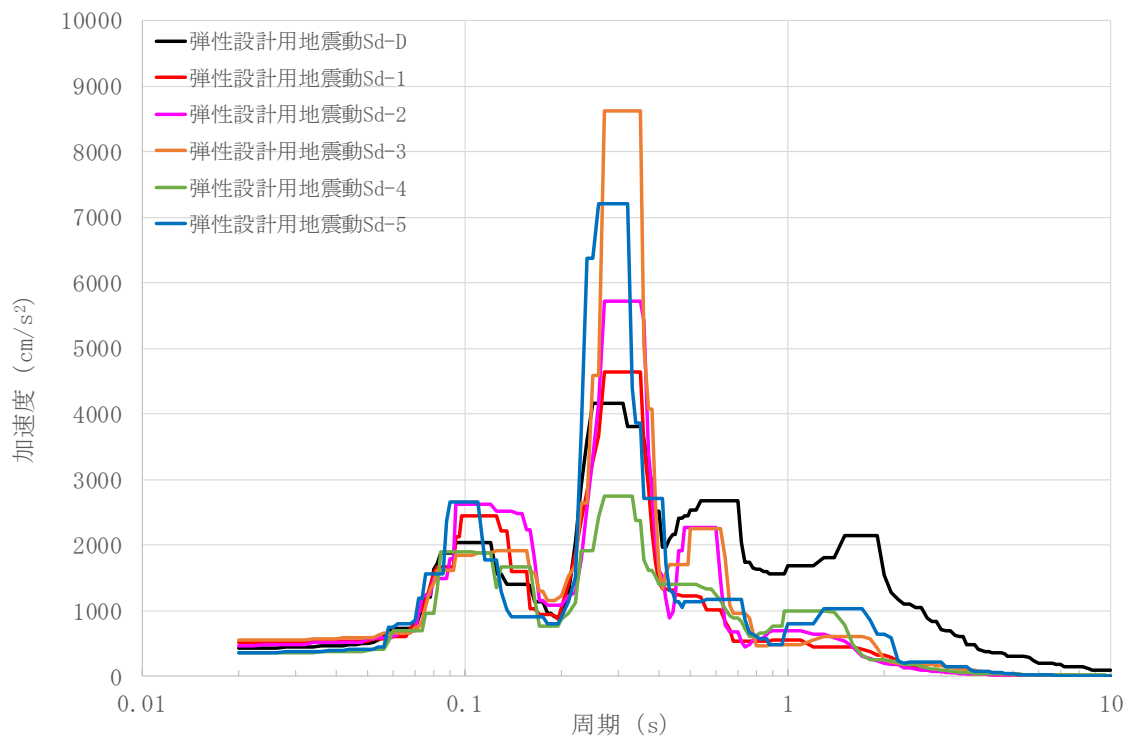
第 2.83 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 100 減衰定数 0.5%)



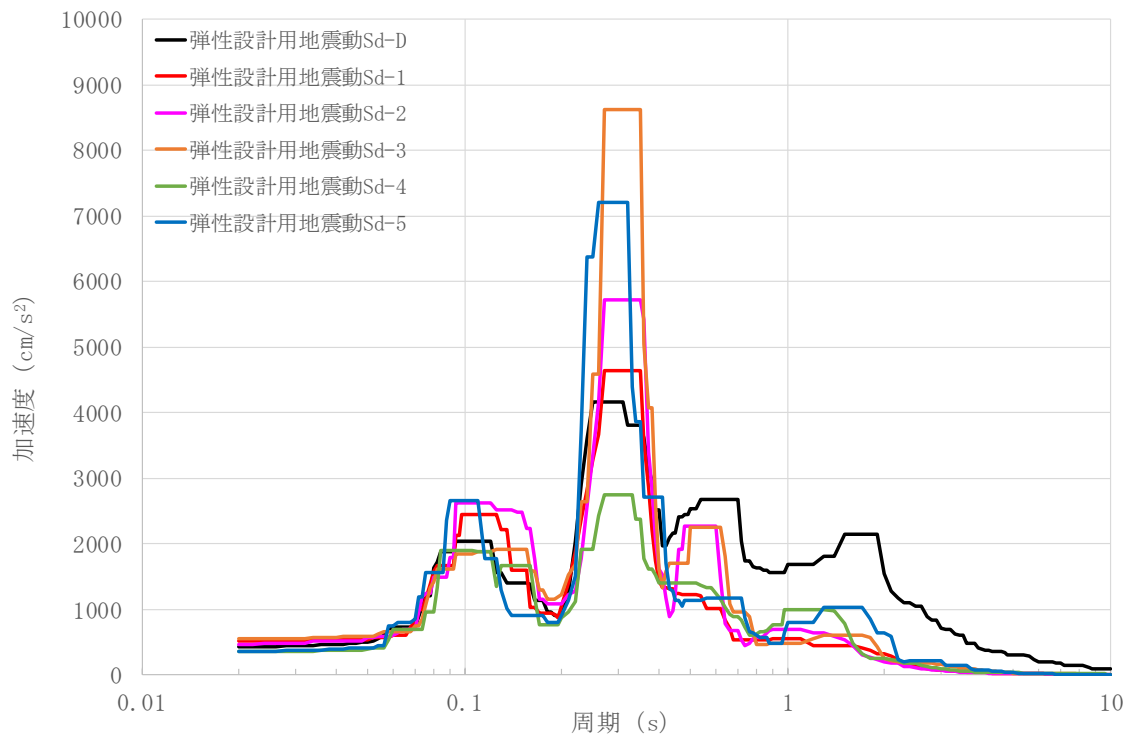
第 2.84 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 200 減衰定数 0.5%)



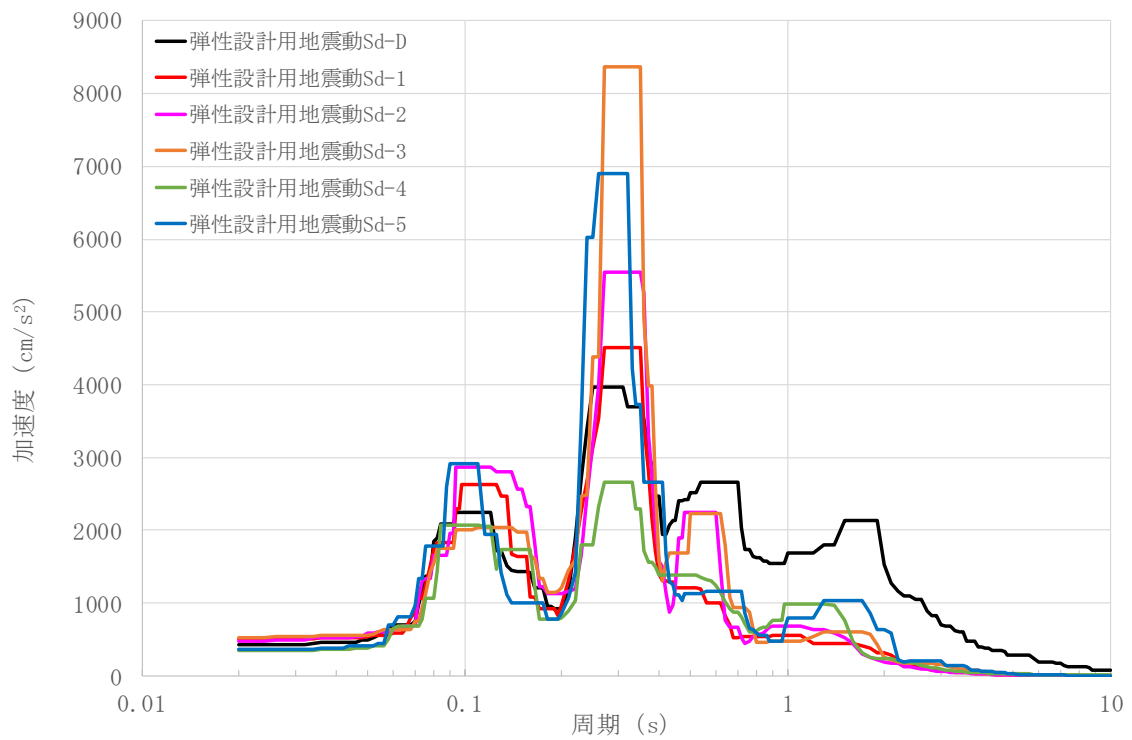
第 2.85 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 310 減衰定数 0.5%)



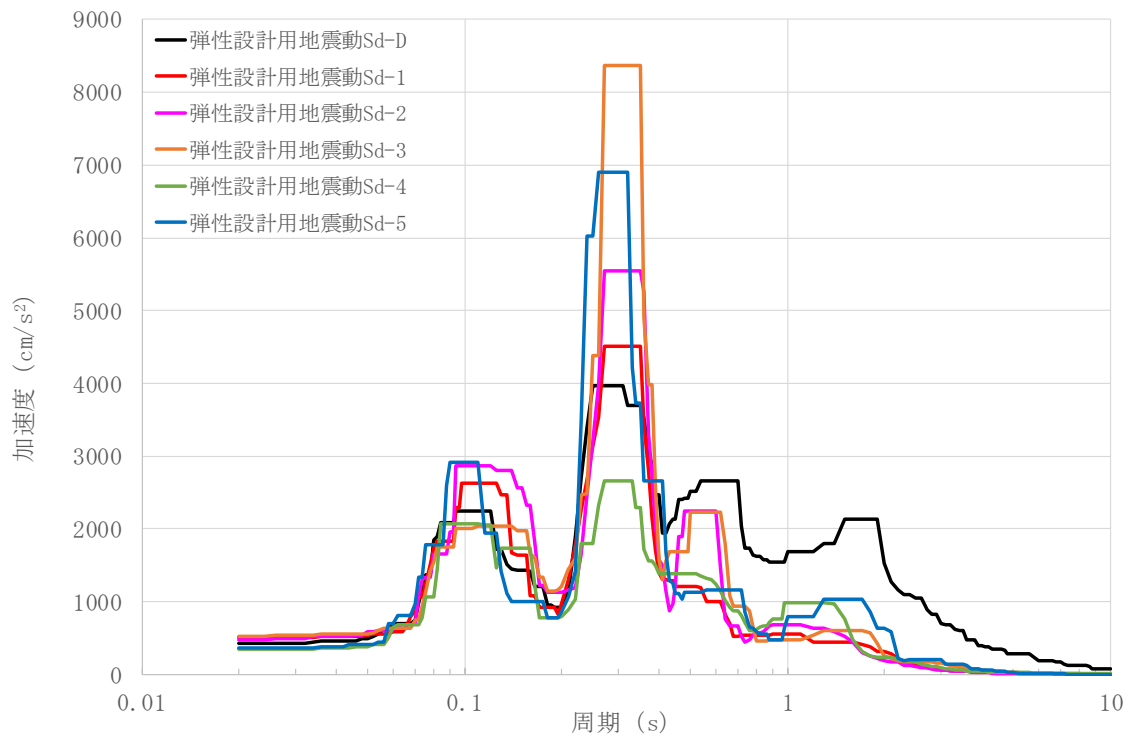
第 2.86 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 321 減衰定数 0.5%)



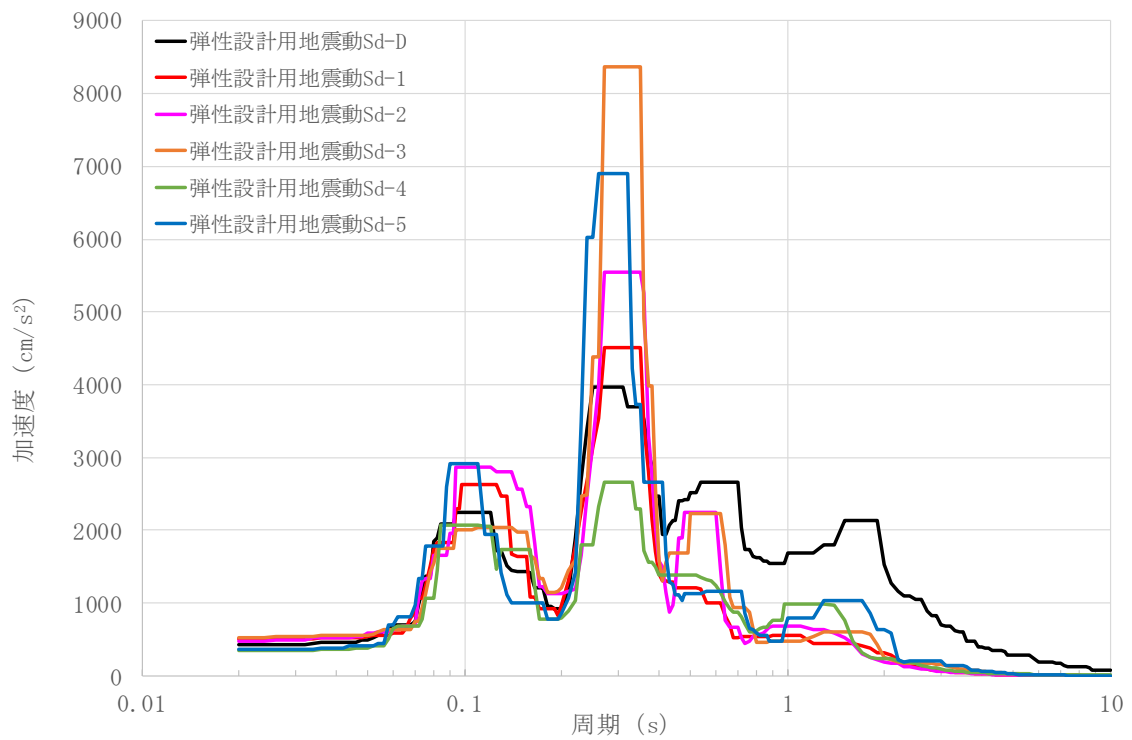
第 2.87 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 322 減衰定数 0.5%)



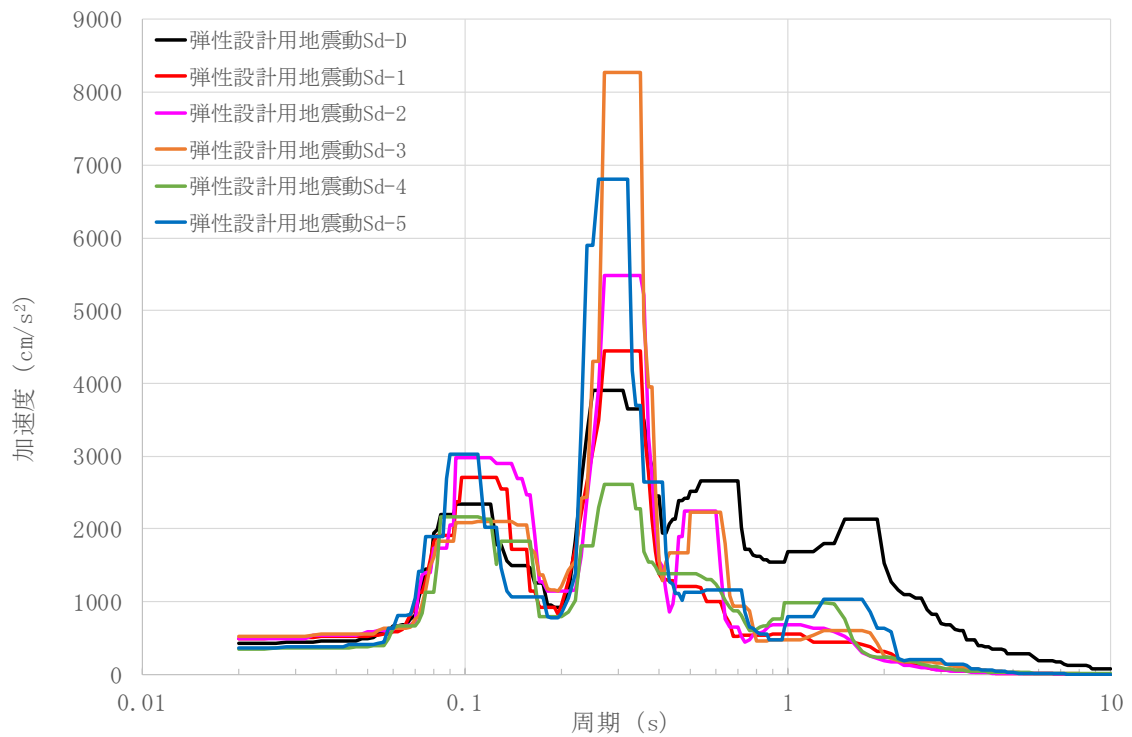
第 2.88 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 330 減衰定数 0.5%)



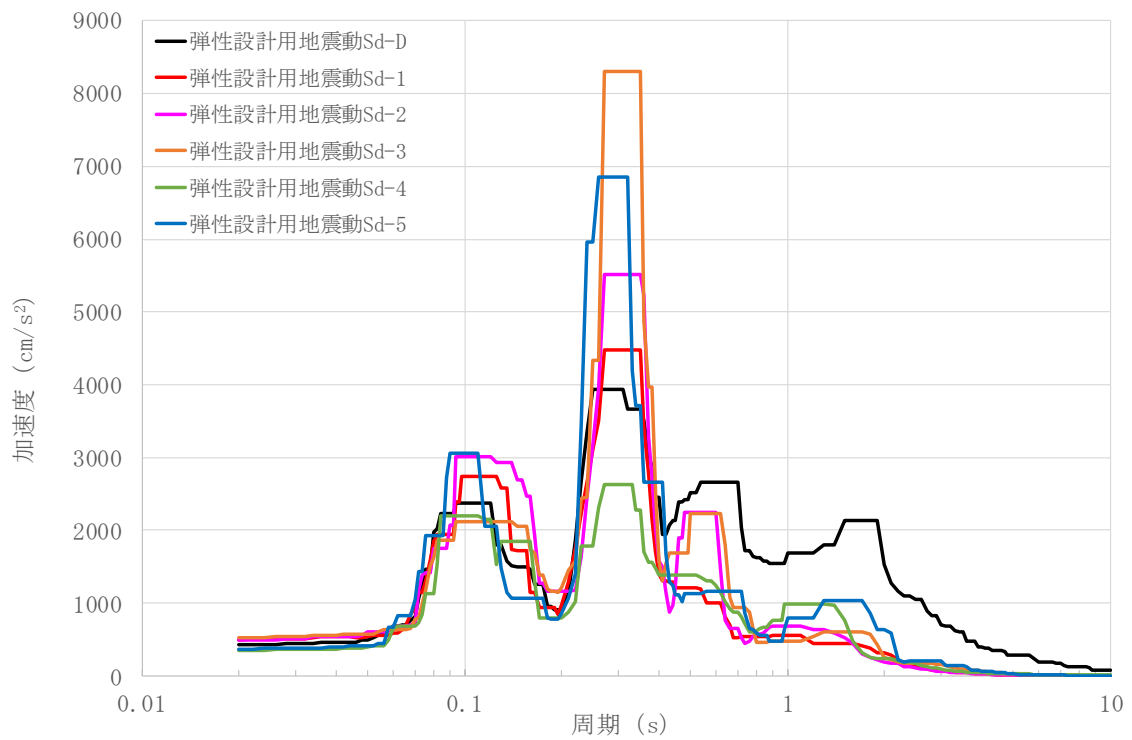
第 2.89 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 331 減衰定数 0.5%)



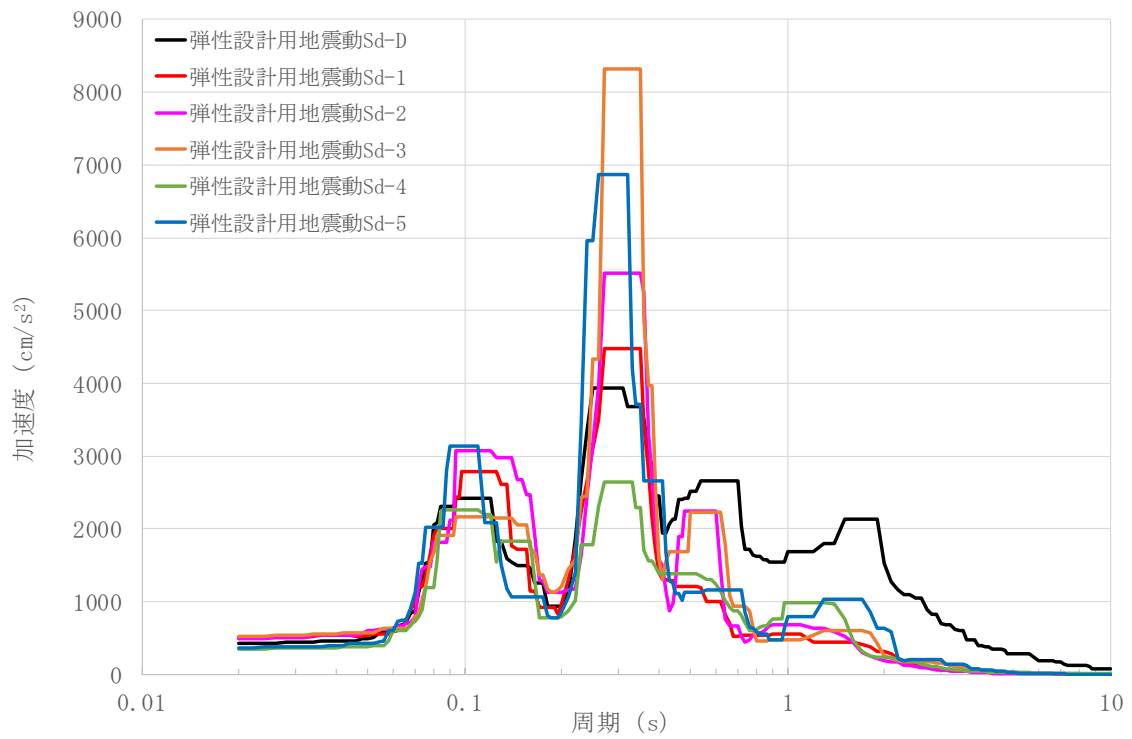
第 2.90 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 332 減衰定数 0.5%)



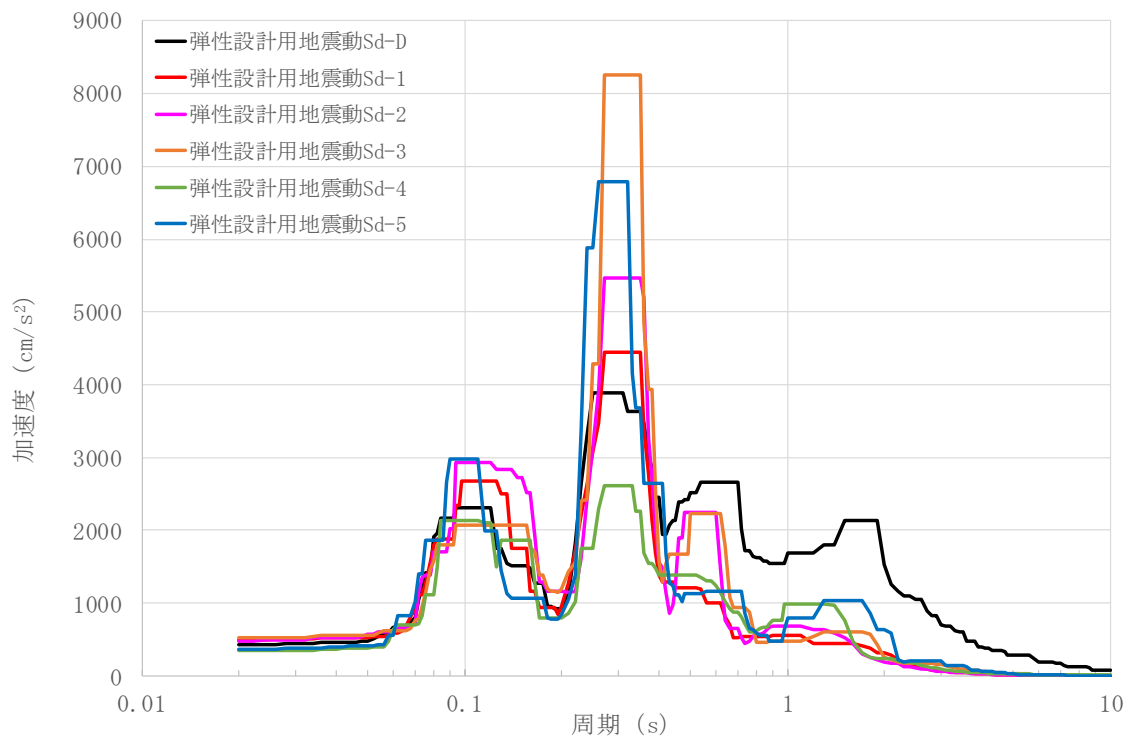
第 2.91 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 340 減衰定数 0.5%)



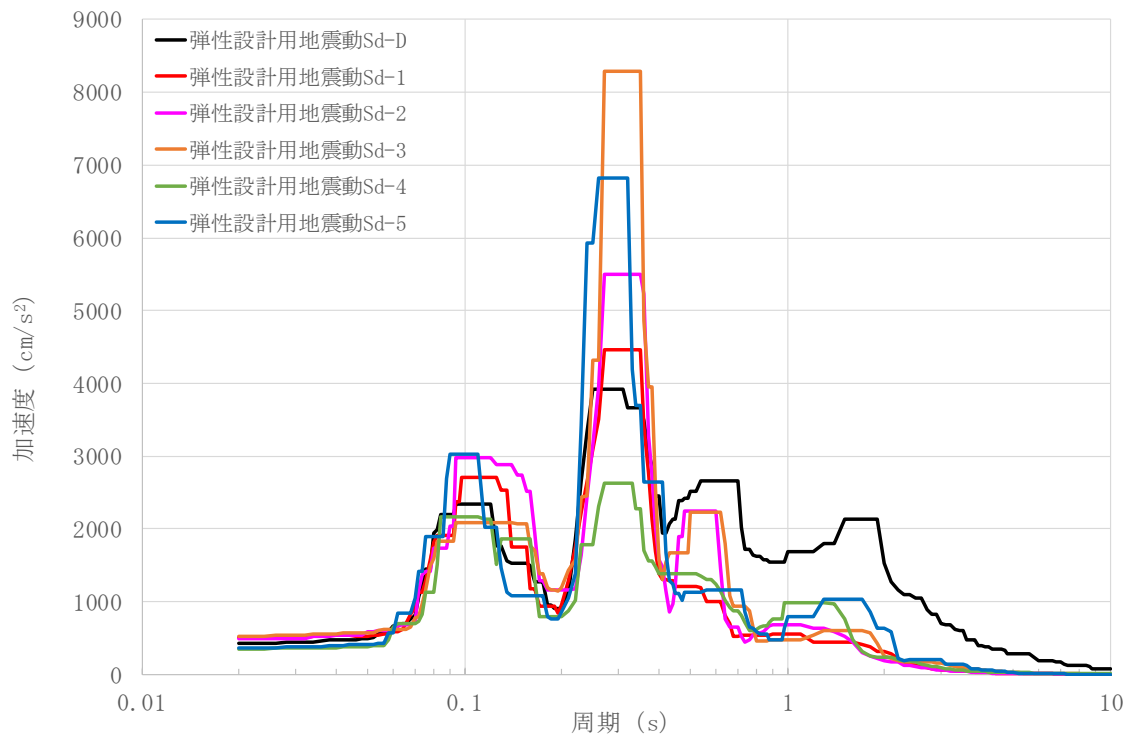
第 2.92 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 341 減衰定数 0.5%)



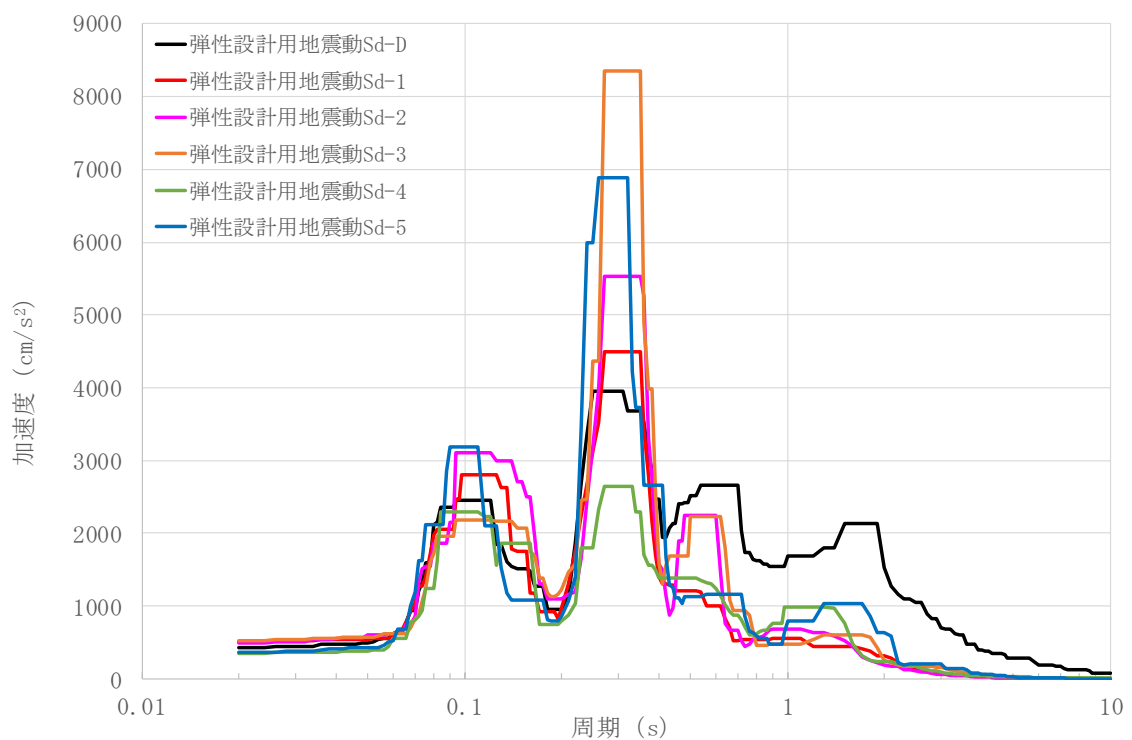
第 2.93 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 342 減衰定数 0.5%)



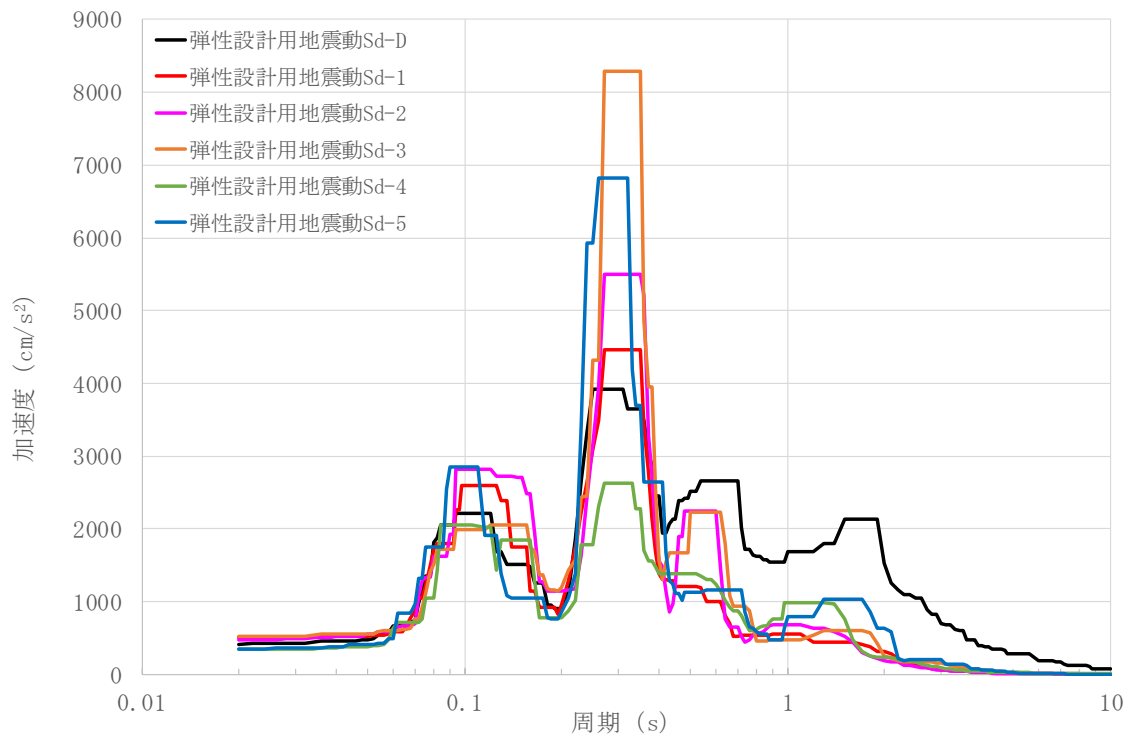
第 2.94 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 350 減衰定数 0.5%)



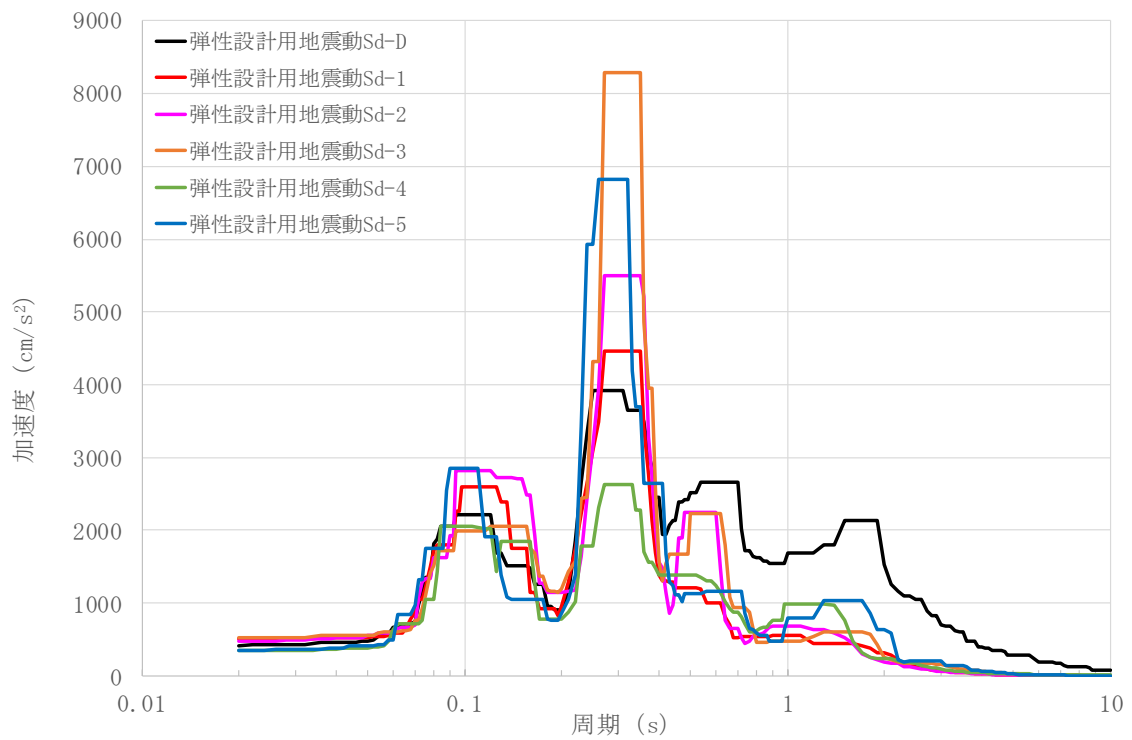
第 2.95 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 351 減衰定数 0.5%)



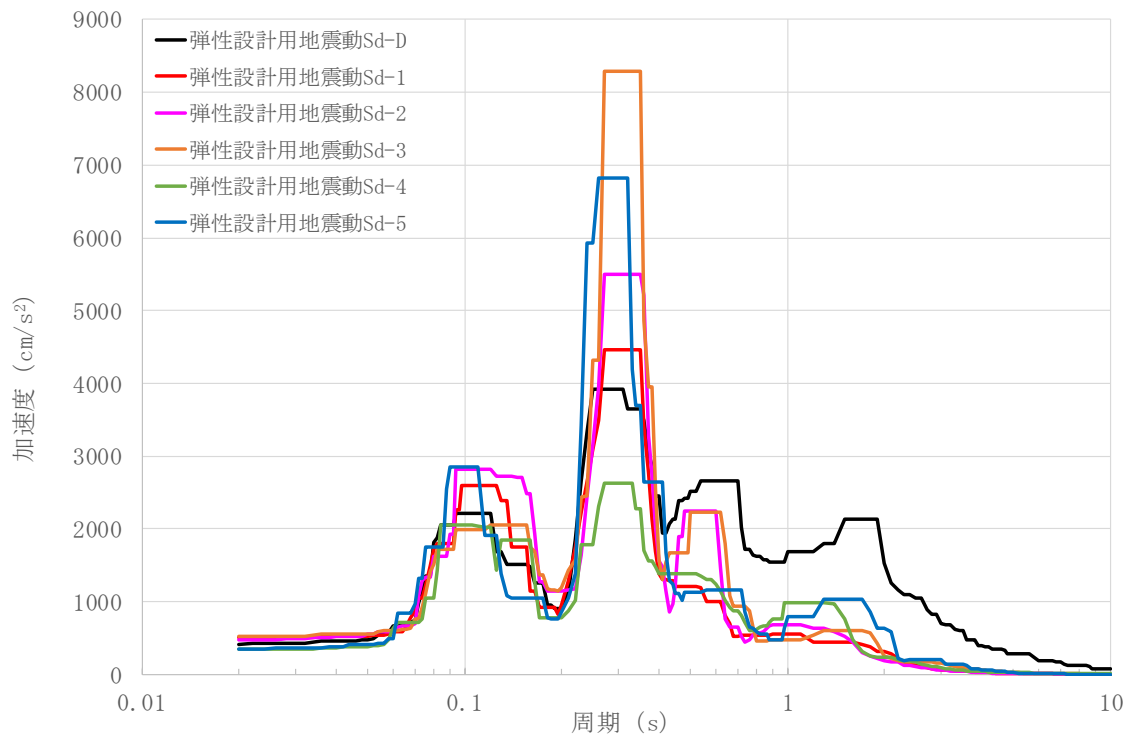
第 2.96 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 352 減衰定数 0.5%)



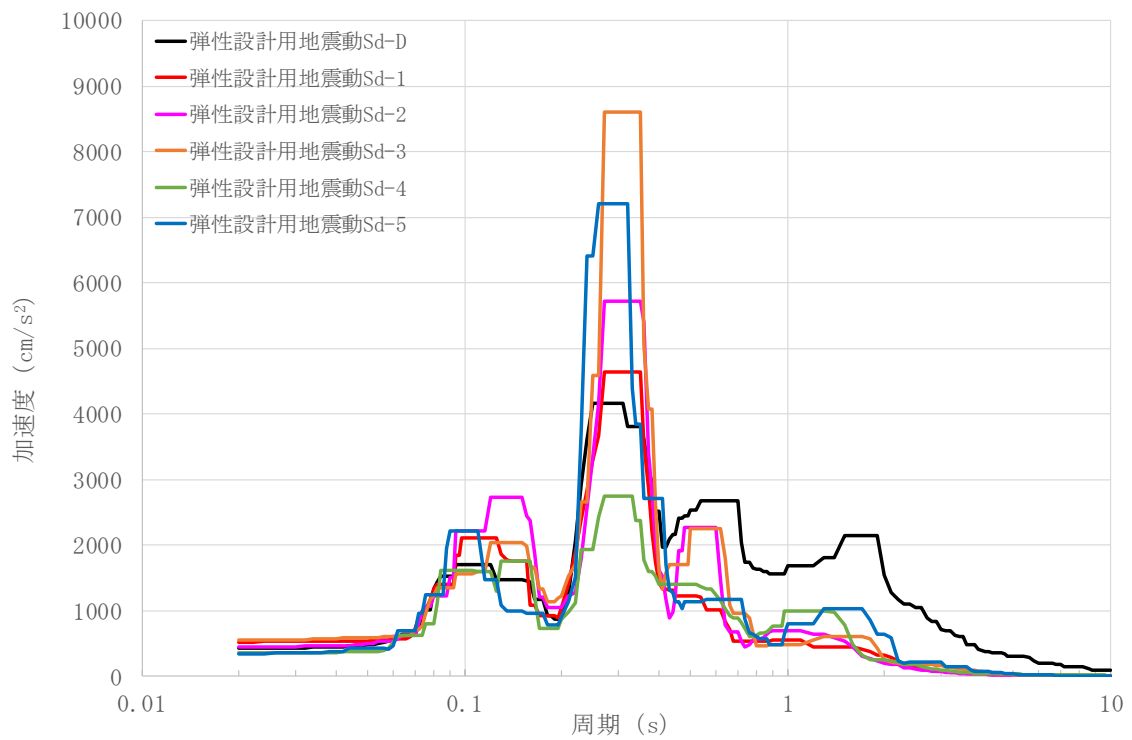
第 2.97 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 360 減衰定数 0.5%)



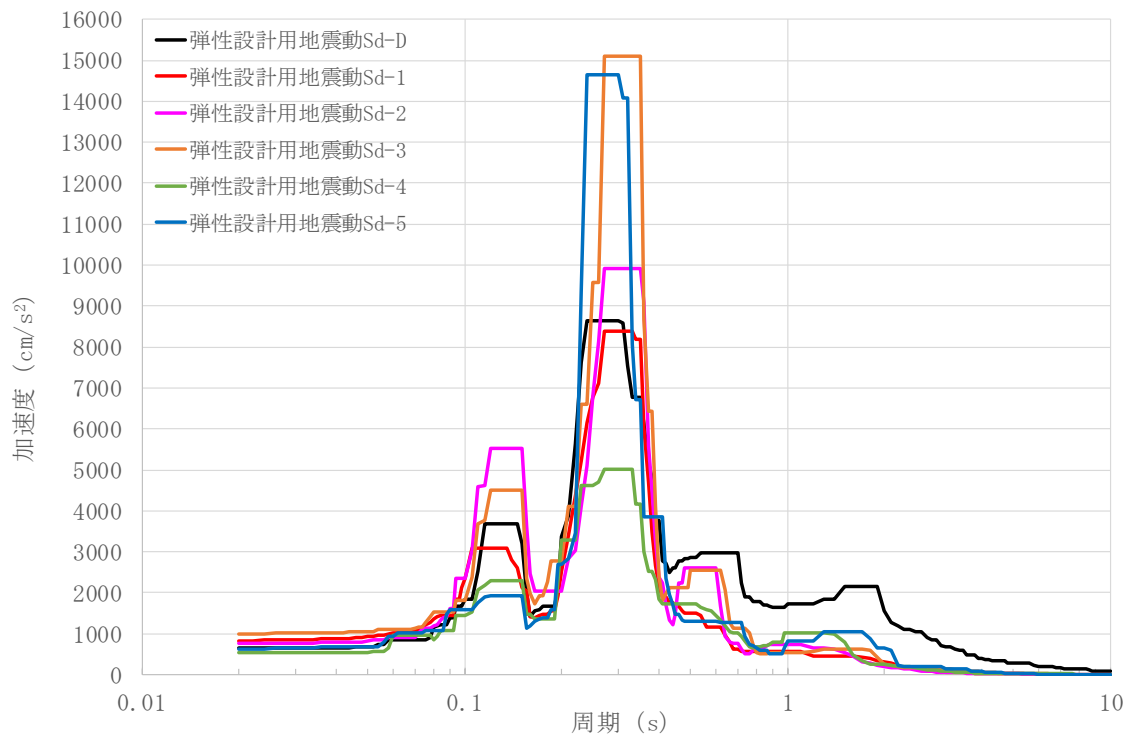
第 2.98 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 361 減衰定数 0.5%)



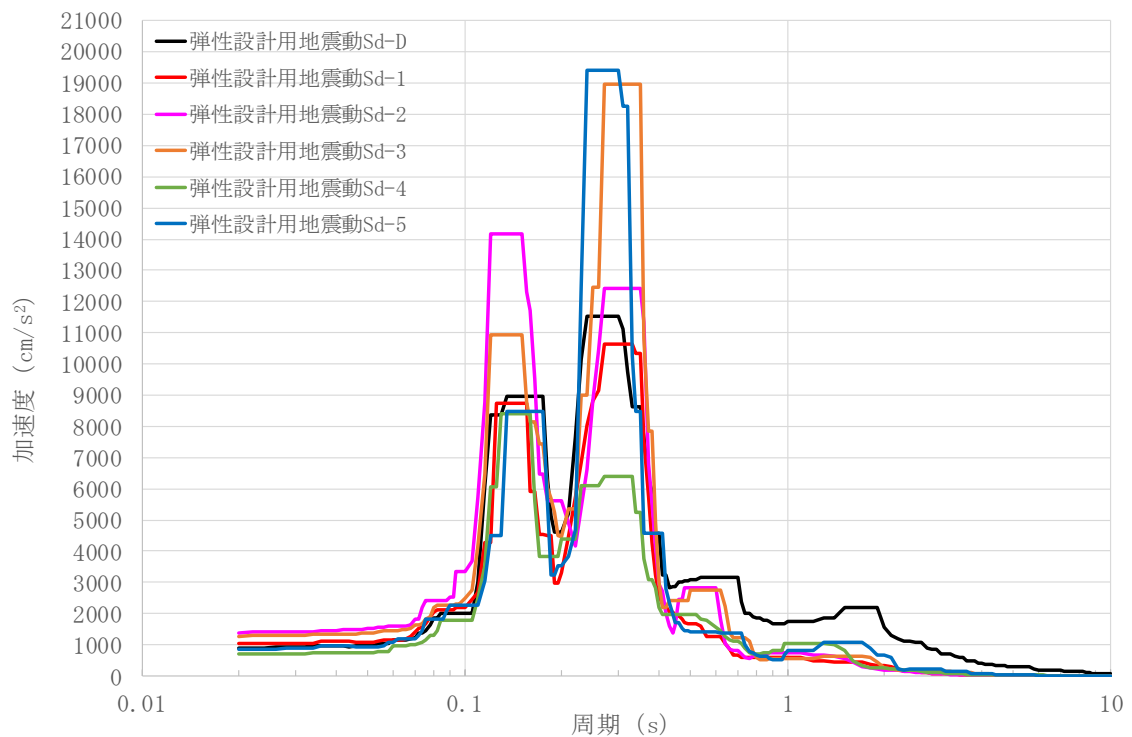
第 2.99 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 362 減衰定数 0.5%)



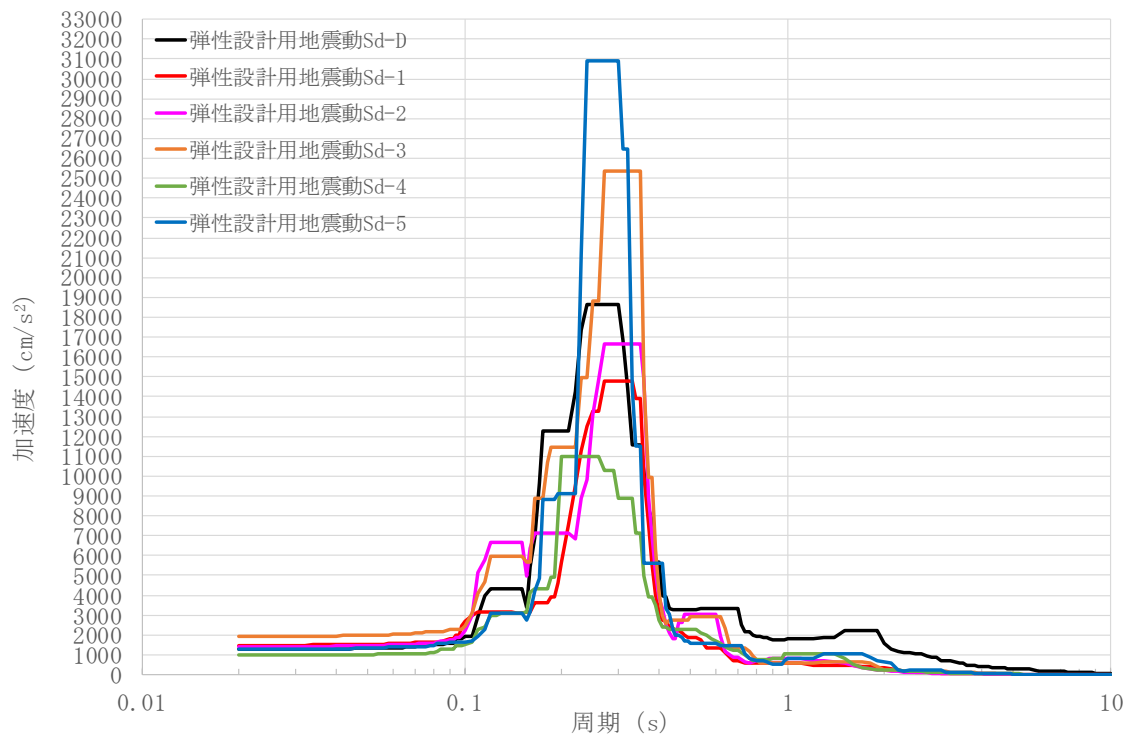
第 2.100 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 370 減衰定数 0.5%)



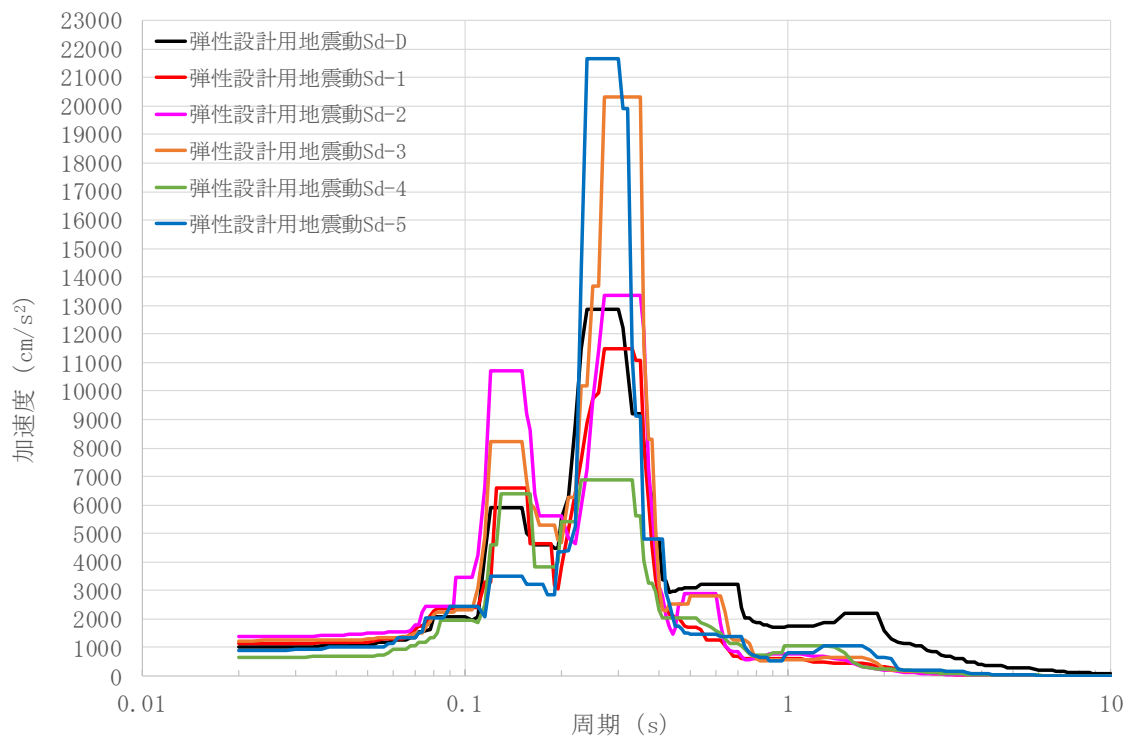
第 2.101 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 410 減衰定数 0.5%)



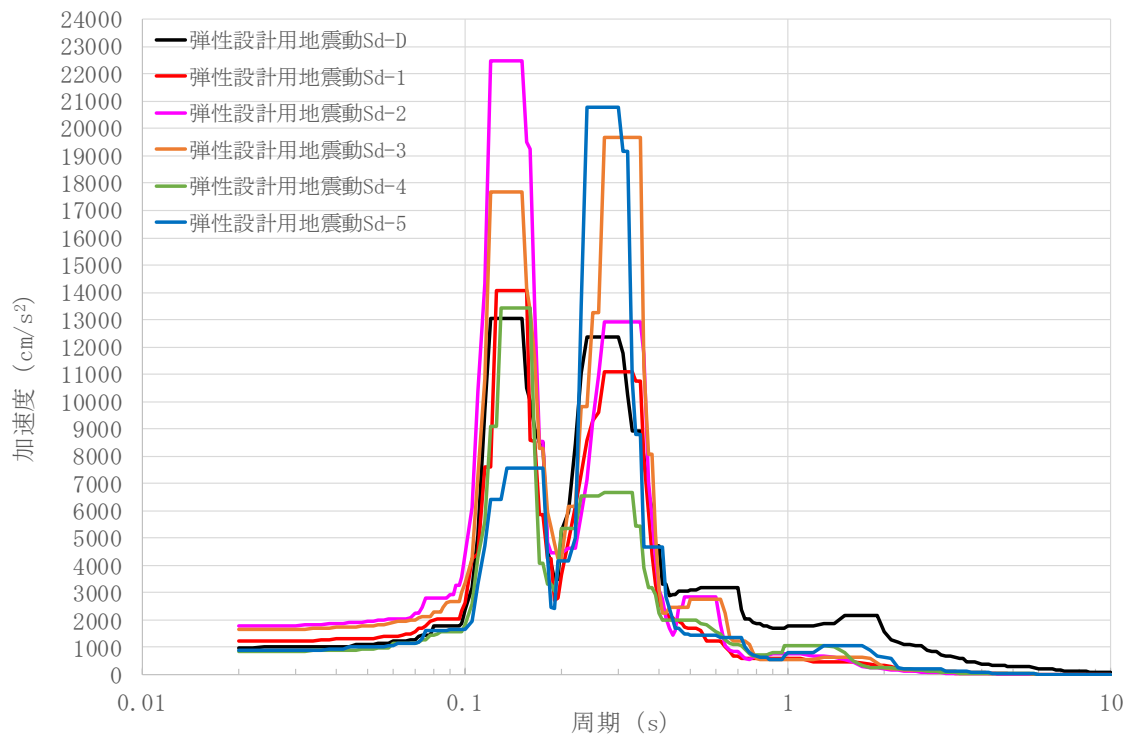
第 2.102 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 421 減衰定数 0.5%)



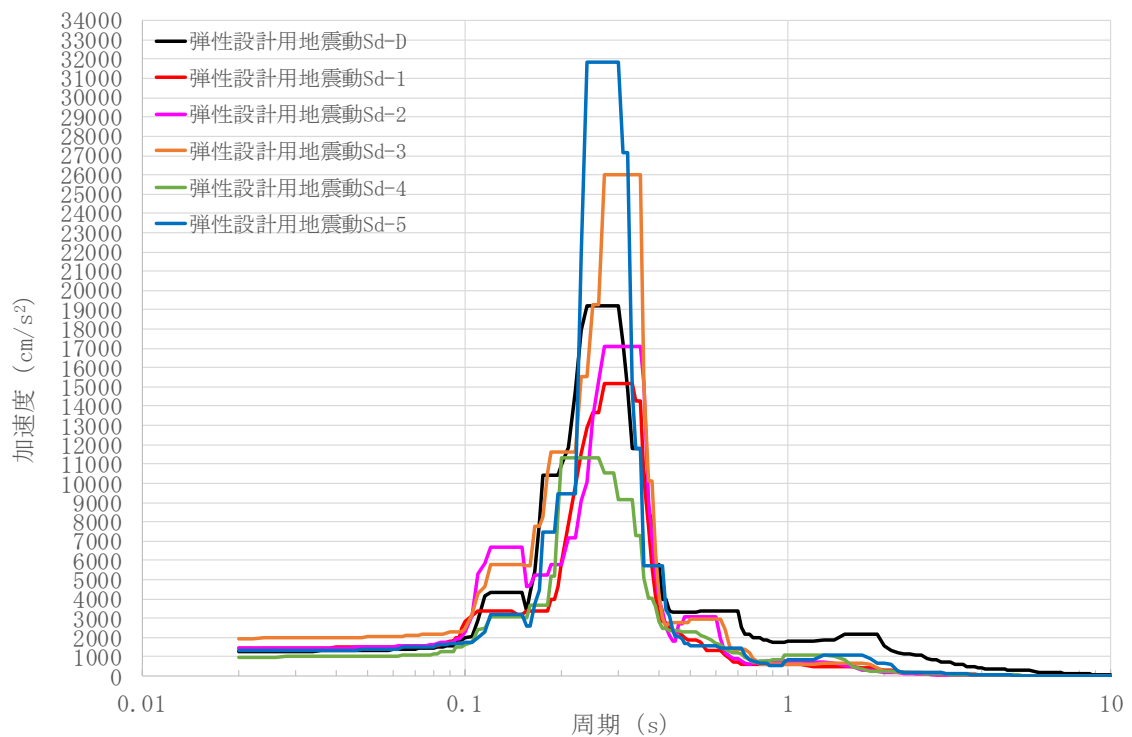
第 2.103 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 422 減衰定数 0.5%)



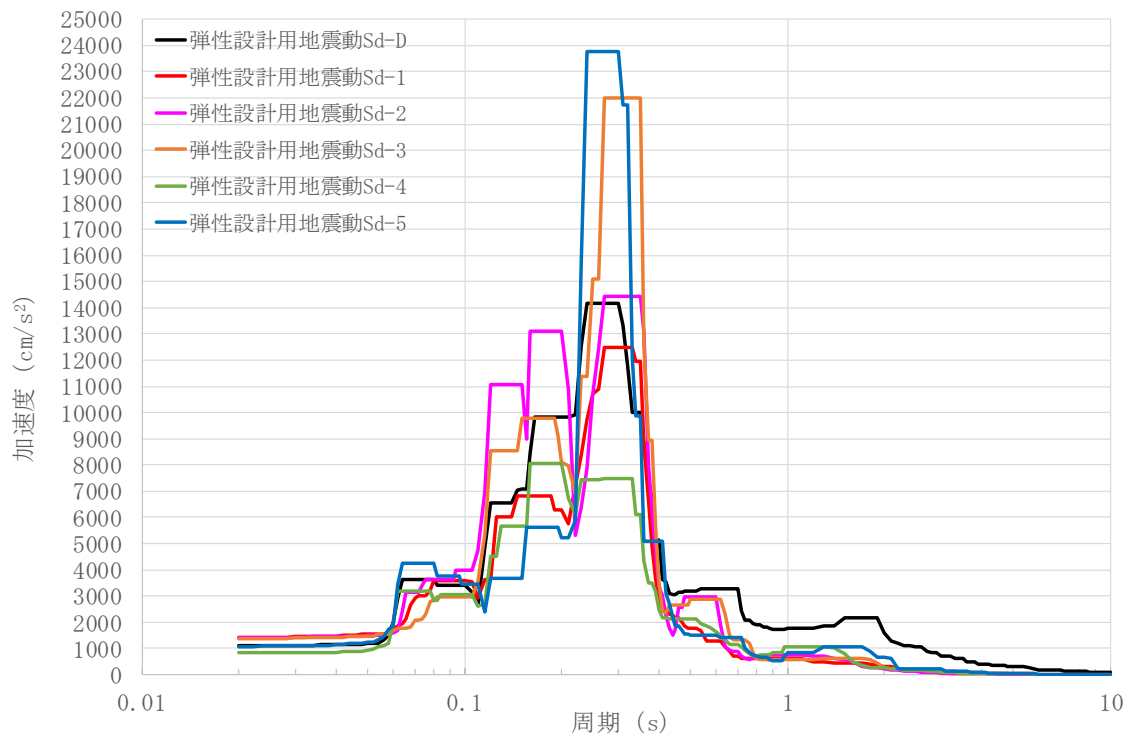
第 2.104 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 431 減衰定数 0.5%)



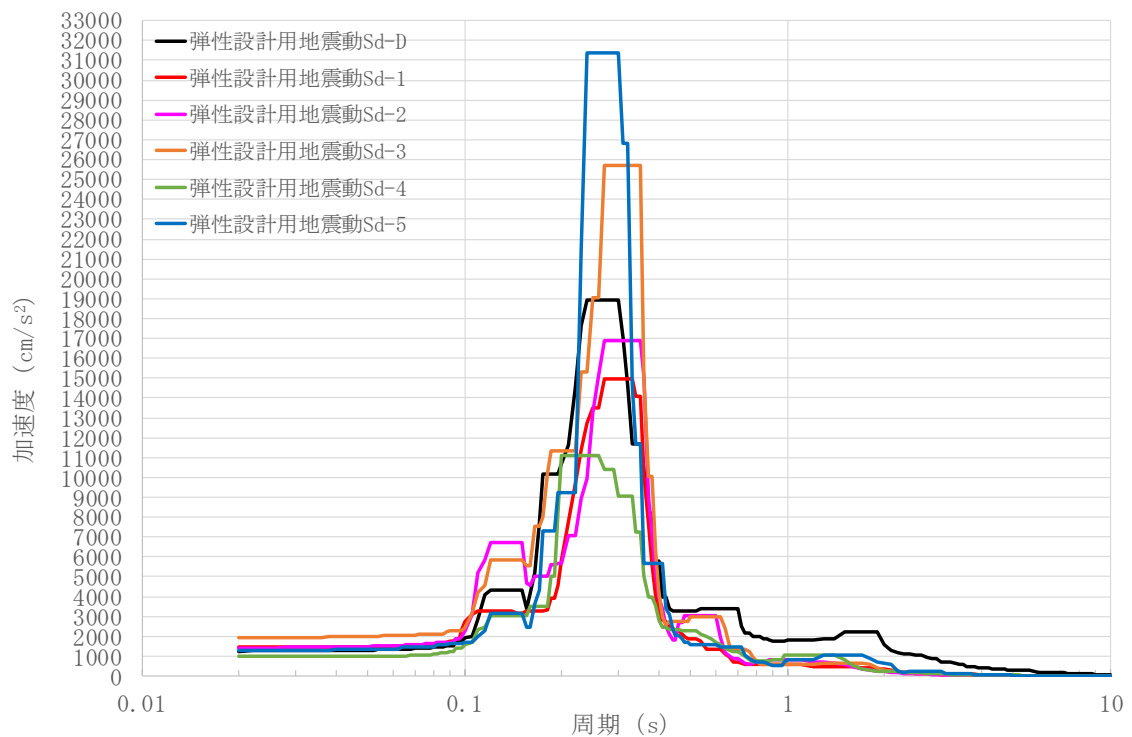
第 2.105 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 432 減衰定数 0.5%)



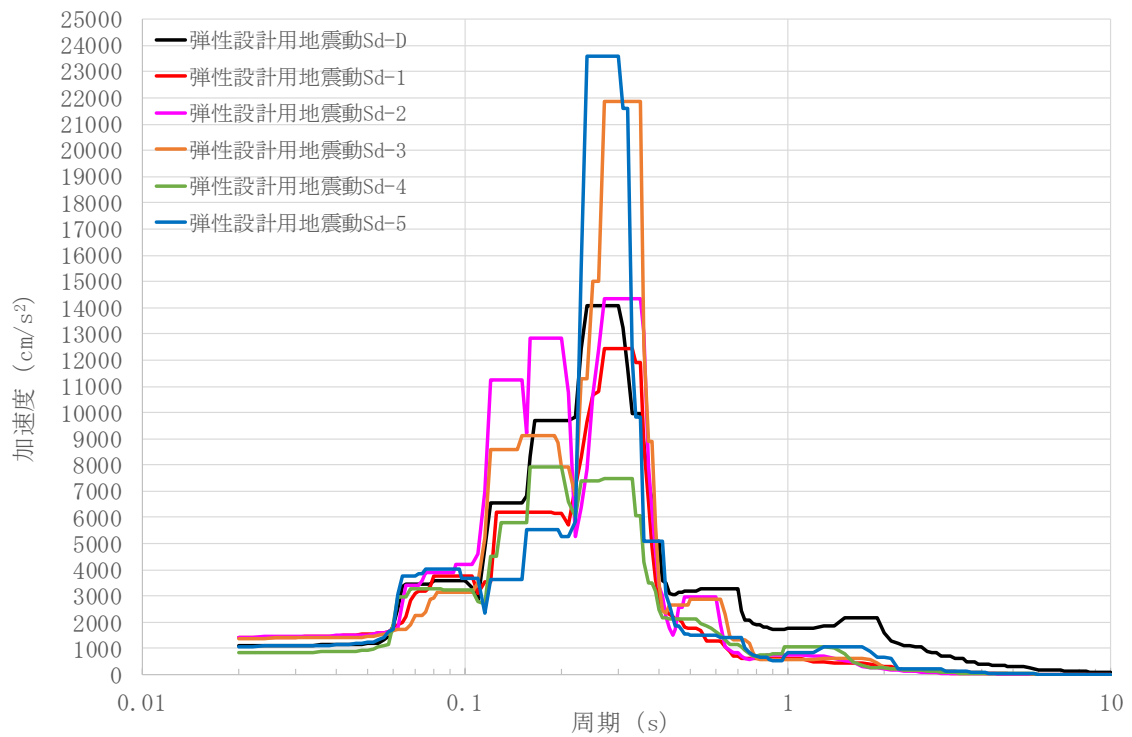
第 2.106 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 441 減衰定数 0.5%)



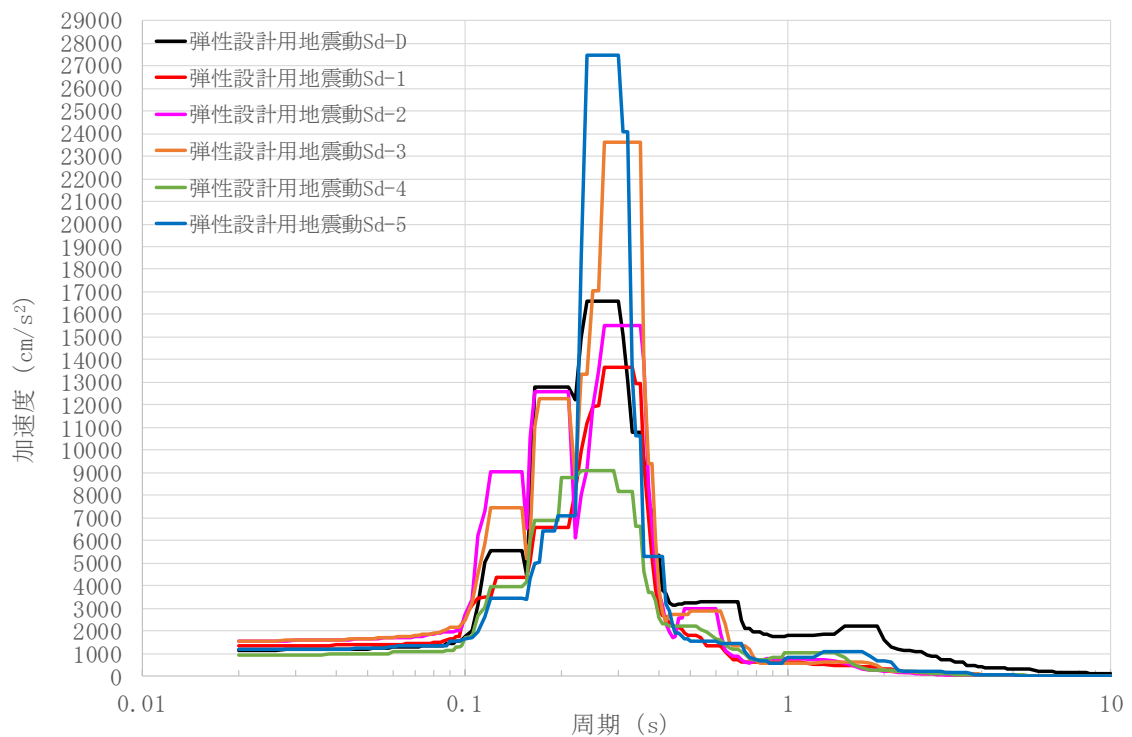
第 2.107 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 442 減衰定数 0.5%)



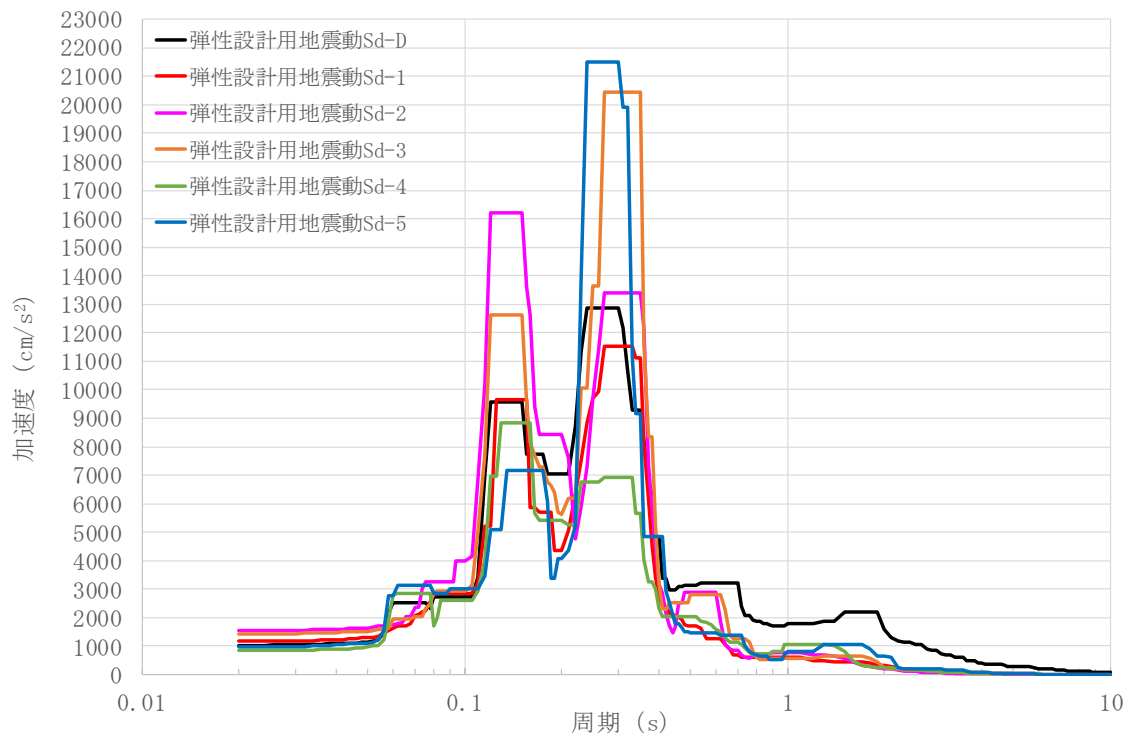
第 2.108 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 451 減衰定数 0.5%)



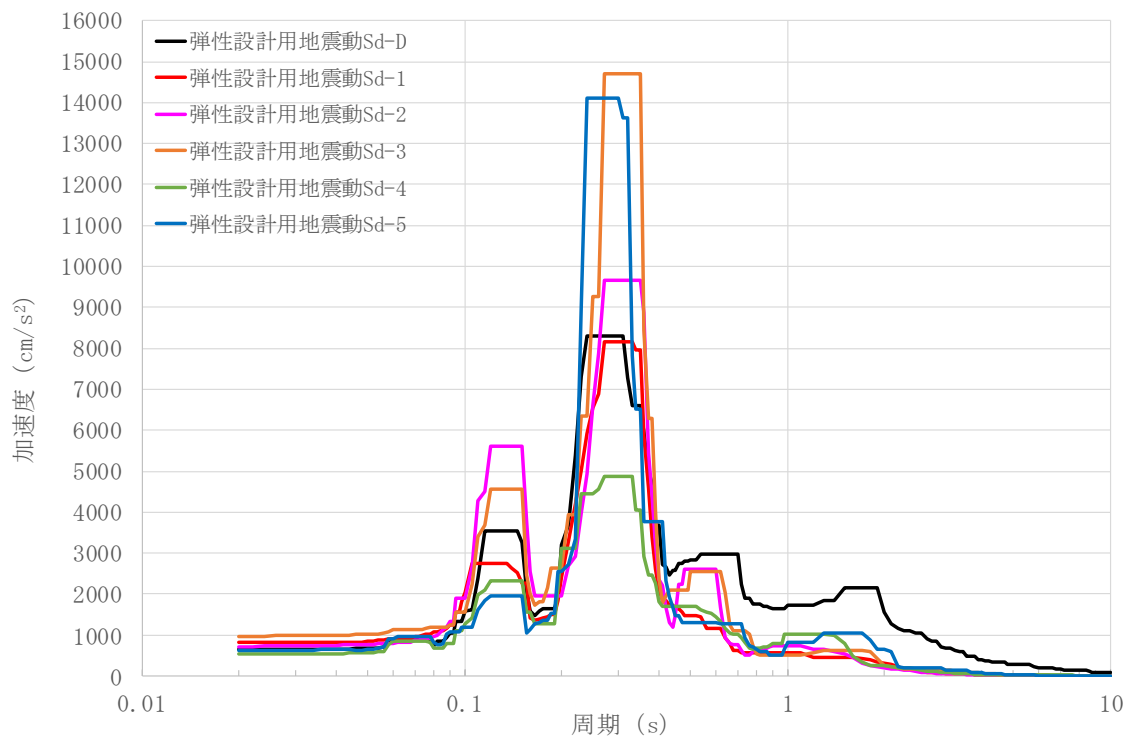
第 2.109 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 452 減衰定数 0.5%)



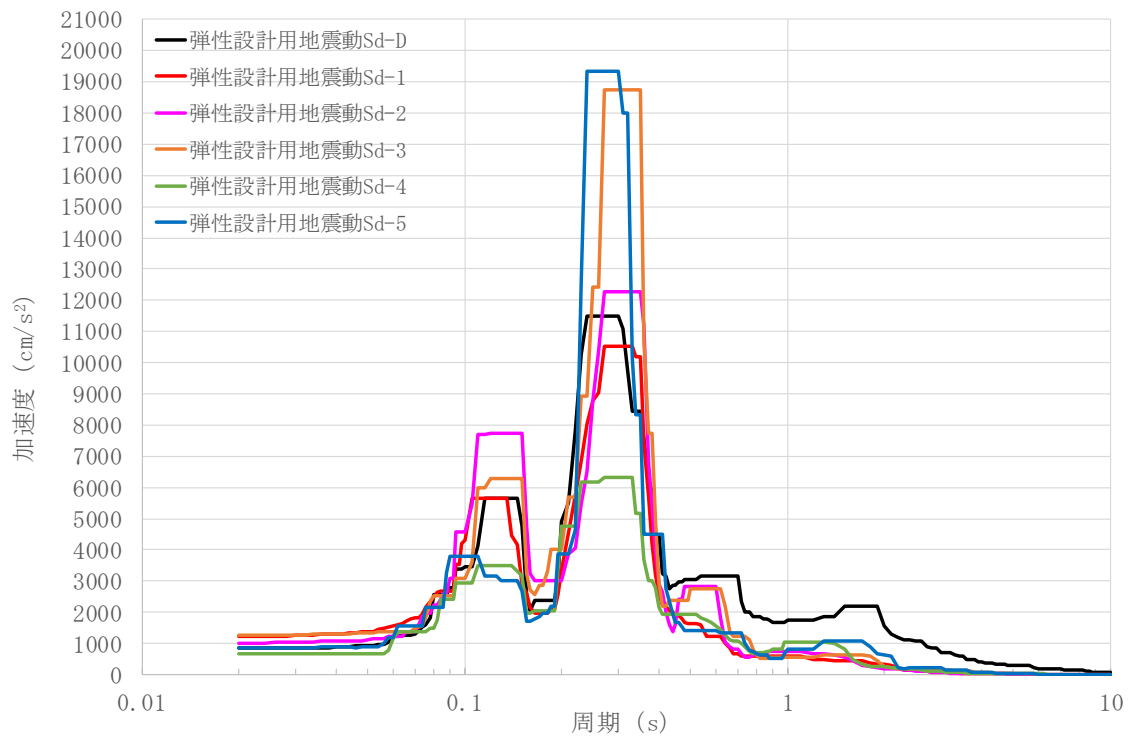
第 2.110 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 461 減衰定数 0.5%)



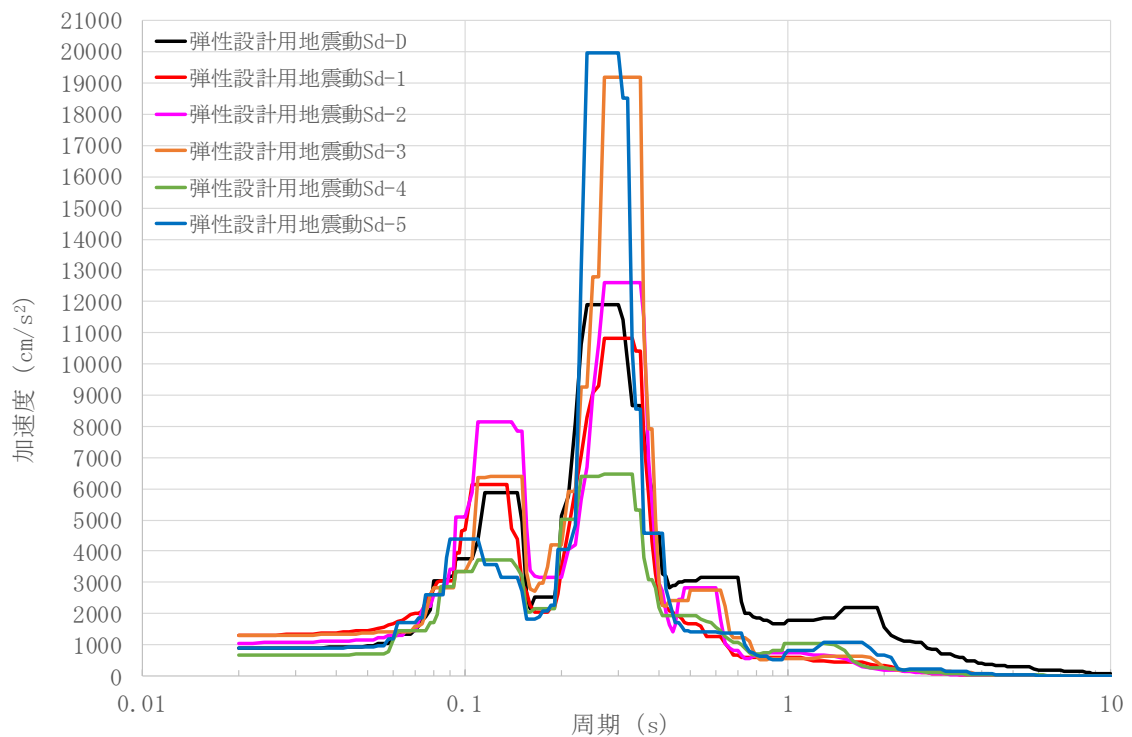
第 2.111 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 462 減衰定数 0.5%)



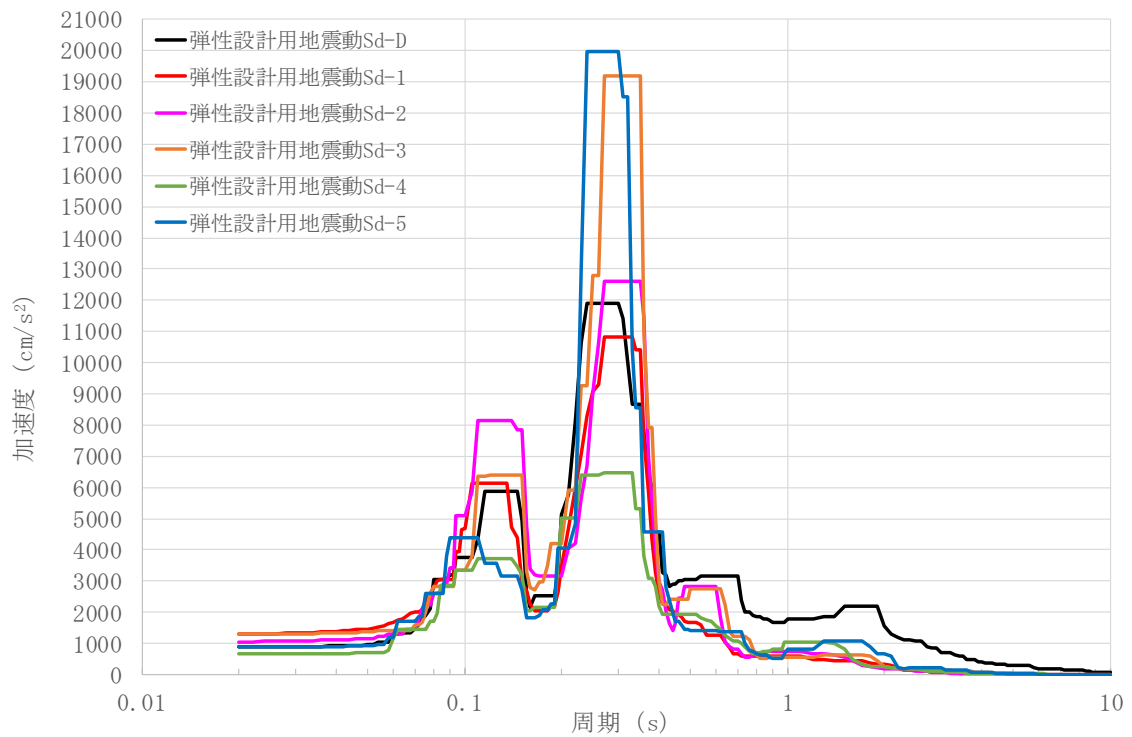
第 2.112 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 470 減衰定数 0.5%)



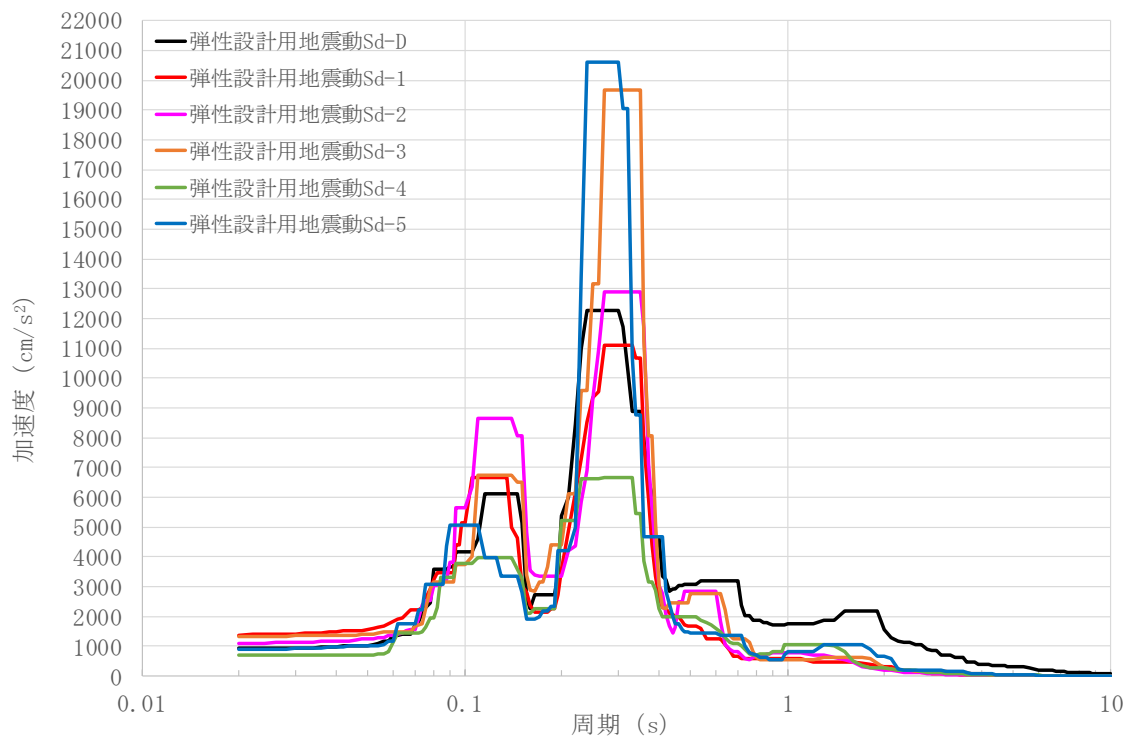
第 2.113 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 510 減衰定数 0.5%)



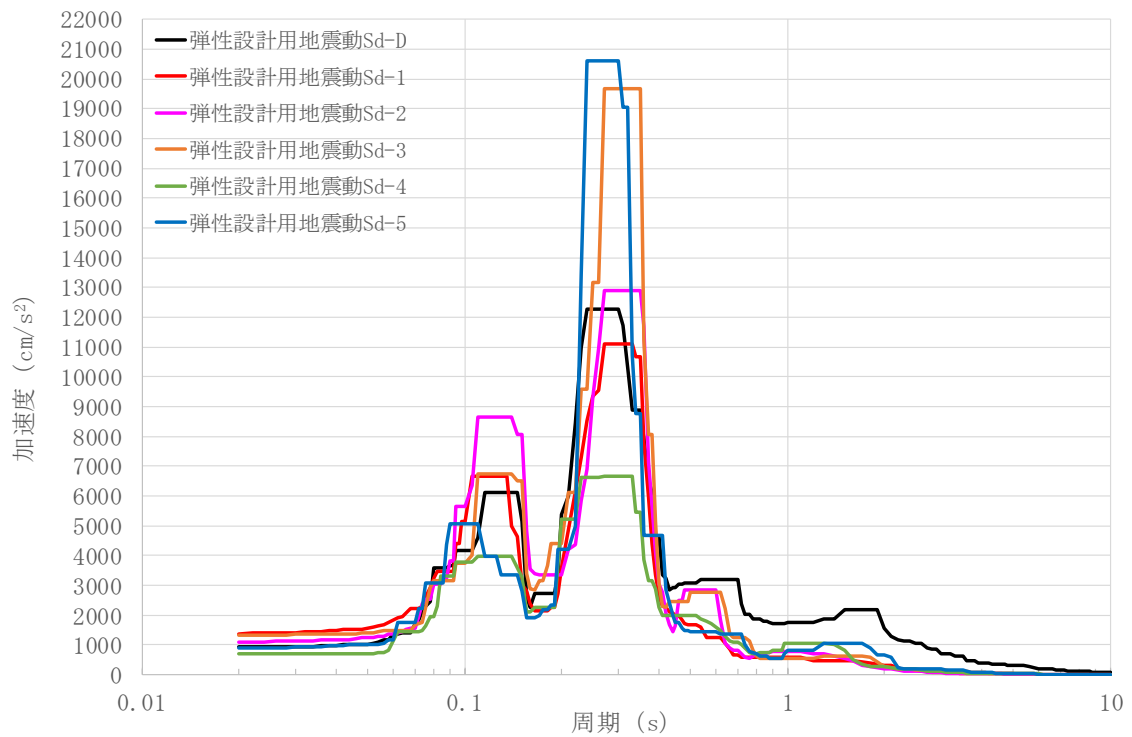
第 2.114 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 521 減衰定数 0.5%)



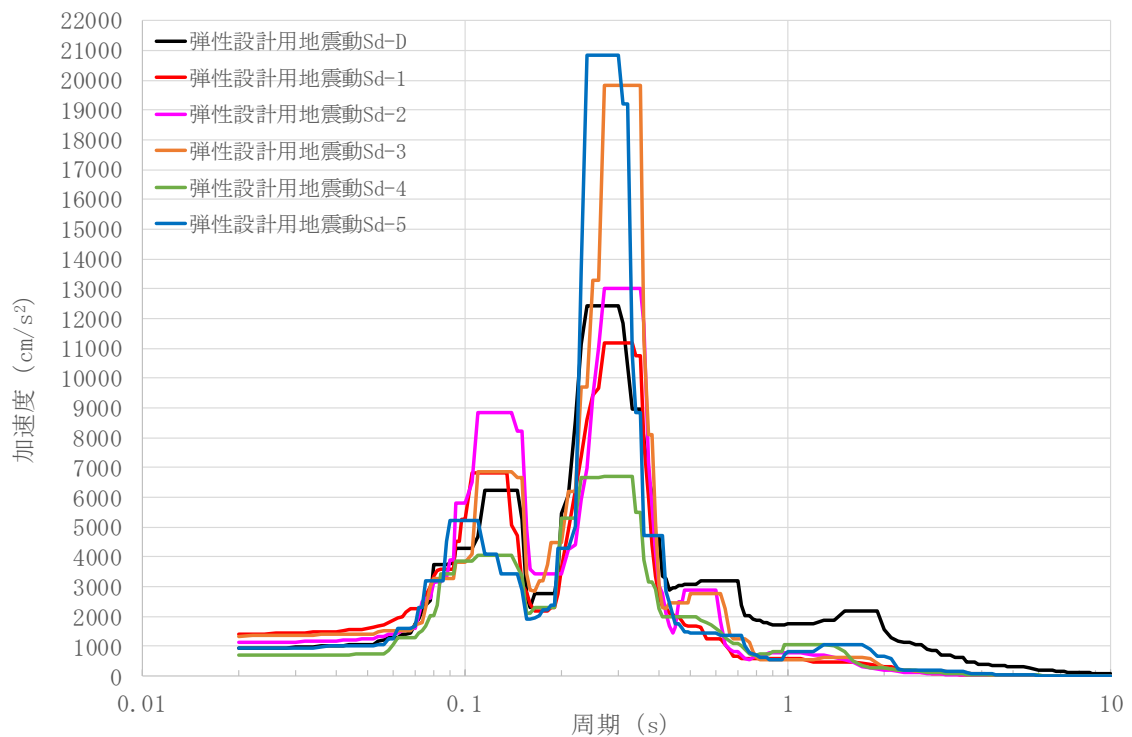
第 2.115 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 522 減衰定数 0.5%)



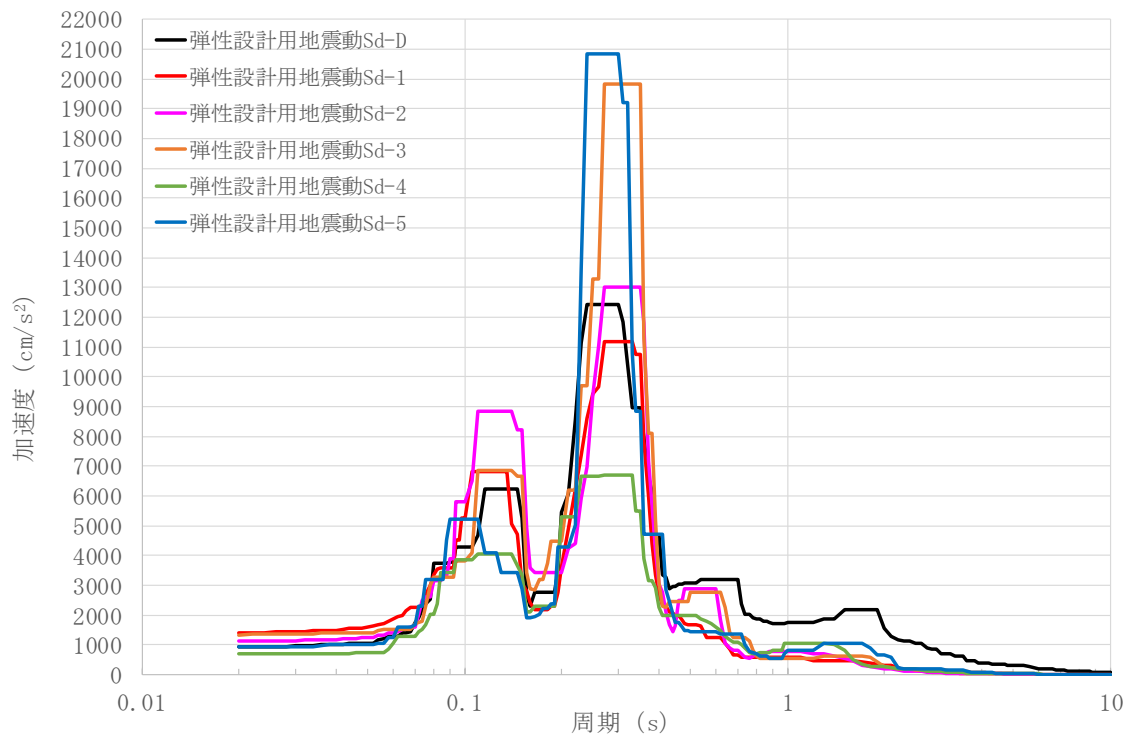
第 2.116 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 531 減衰定数 0.5%)



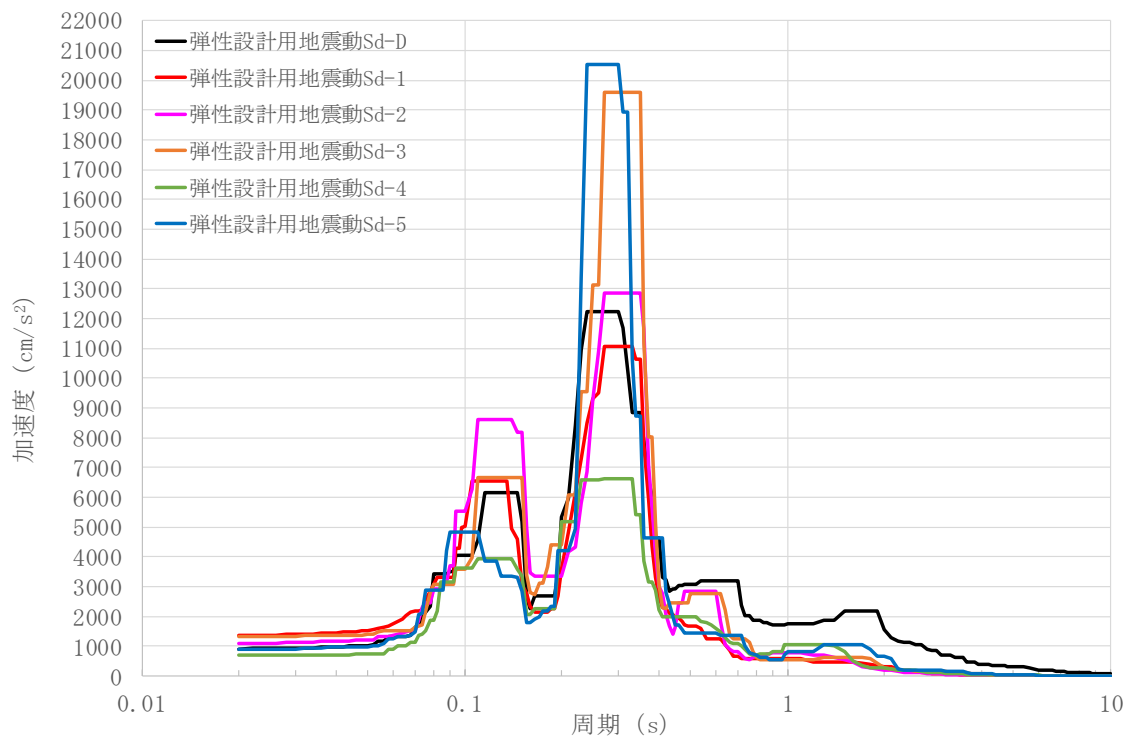
第 2.117 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 532 減衰定数 0.5%)



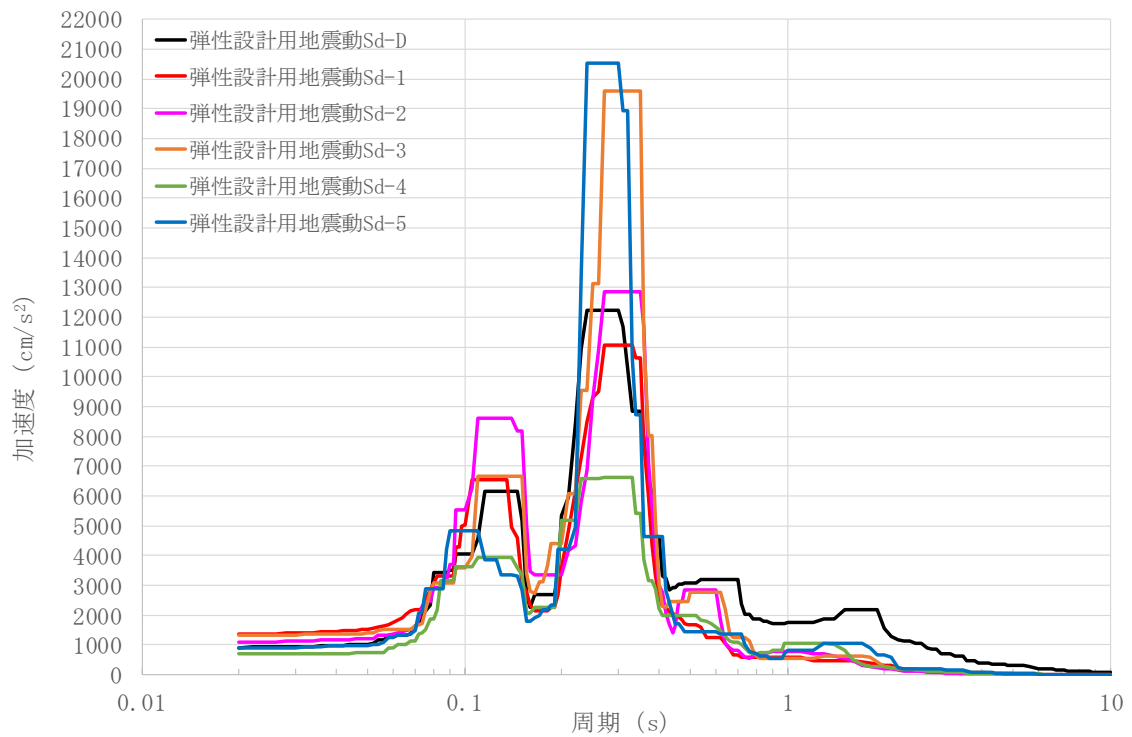
第 2.118 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 541 減衰定数 0.5%)



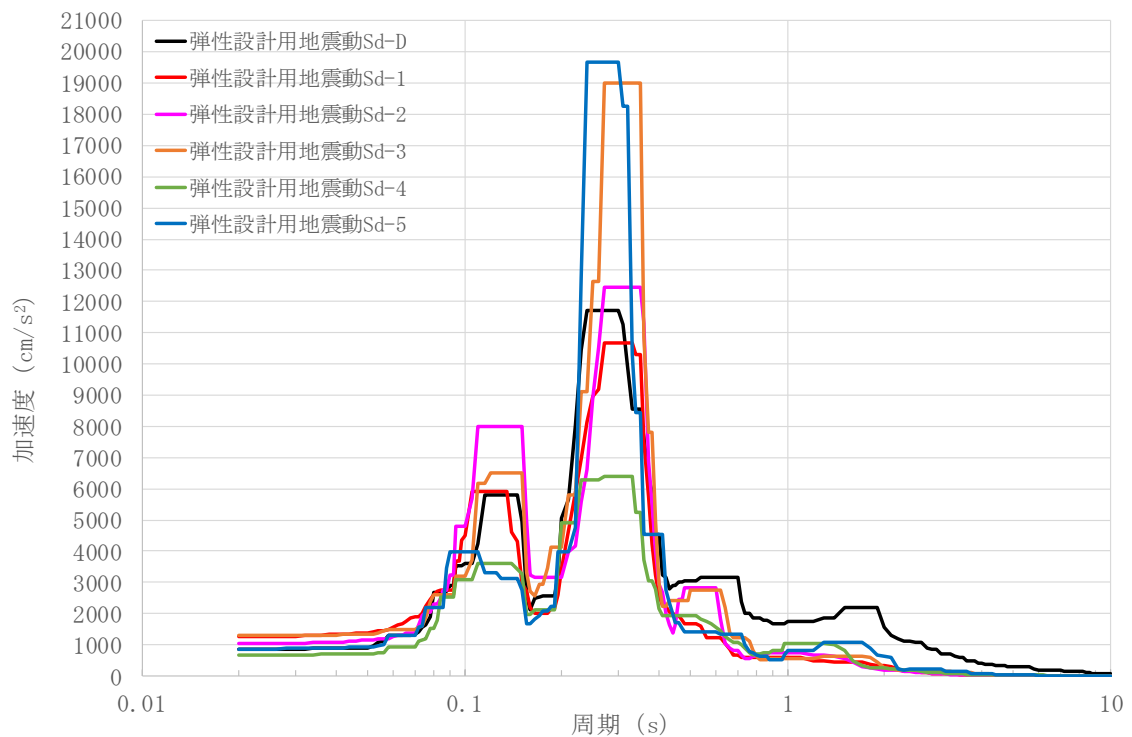
第 2.119 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 542 減衰定数 0.5%)



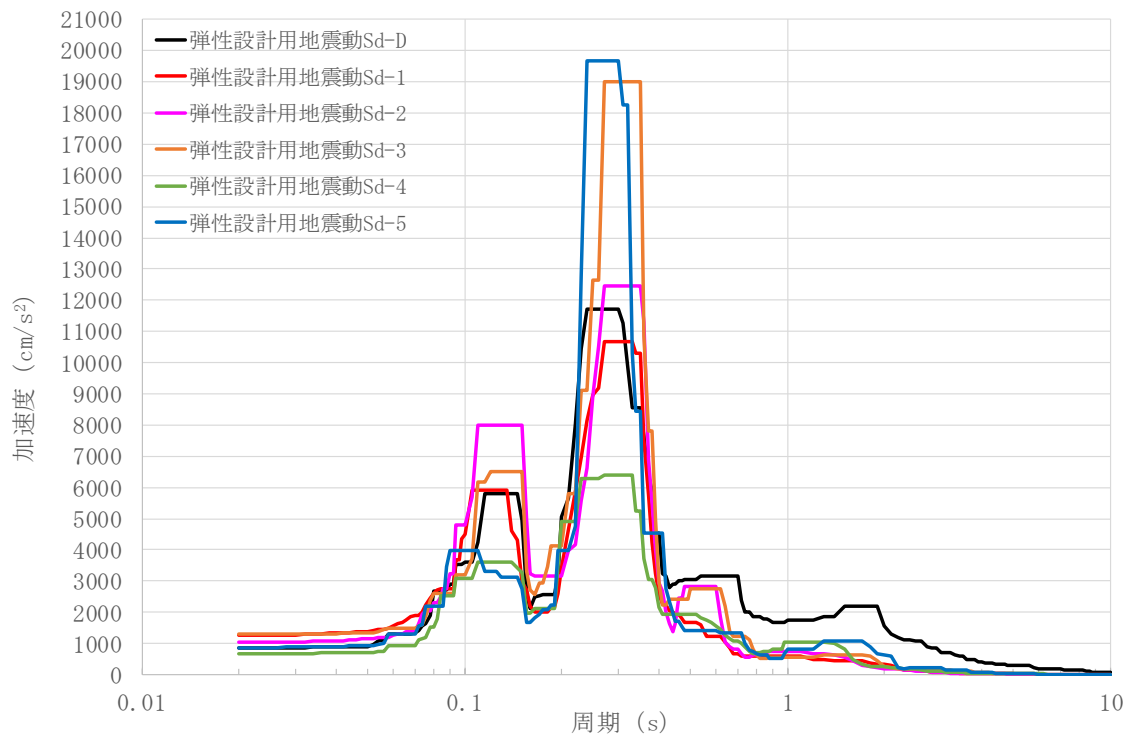
第 2.120 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 551 減衰定数 0.5%)



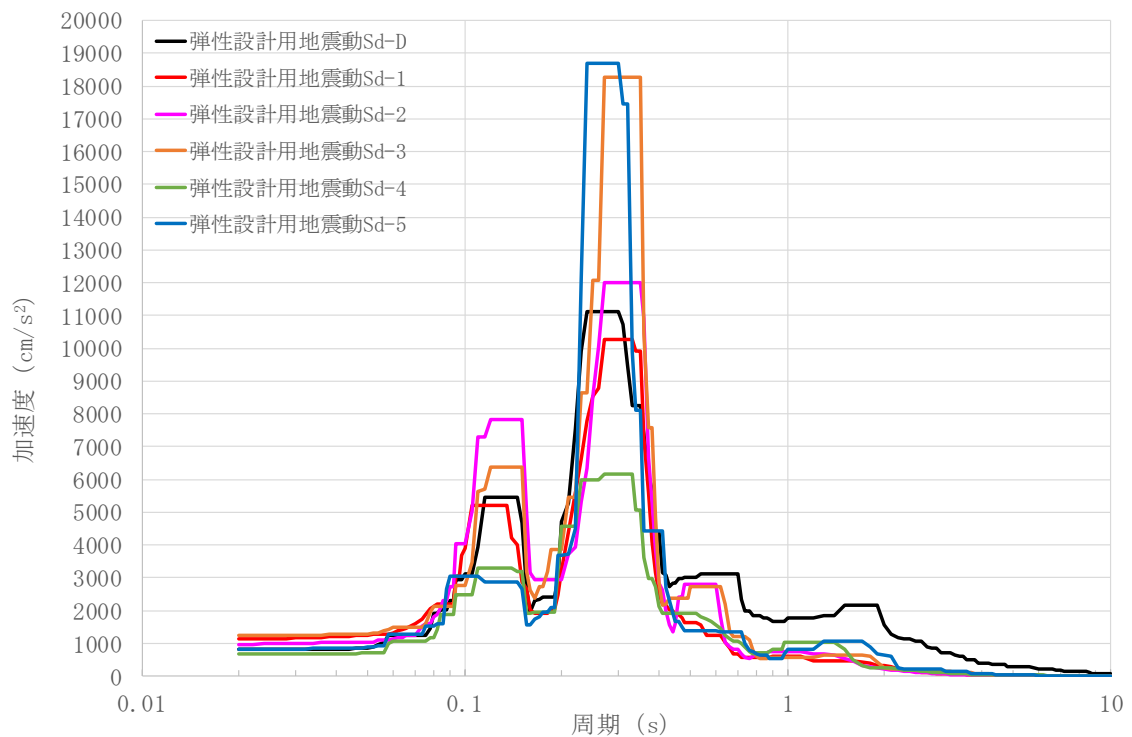
第 2.121 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 552 減衰定数 0.5%)



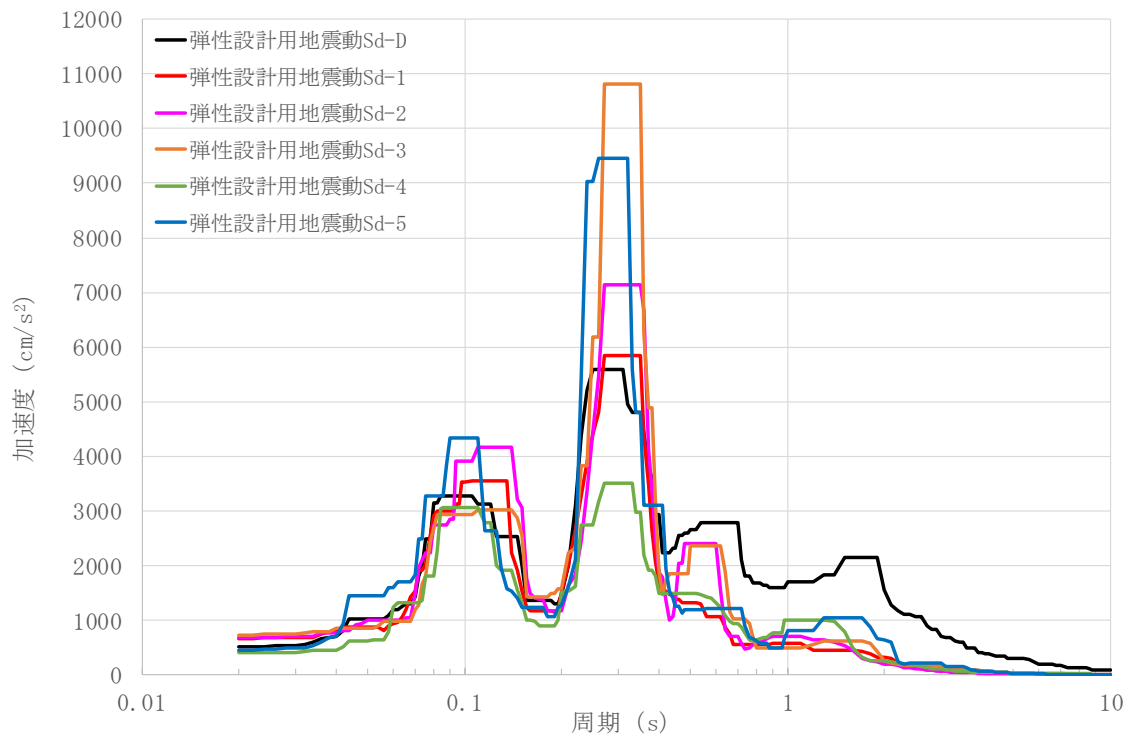
第 2.122 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 561 減衰定数 0.5%)



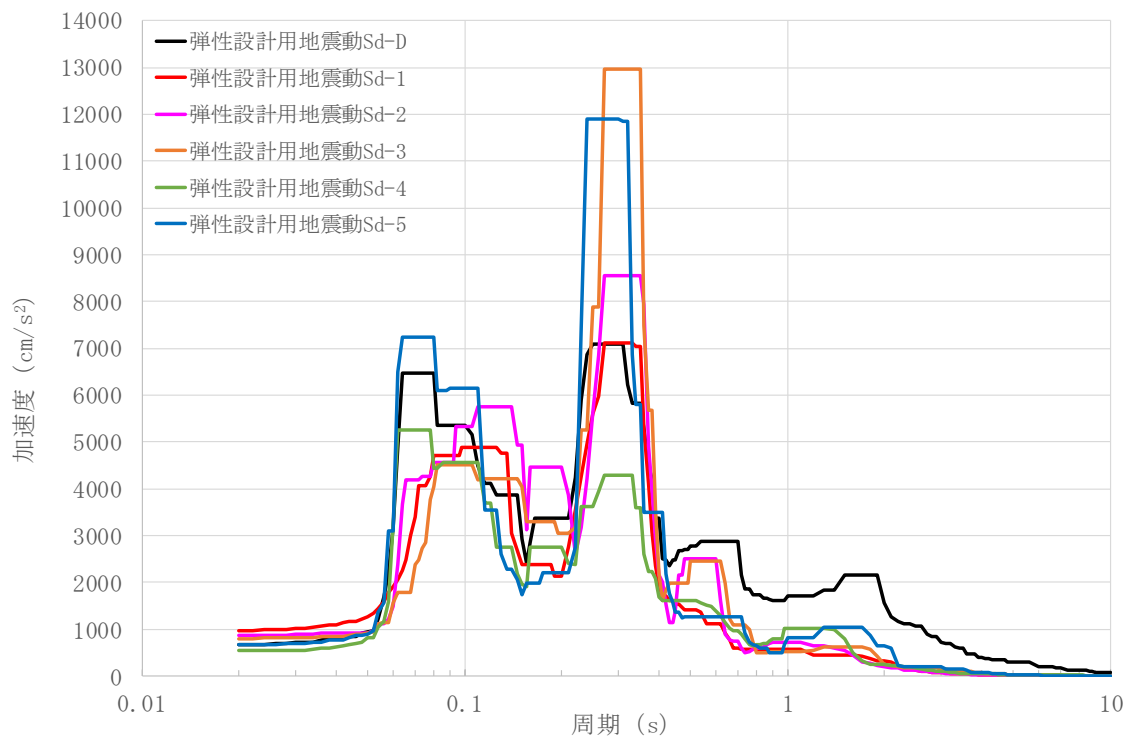
第 2.123 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 562 減衰定数 0.5%)



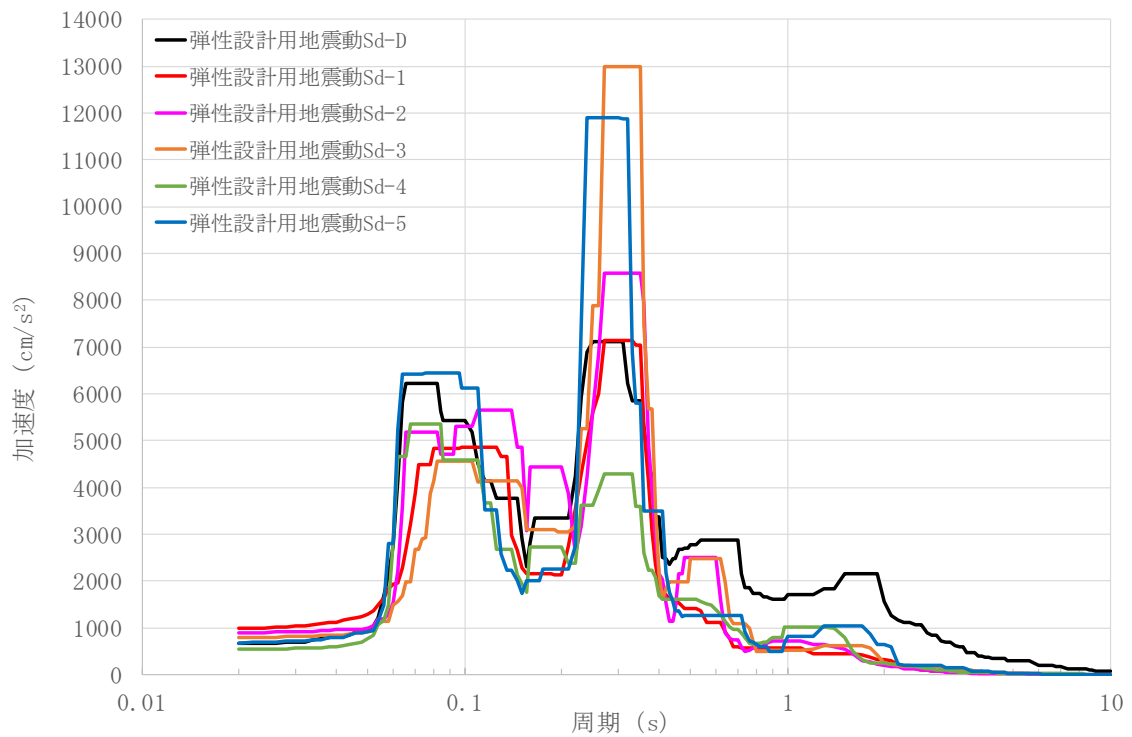
第 2.124 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 570 減衰定数 0.5%)



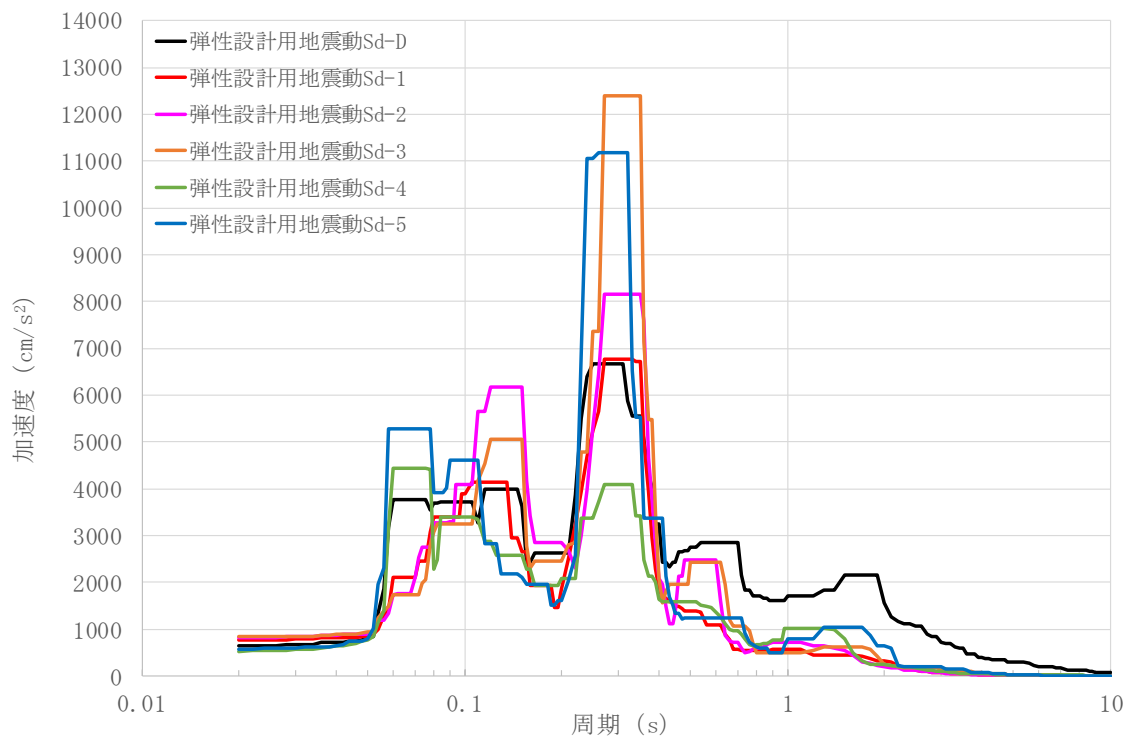
第 2.125 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 1332 減衰定数 0.5%)



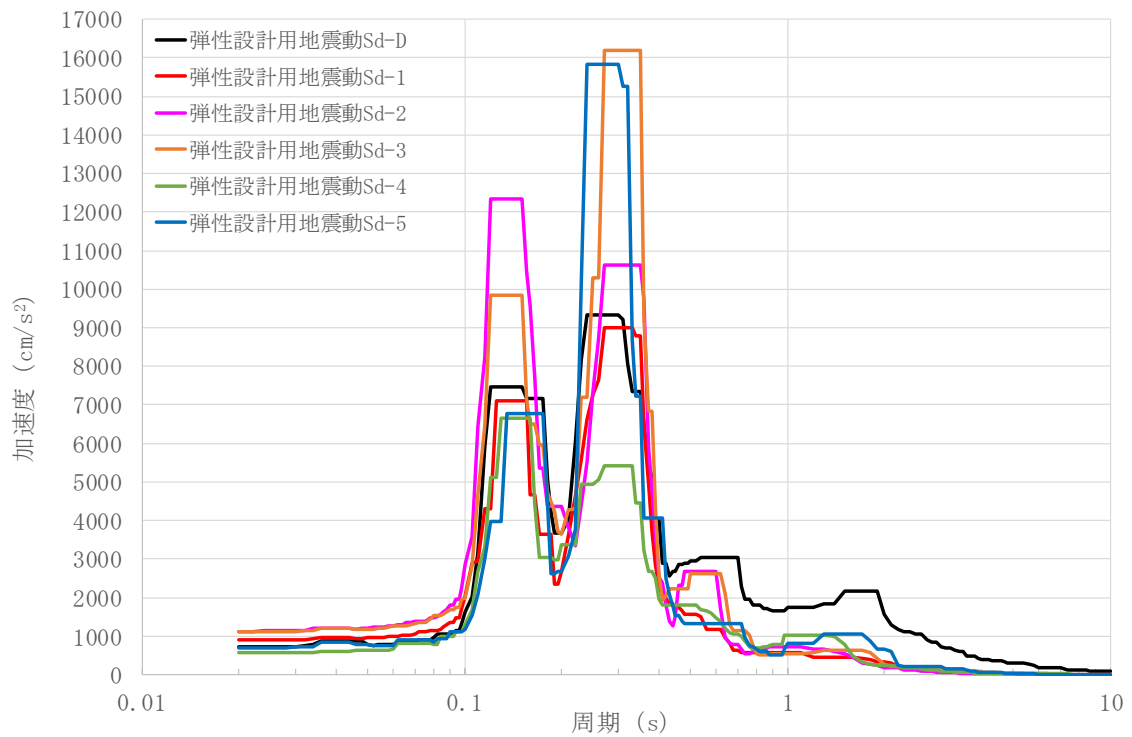
第 2.126 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 1342 減衰定数 0.5%)



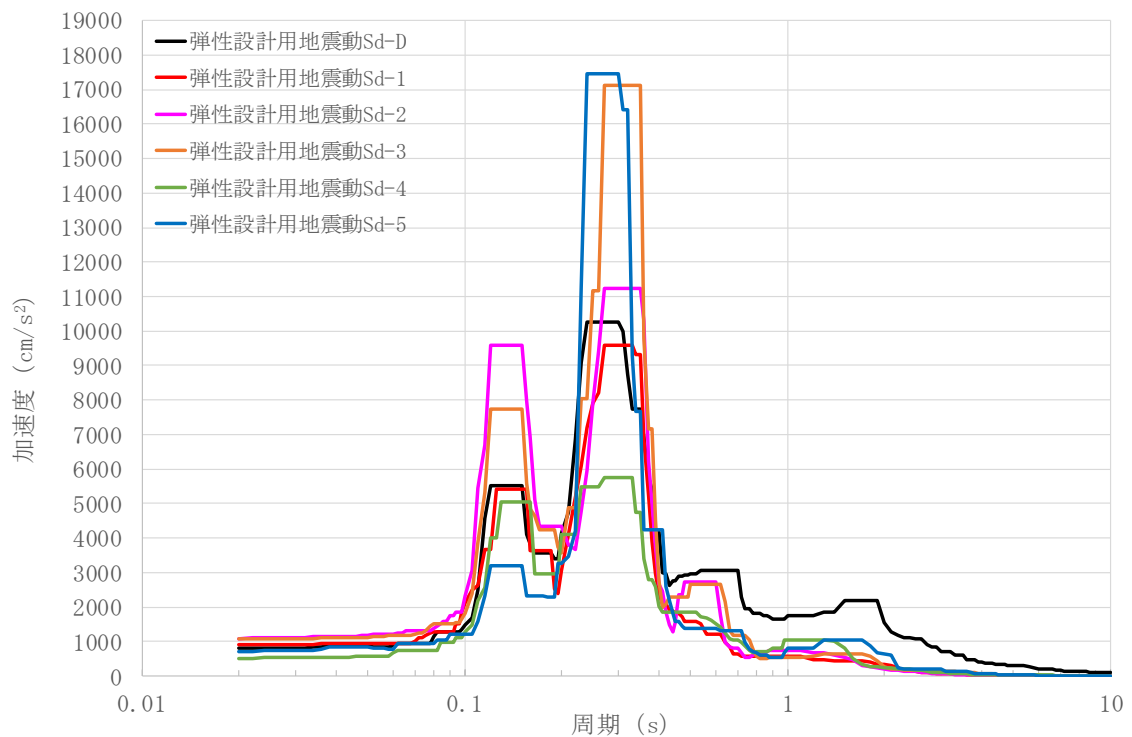
第 2.127 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 1352 減衰定数 0.5%)



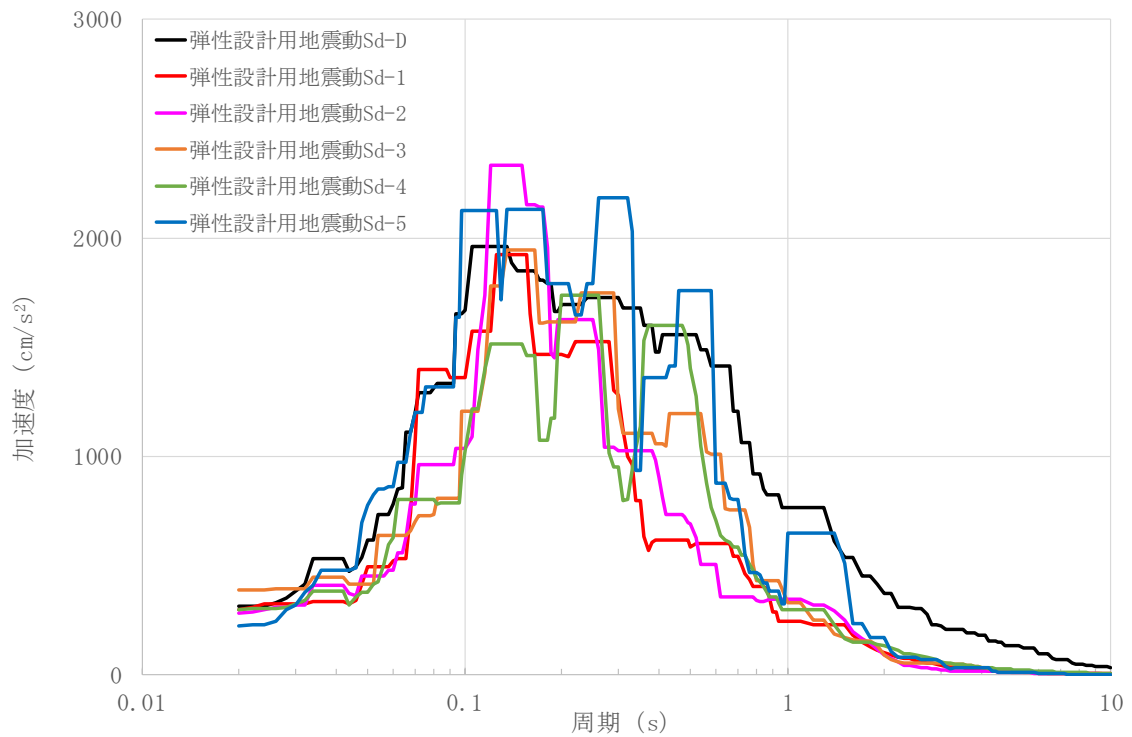
第 2.128 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 1362 減衰定数 0.5%)



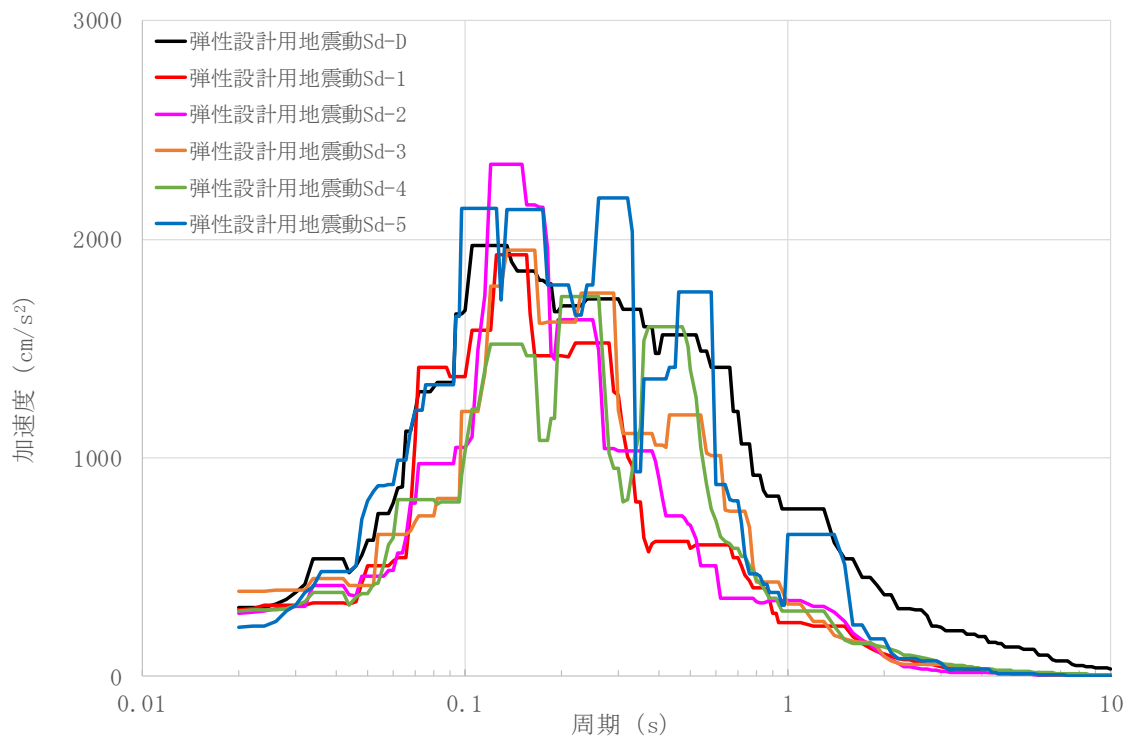
第 2.129 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 2321 減衰定数 0.5%)



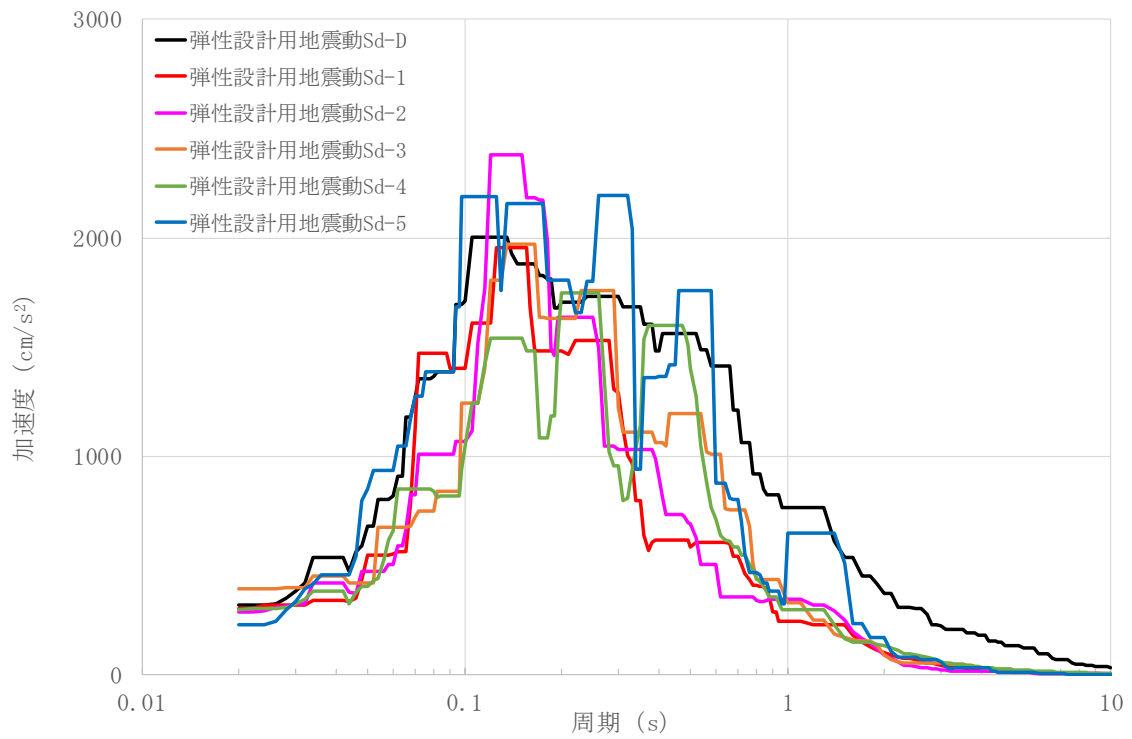
第 2.130 図 EW 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 2331 減衰定数 0.5%)



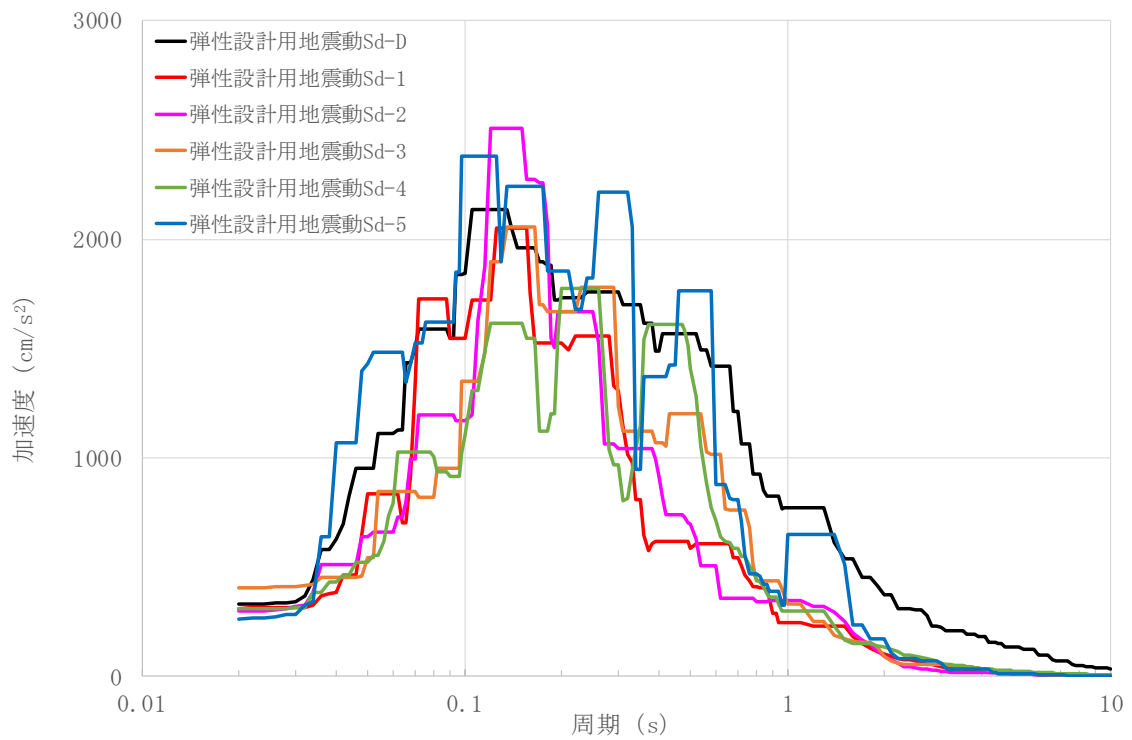
第 2.131 図 UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)



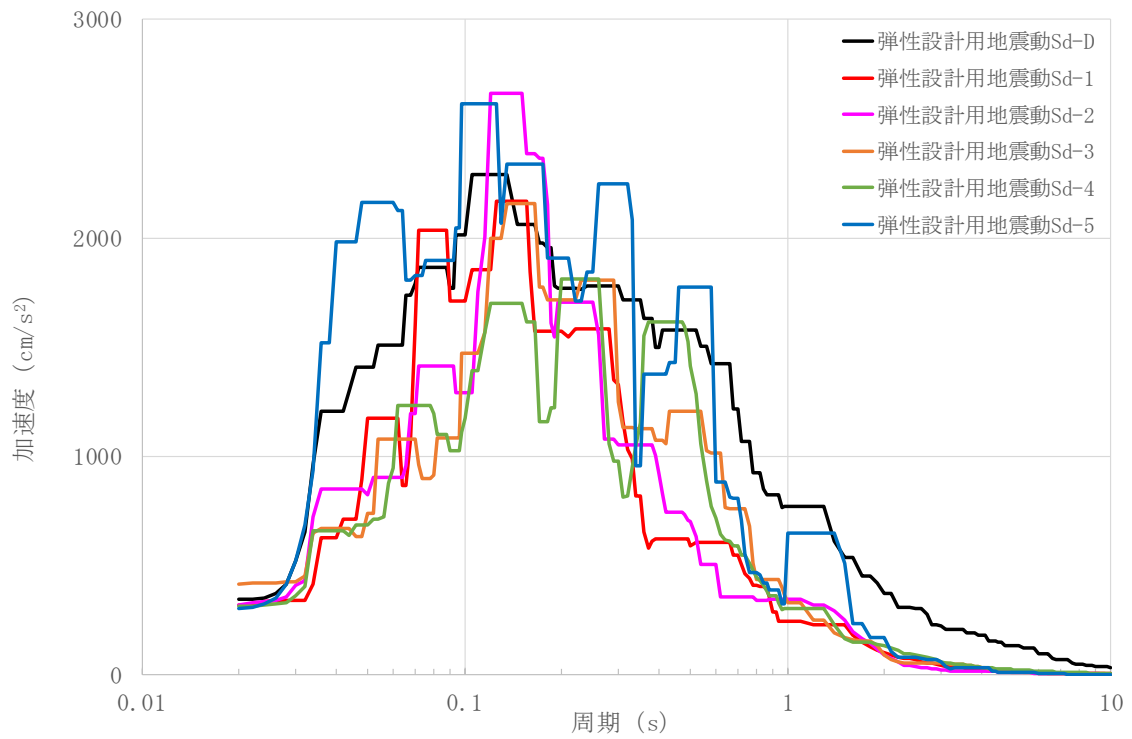
第 2.132 図 UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 20 減衰定数 0.5%)



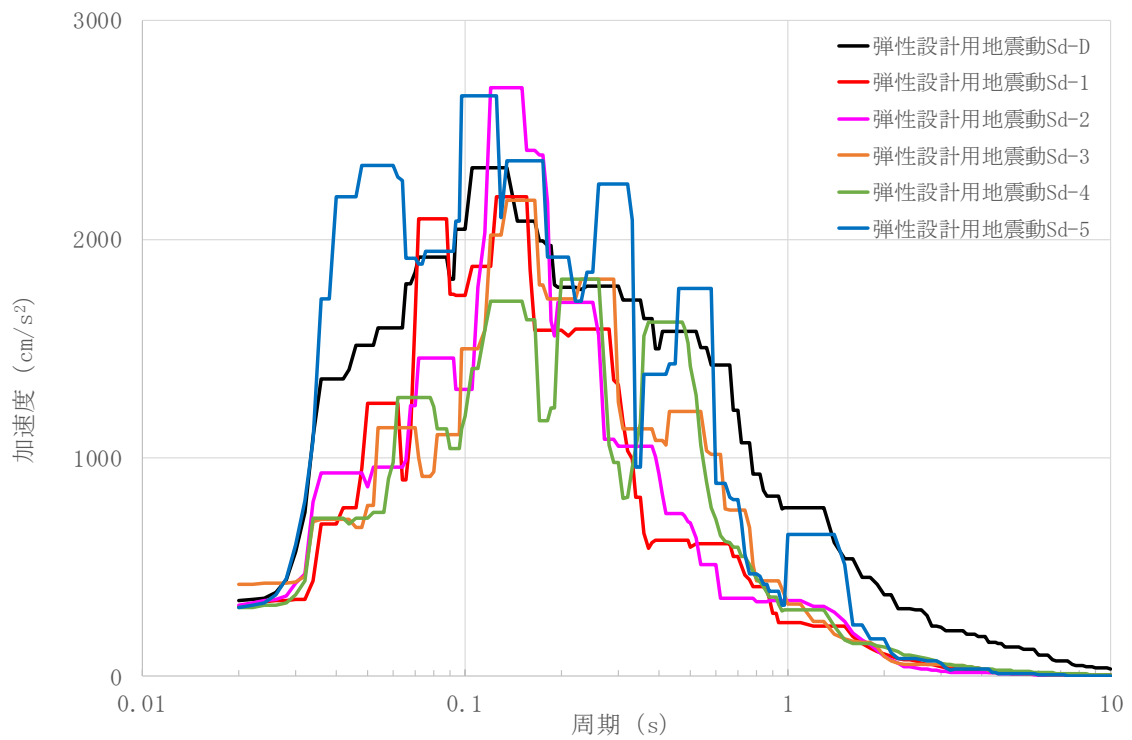
第 2.133 図 UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 30 減衰定数 0.5%)



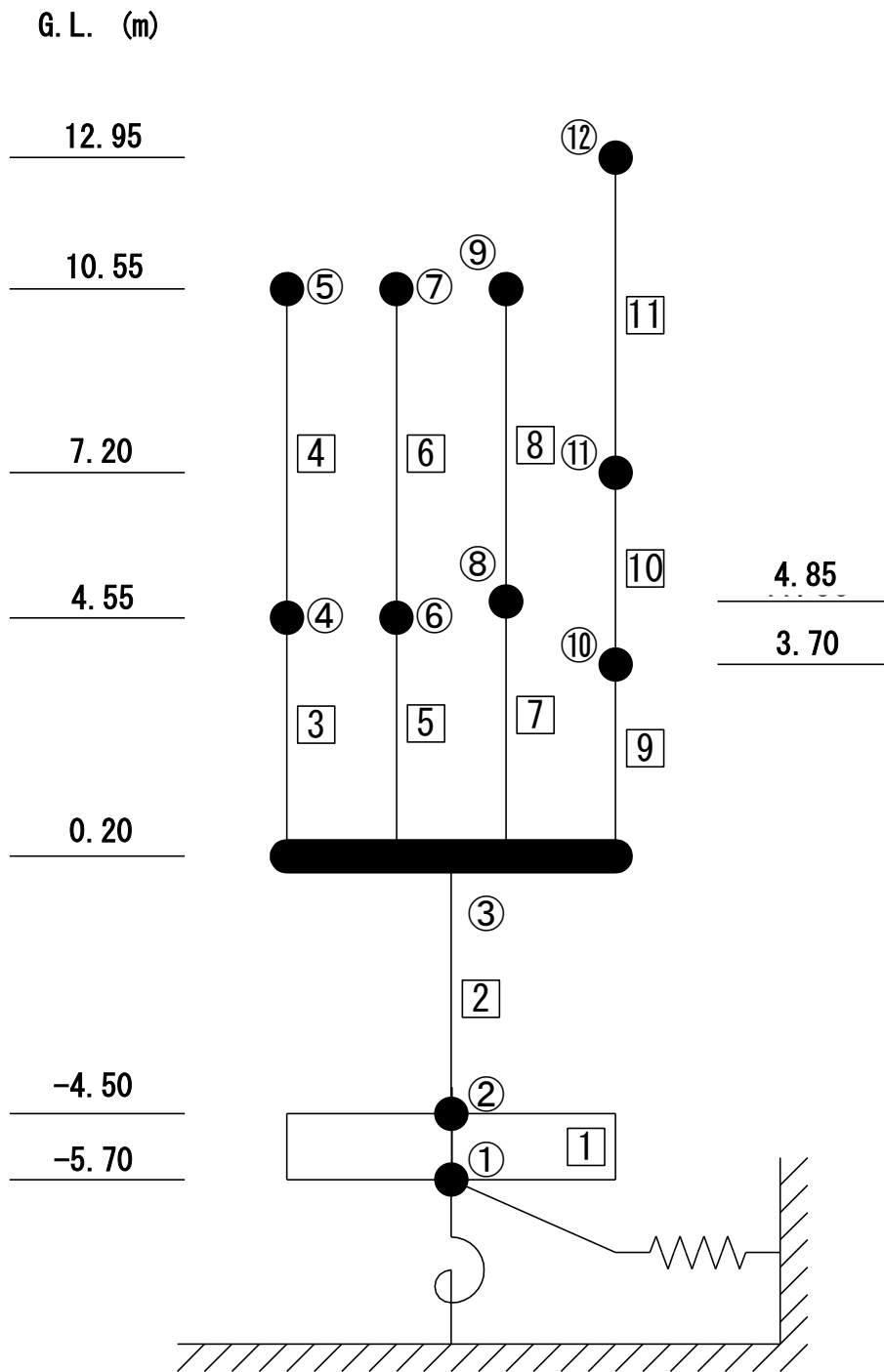
第 2.134 図 UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 31 減衰定数 0.5%)



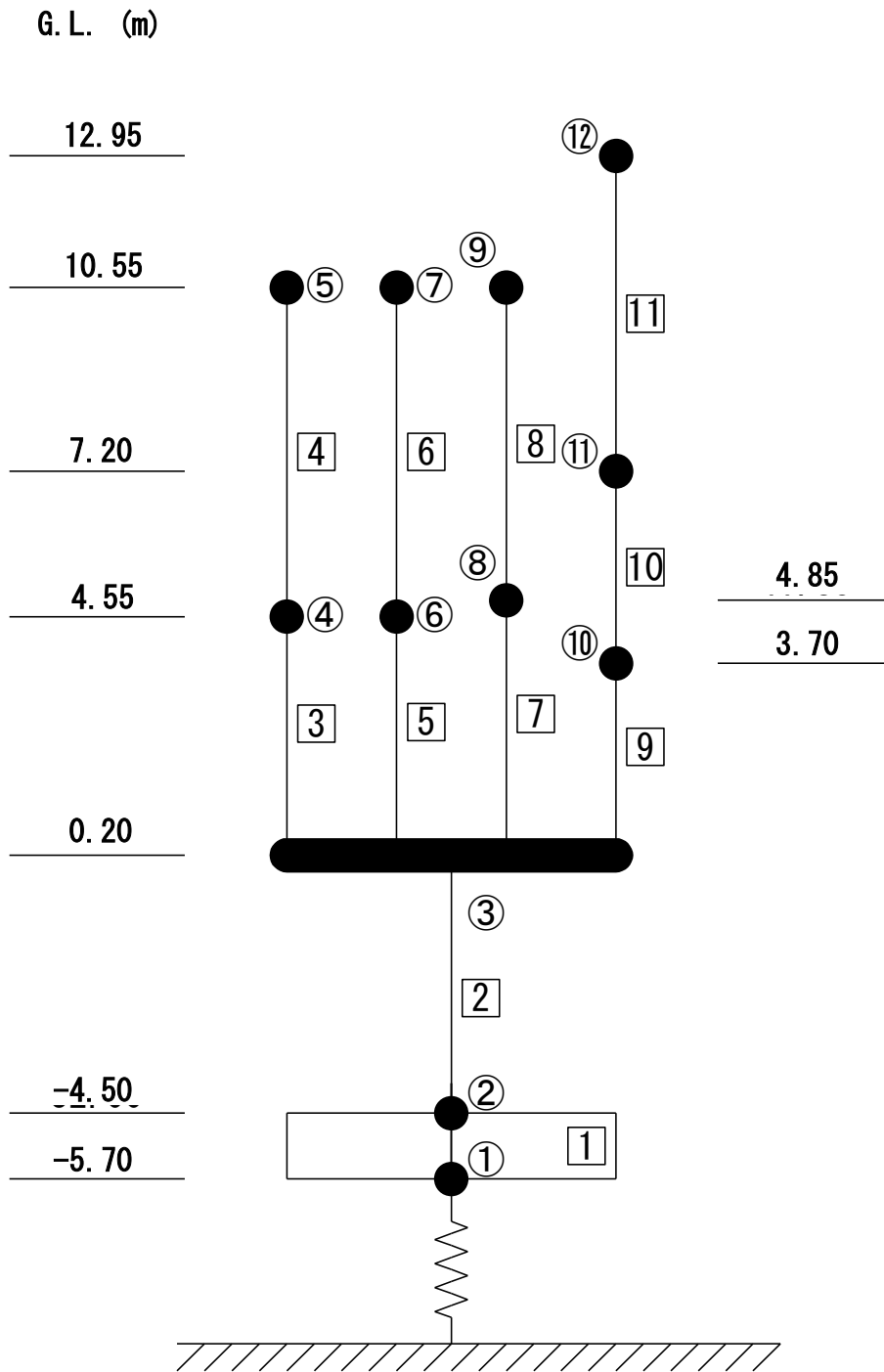
第 2.135 図 UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 41 減衰定数 0.5%)



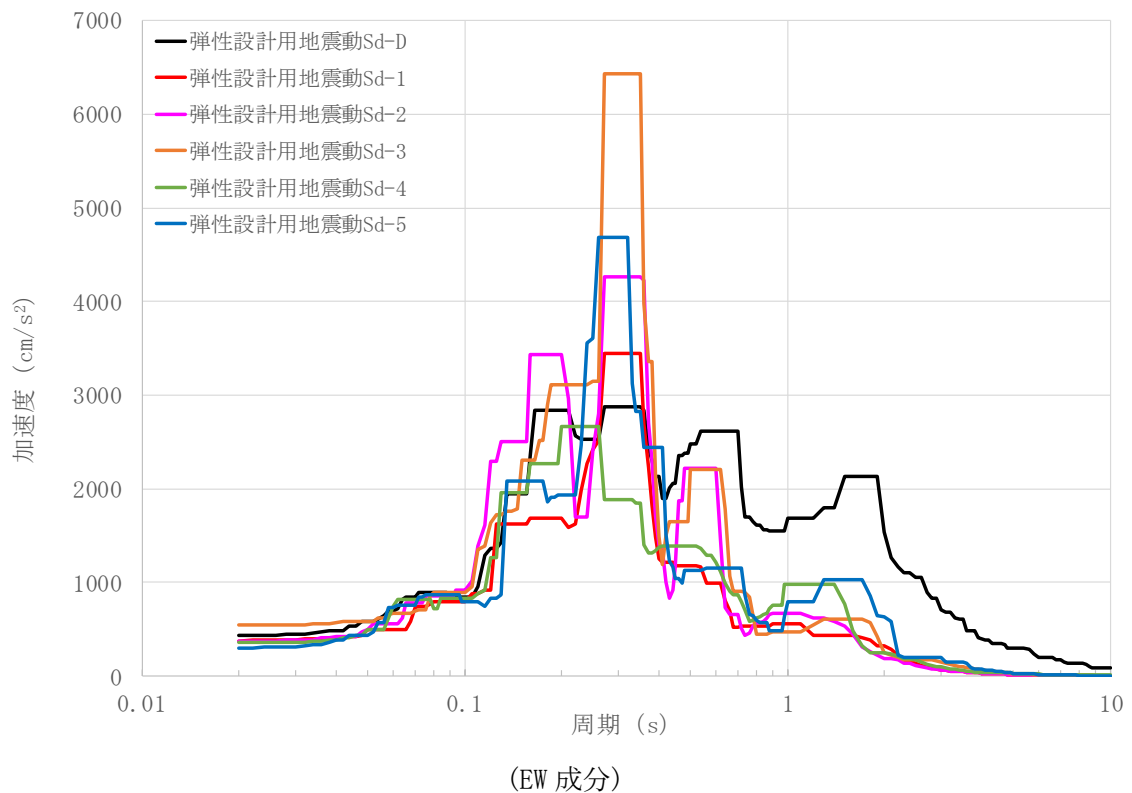
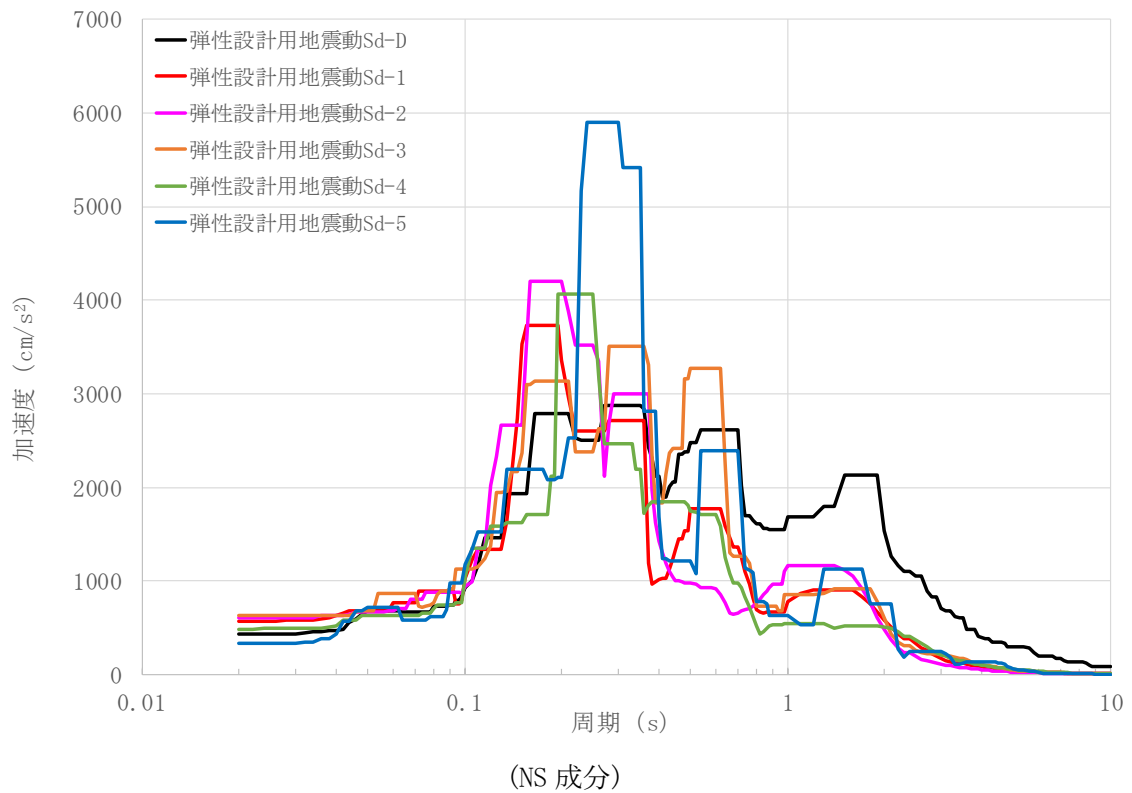
第 2.136 図 UD 成分の FRS (Sd) (使用済燃料貯蔵建家質点番号 No. 51 減衰定数 0.5%)



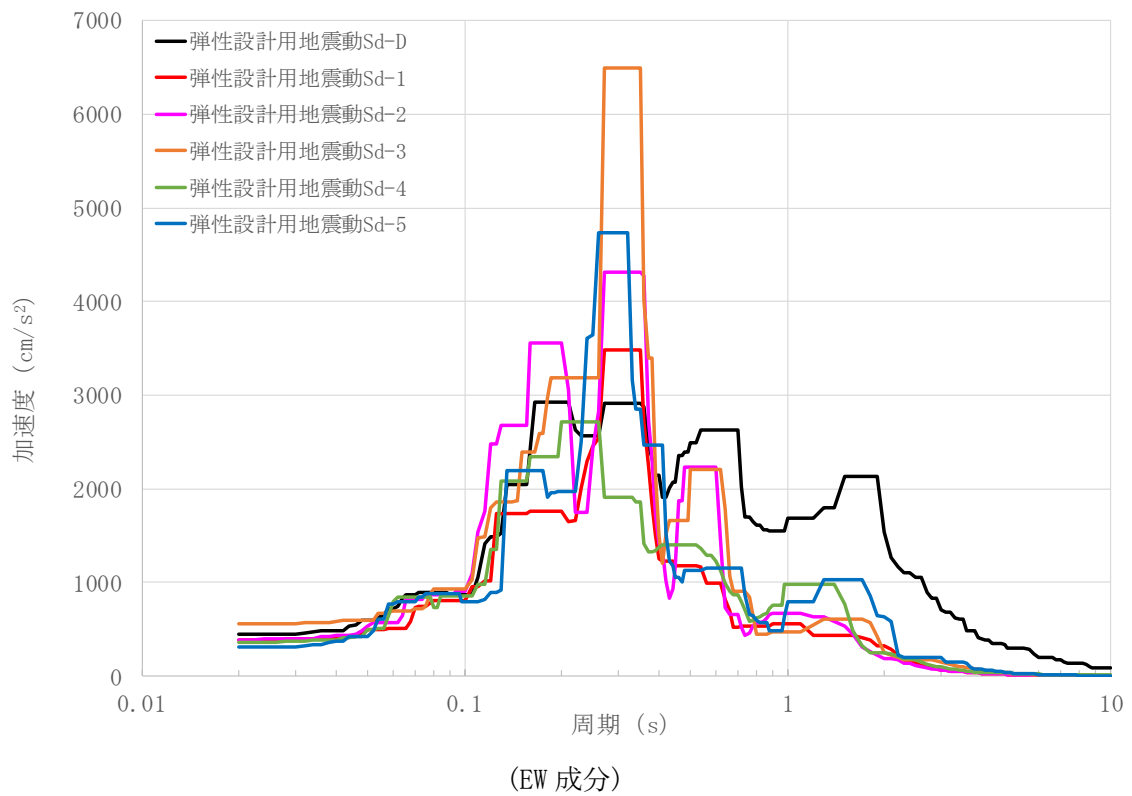
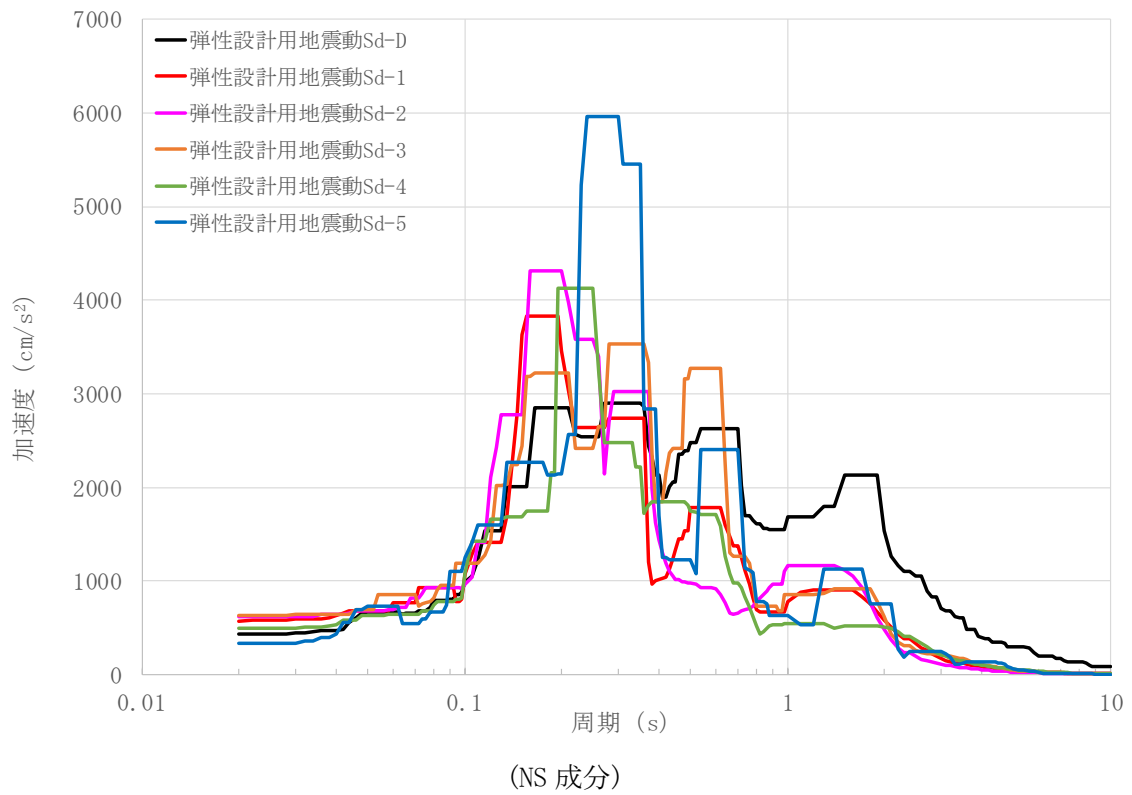
第 2.137 図 冷却塔モデル(水平方向)



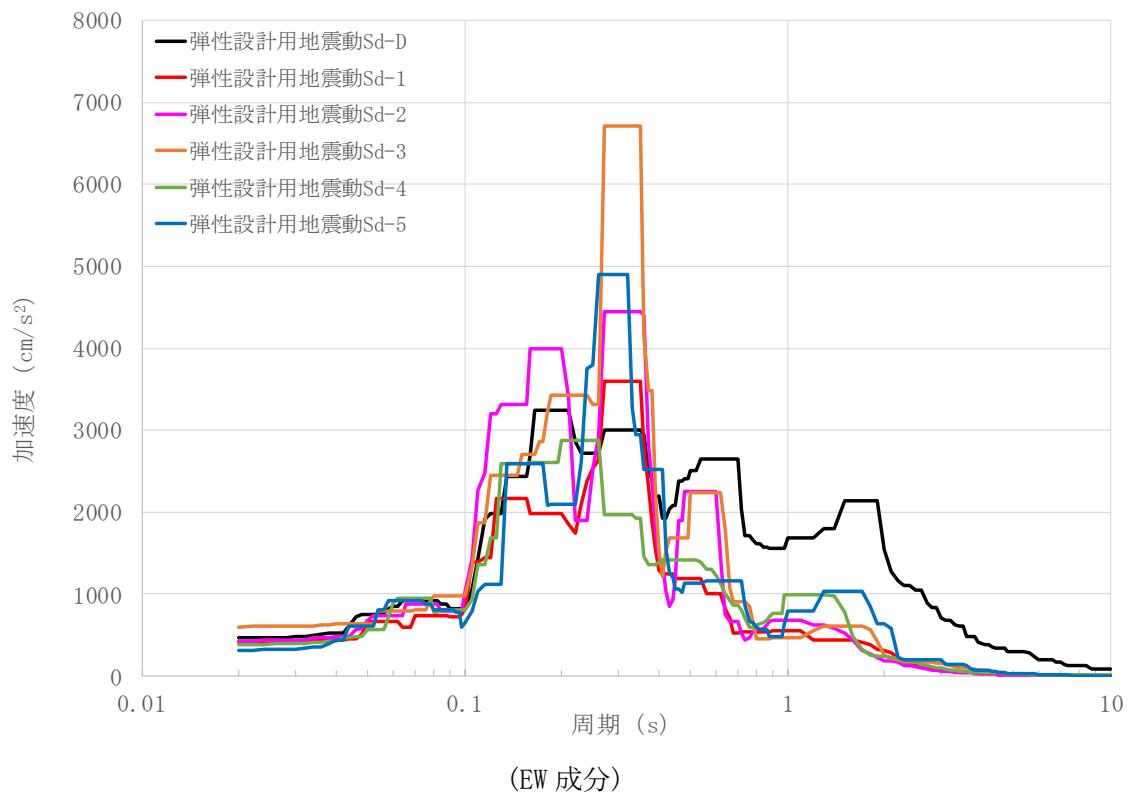
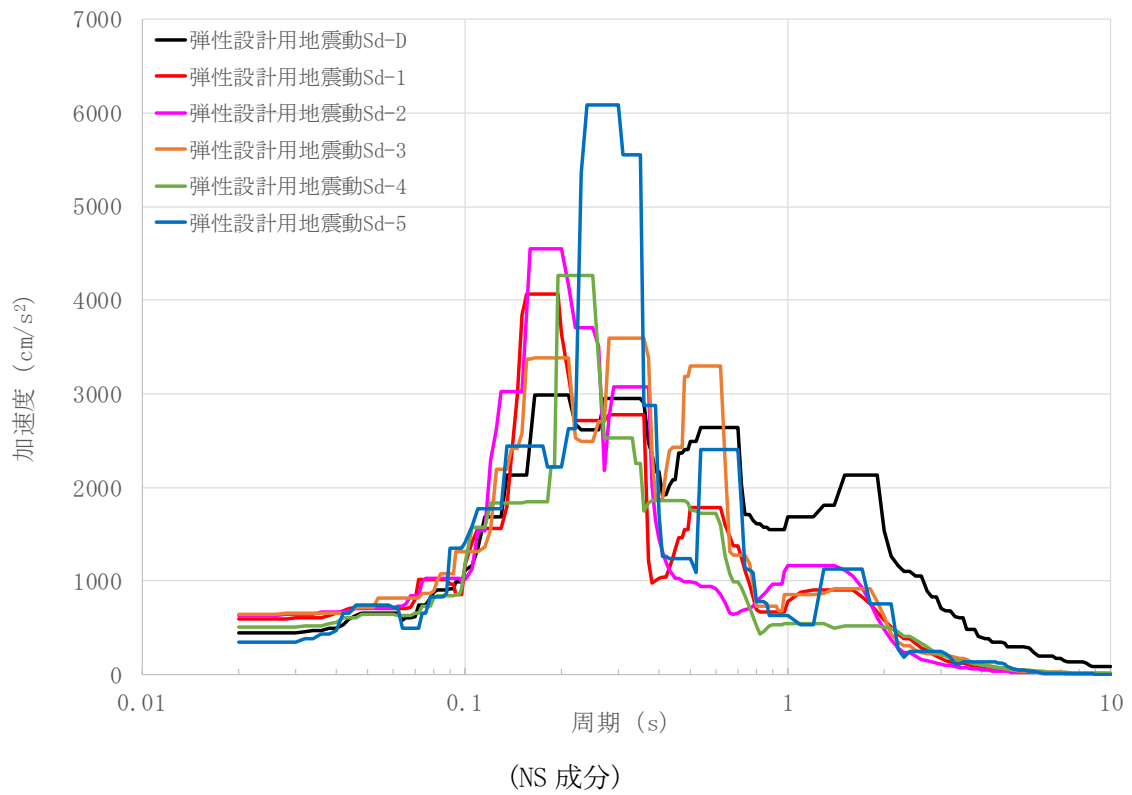
第 2.138 図 冷却塔モデル(鉛直方向)



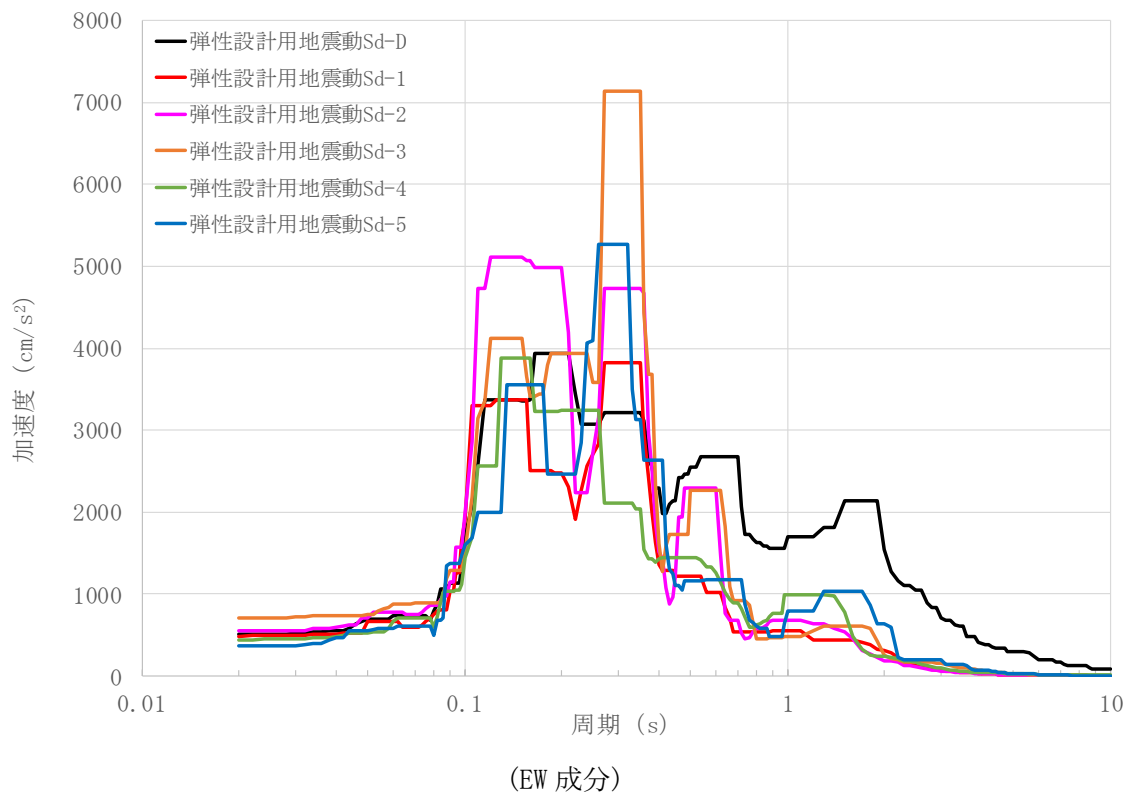
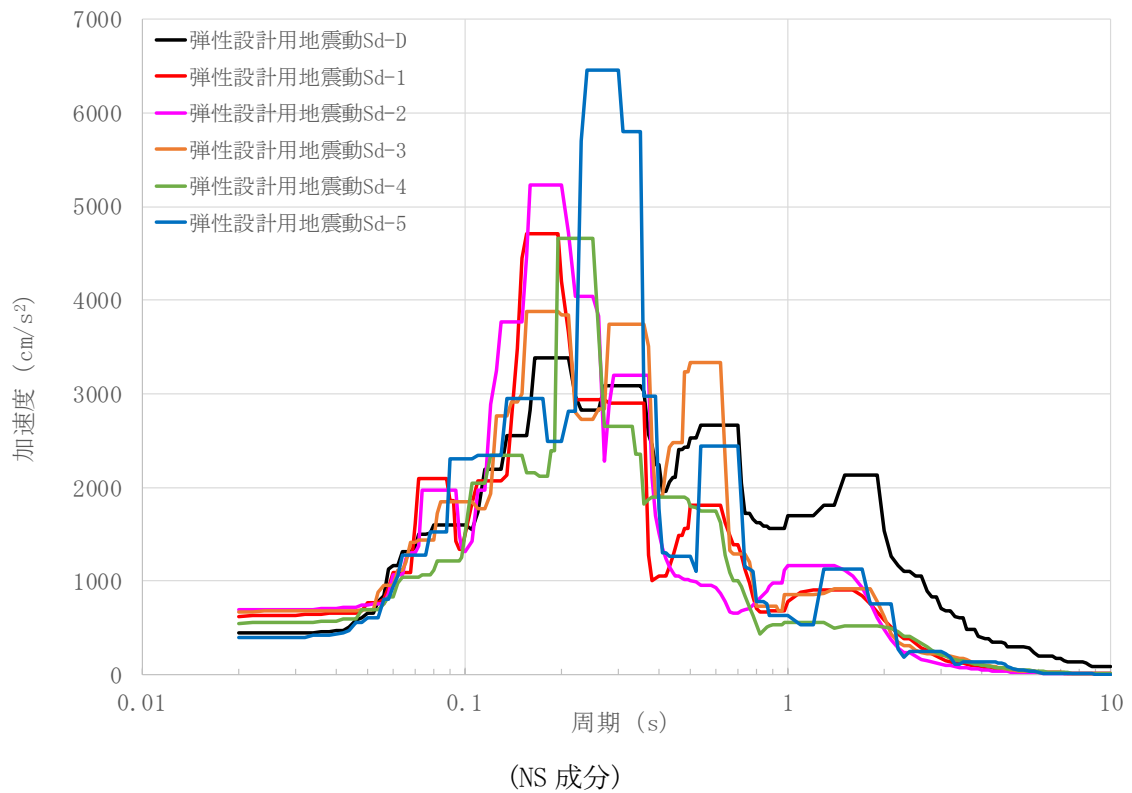
第 2.139 図 水平成分のFRS(Sd) (冷却塔質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)



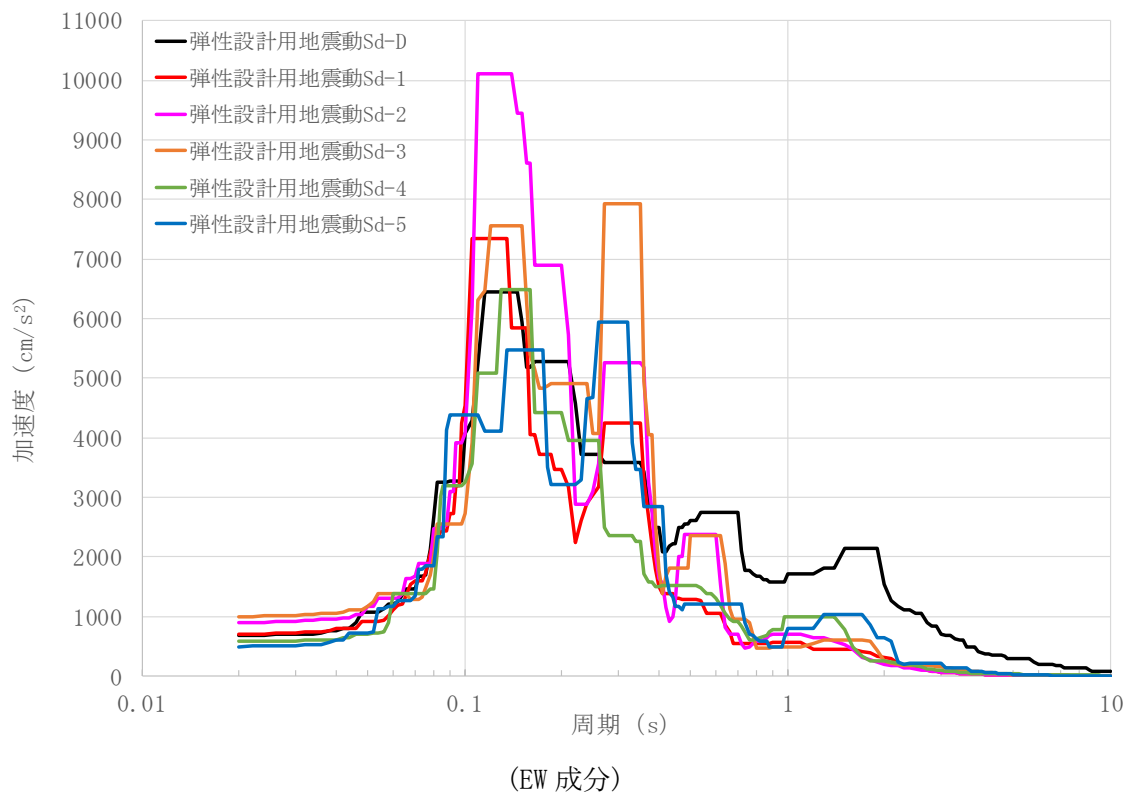
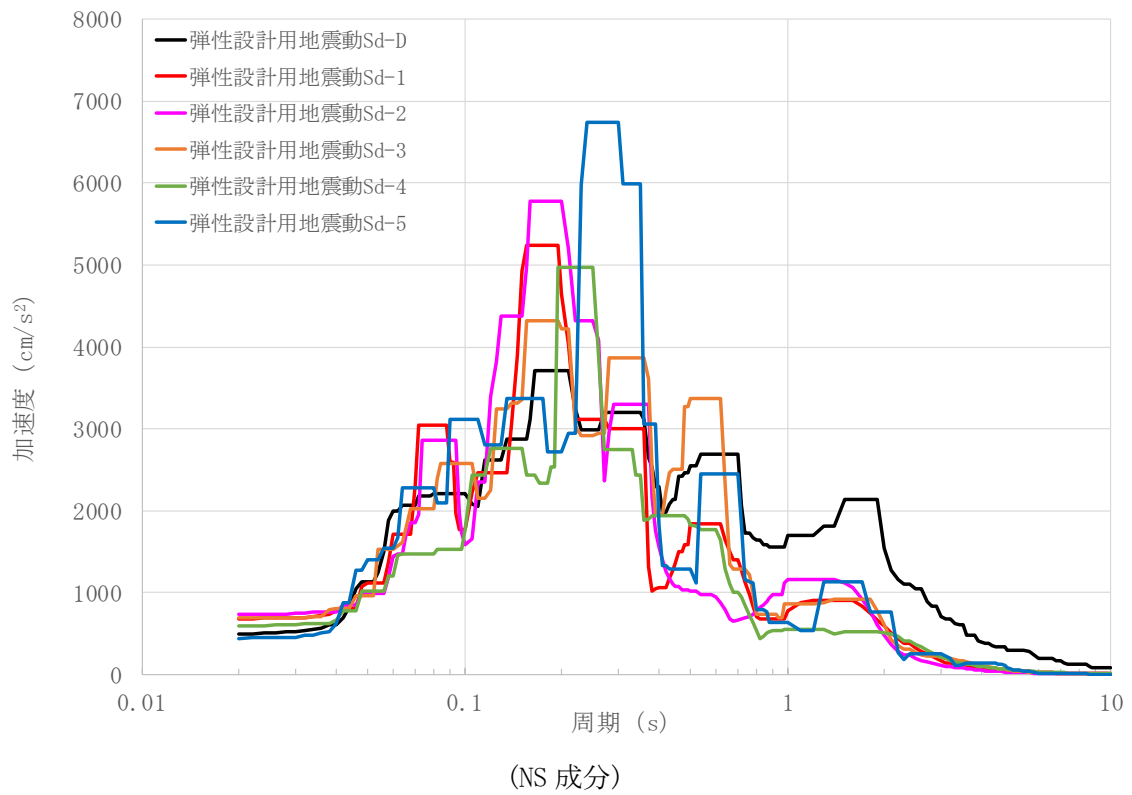
第 2.140 図 水平成分のFRS(Sd) (冷却塔質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)



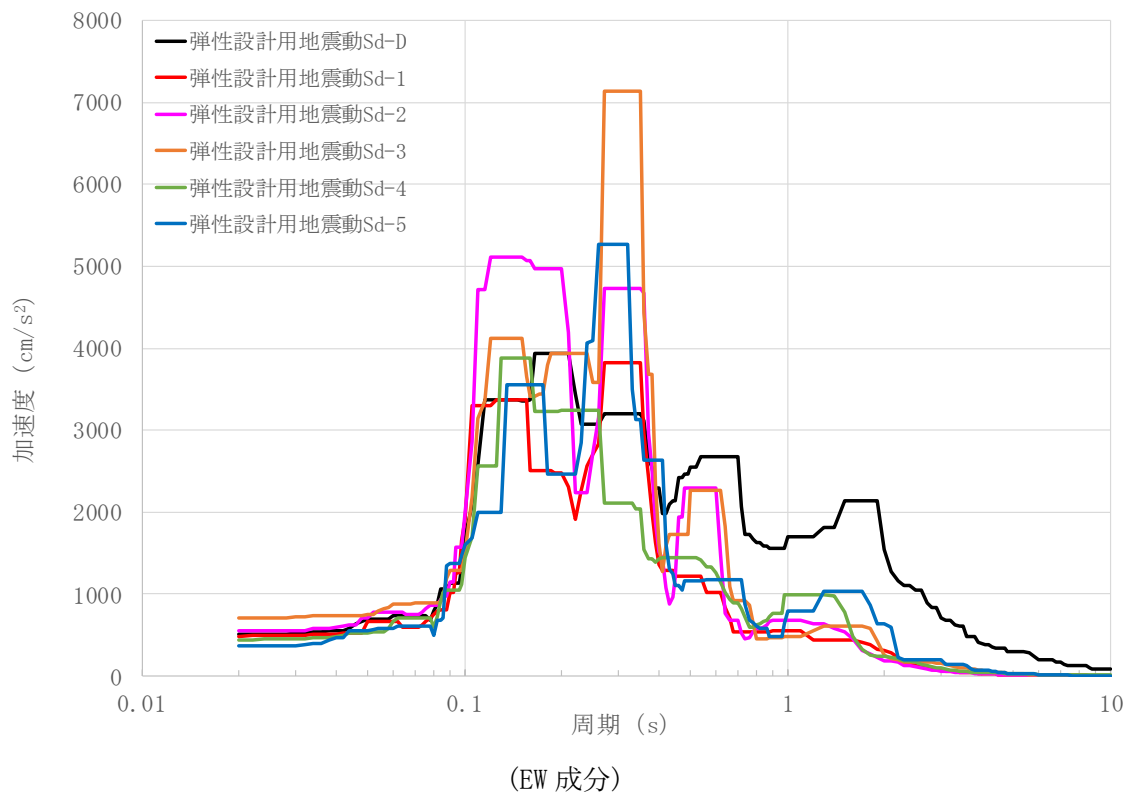
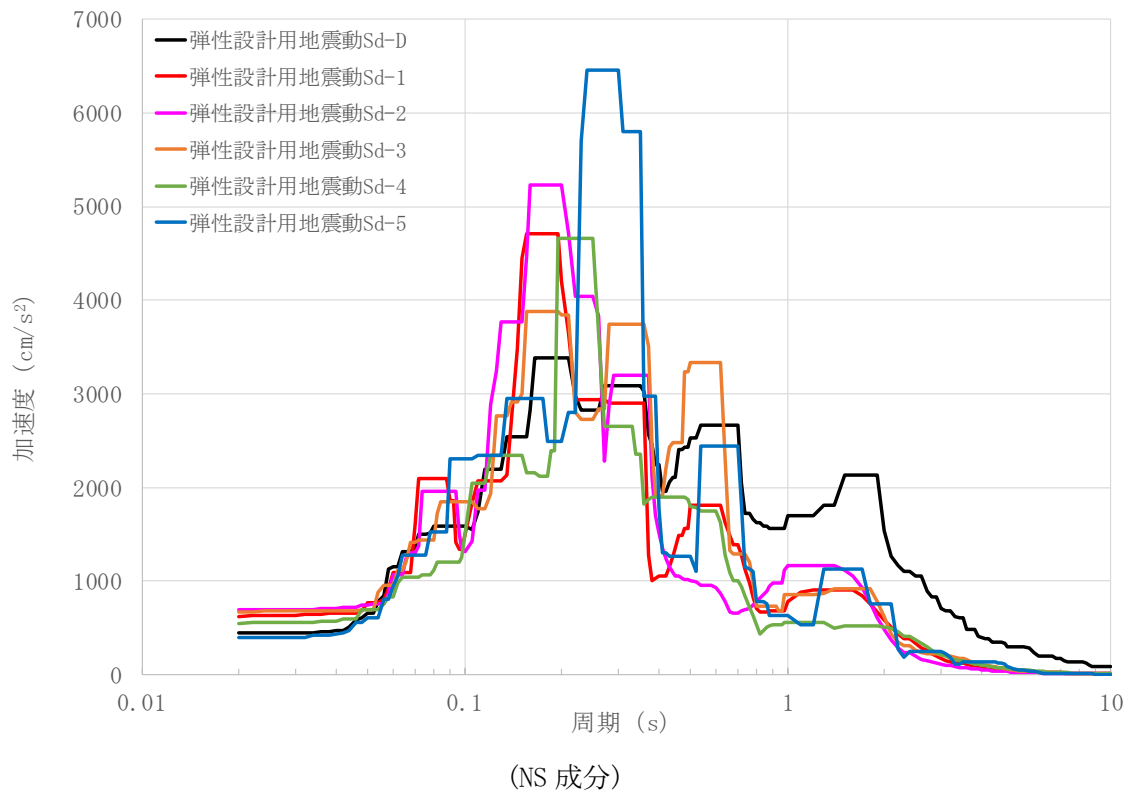
第 2.141 図 水平成分のFRS(Sd) (冷却塔質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)



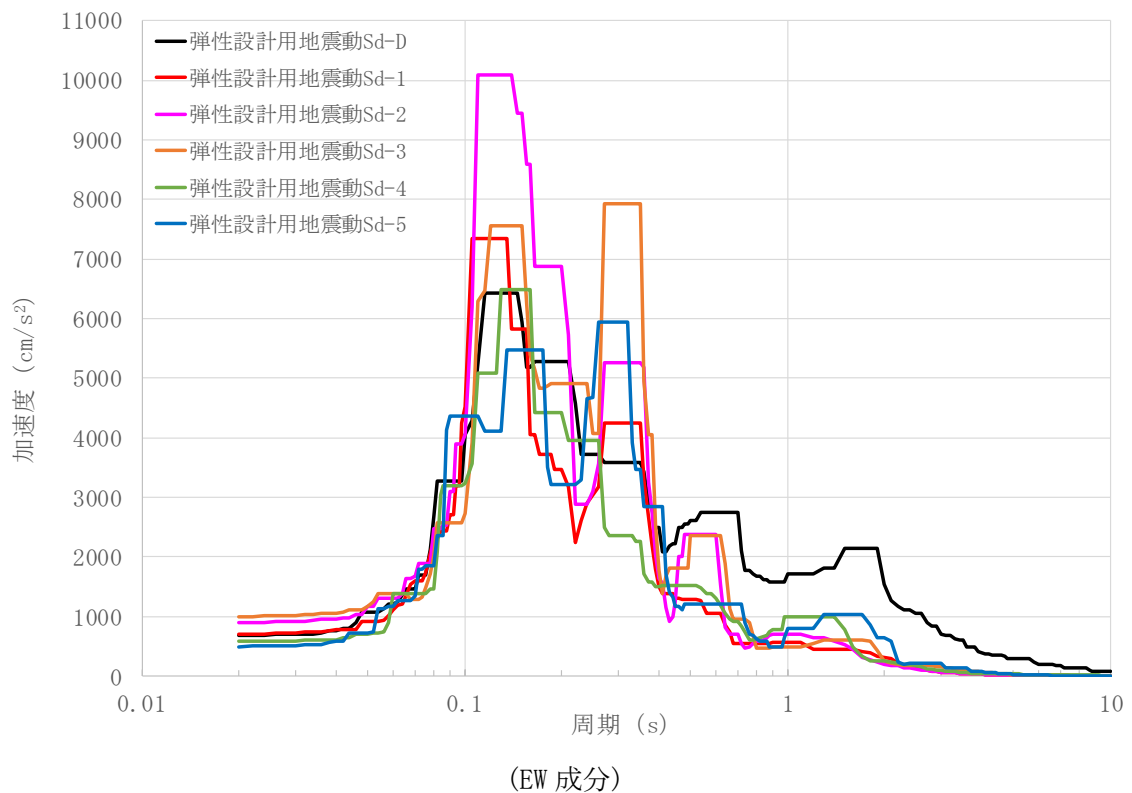
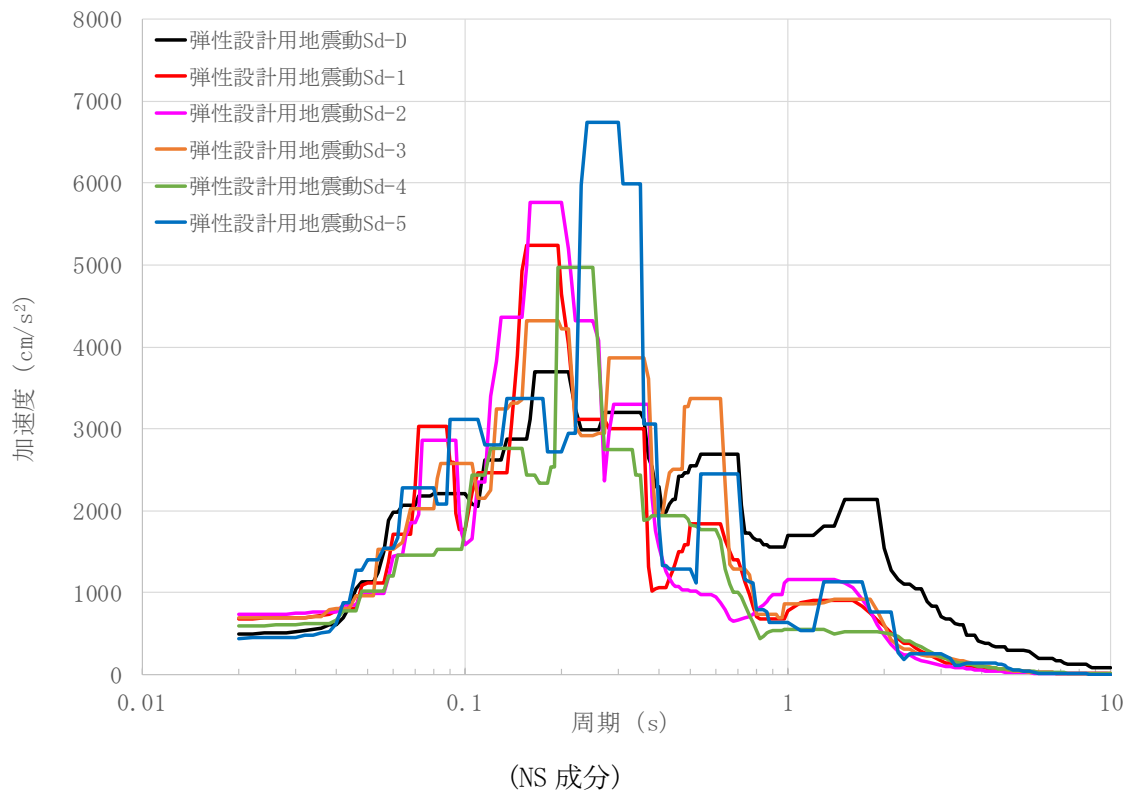
第 2.142 図 水平成分のFRS(Sd) (冷却塔質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)



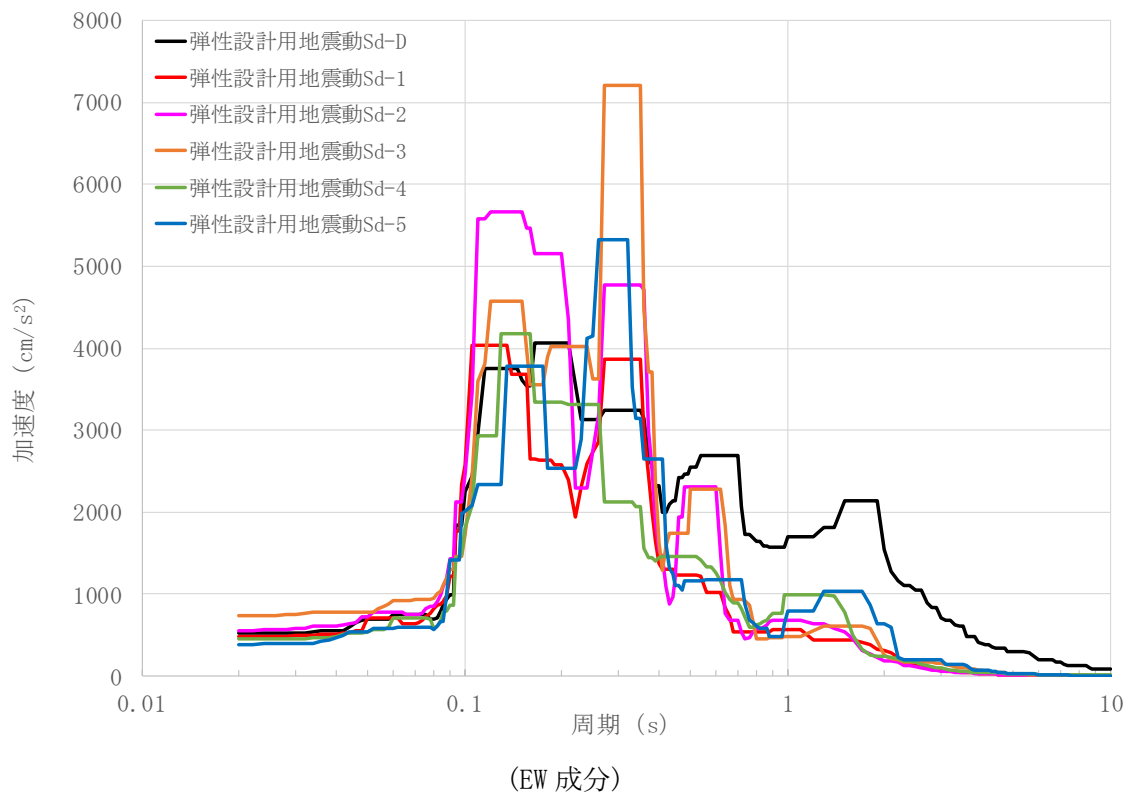
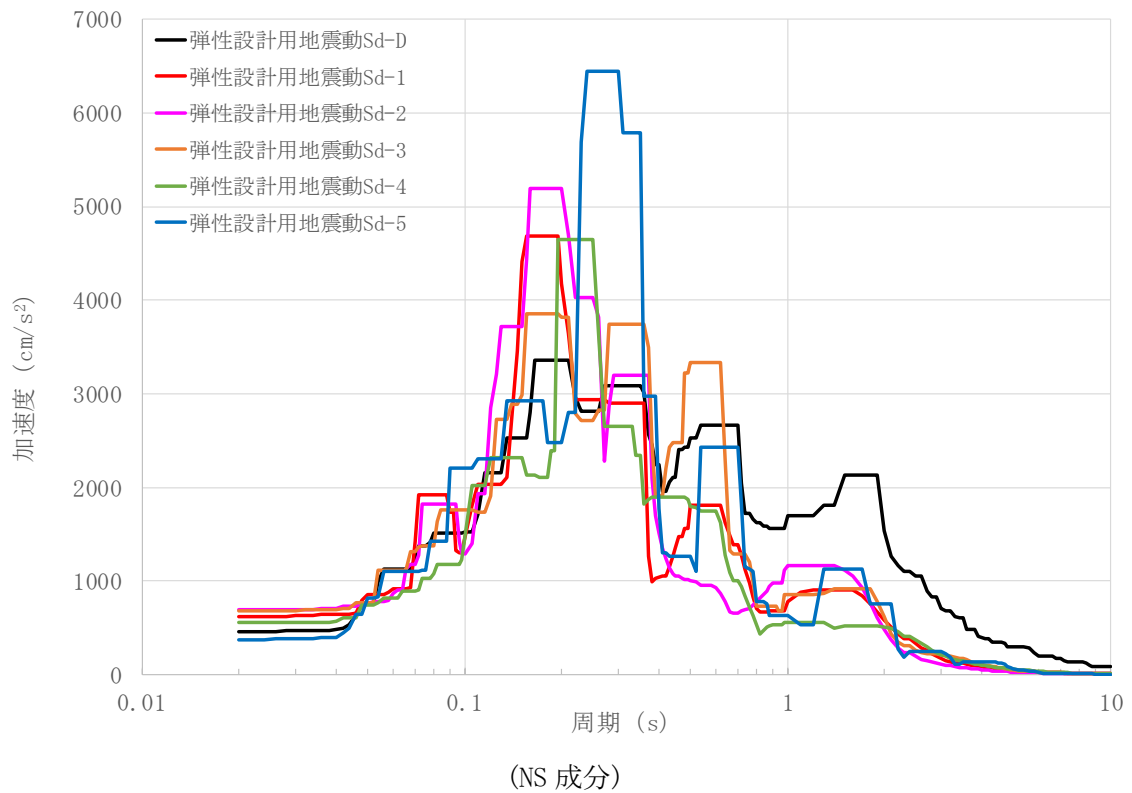
第 2.143 図 水平成分のFRS(Sd) (冷却塔質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)



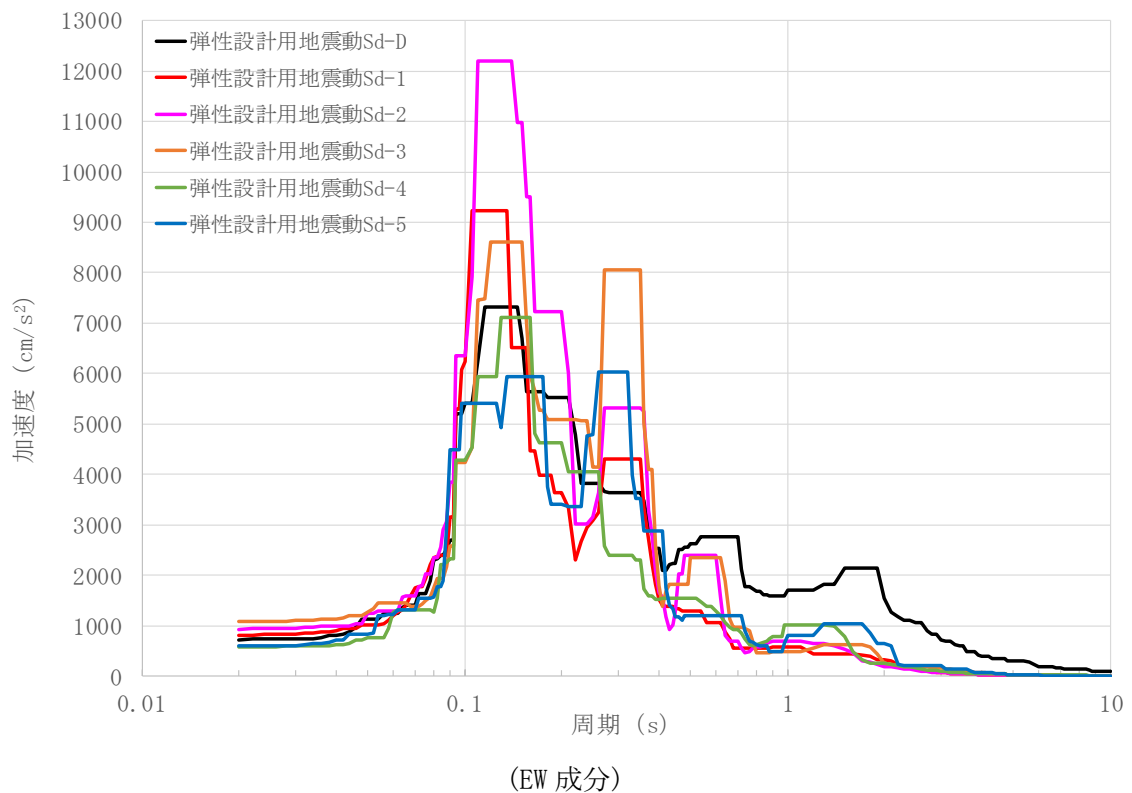
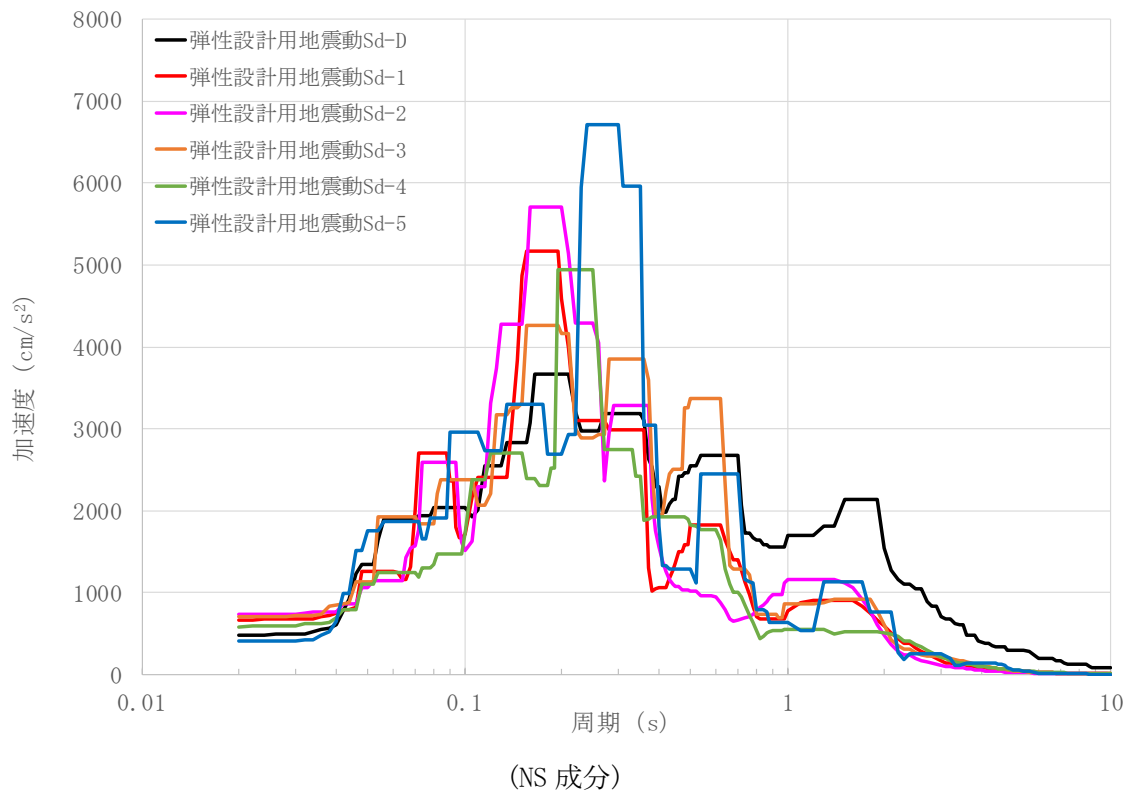
第 2.144 図 水平成分のFRS(Sd) (冷却塔質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)



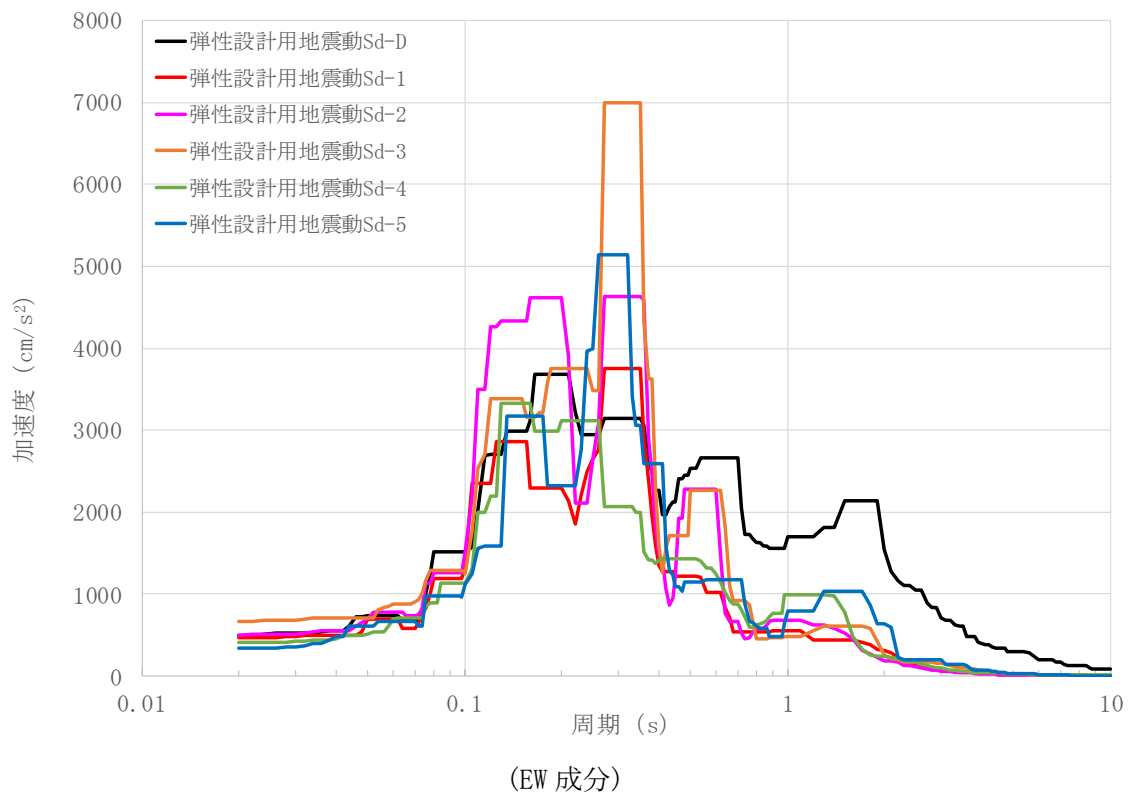
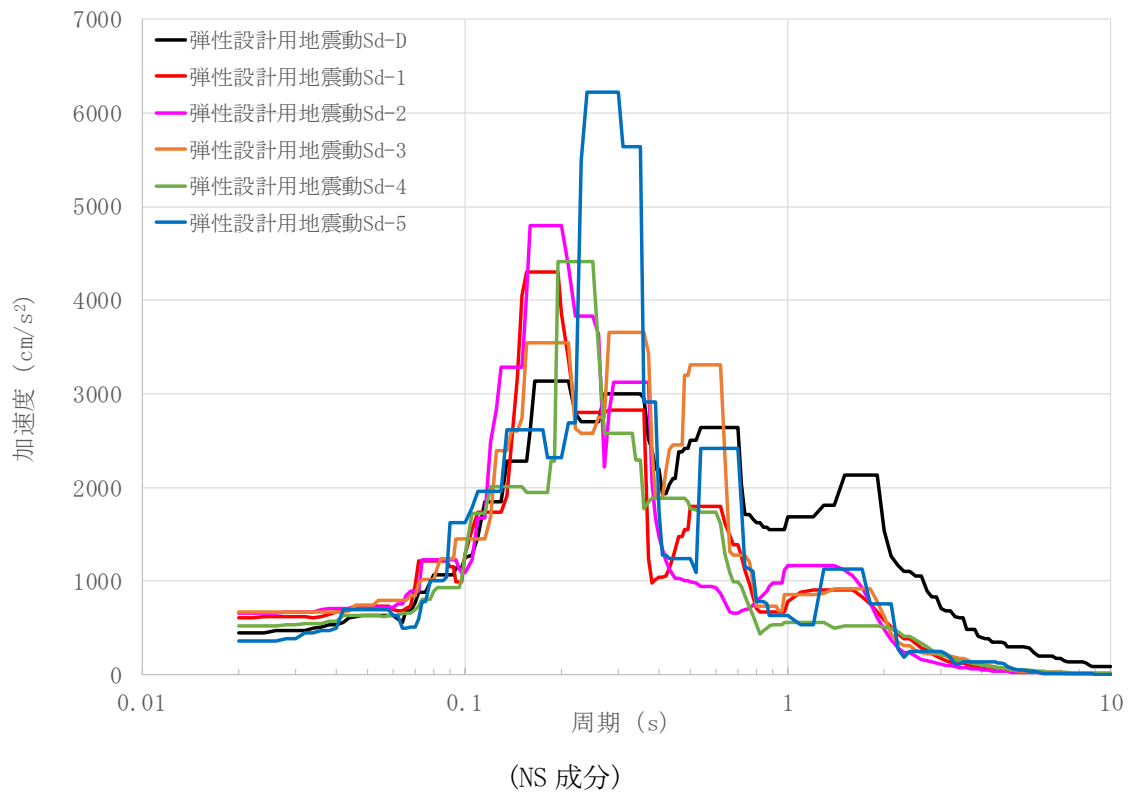
第 2.145 図 水平成分のFRS(Sd) (冷却塔質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)



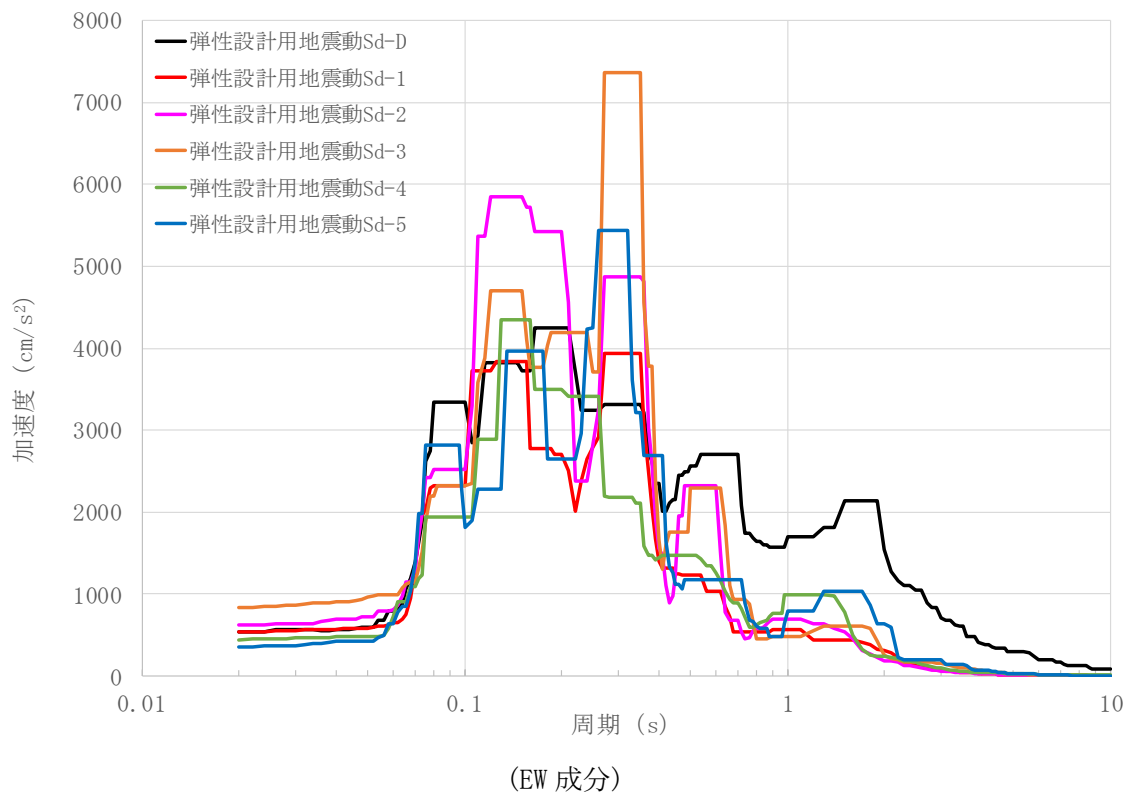
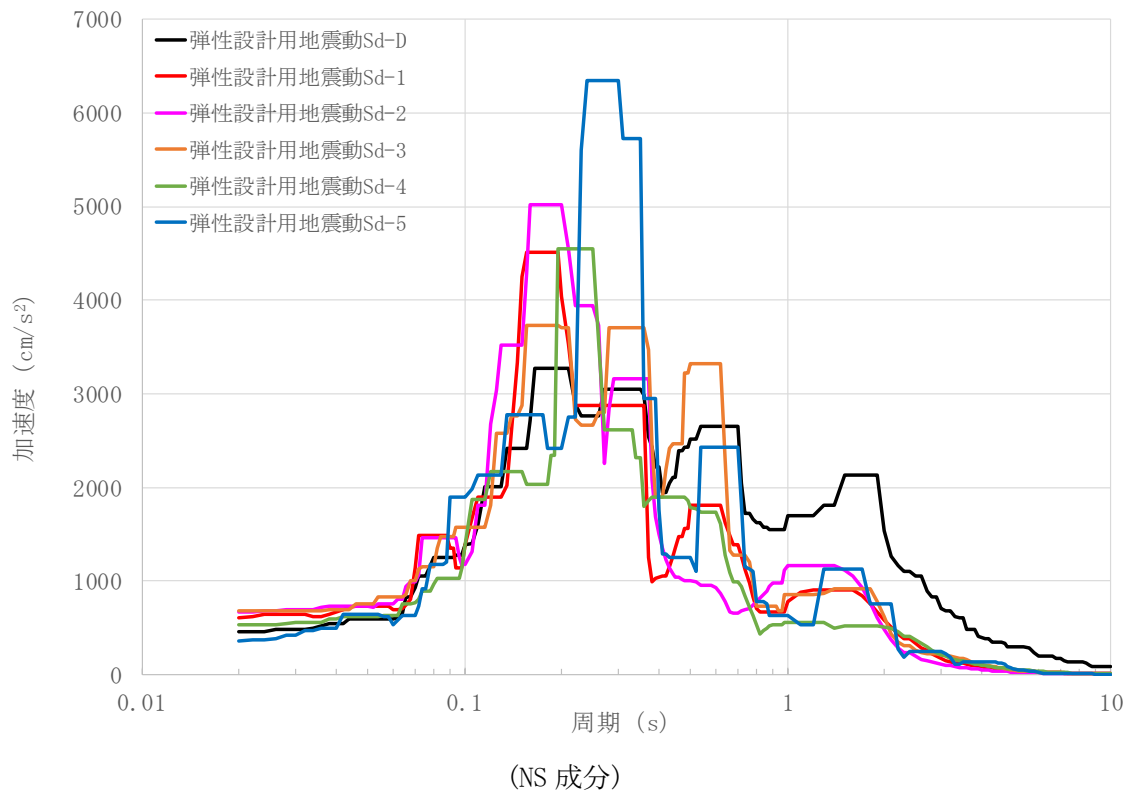
第 2.146 図 水平成分のFRS(Sd) (冷却塔質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)



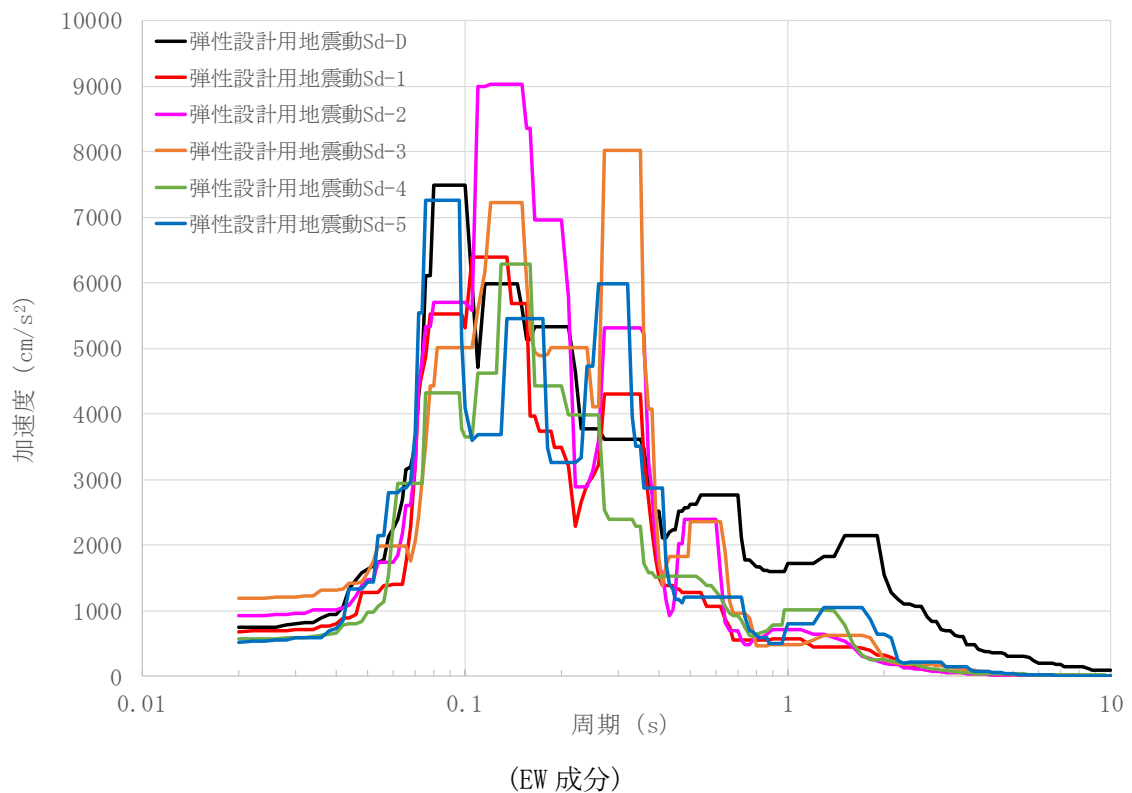
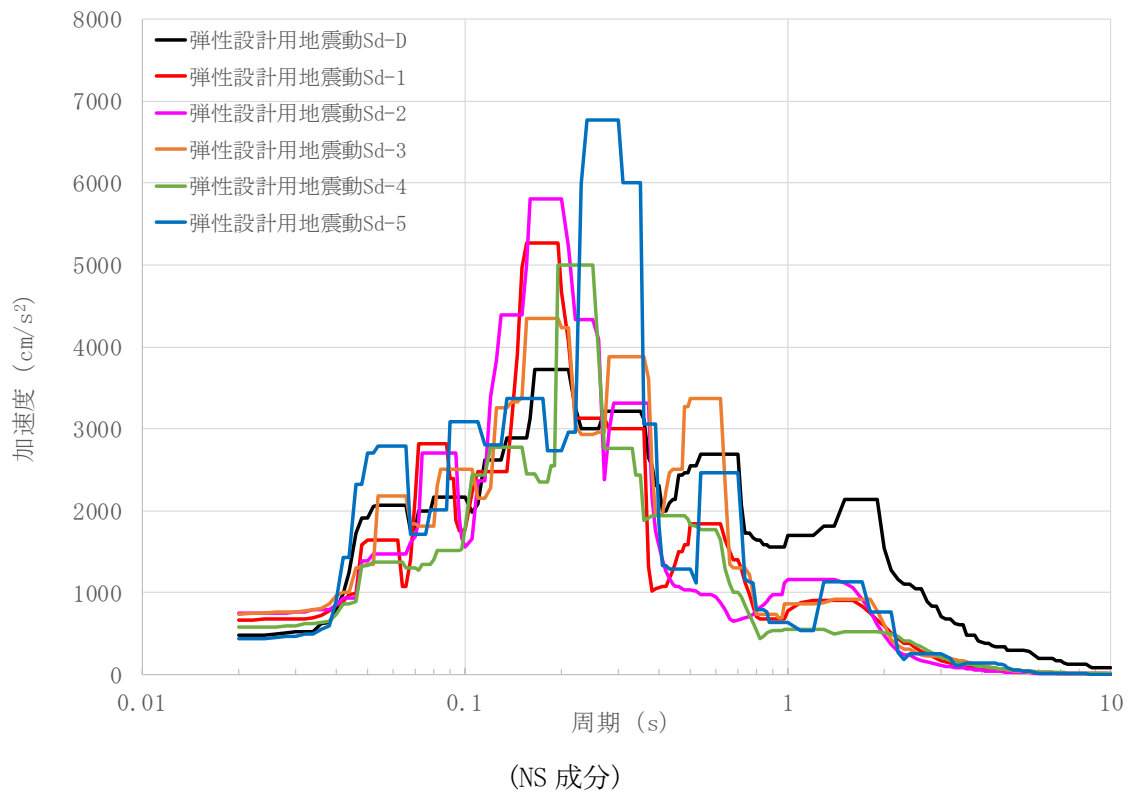
第 2.147 図 水平成分のFRS(Sd) (冷却塔質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)



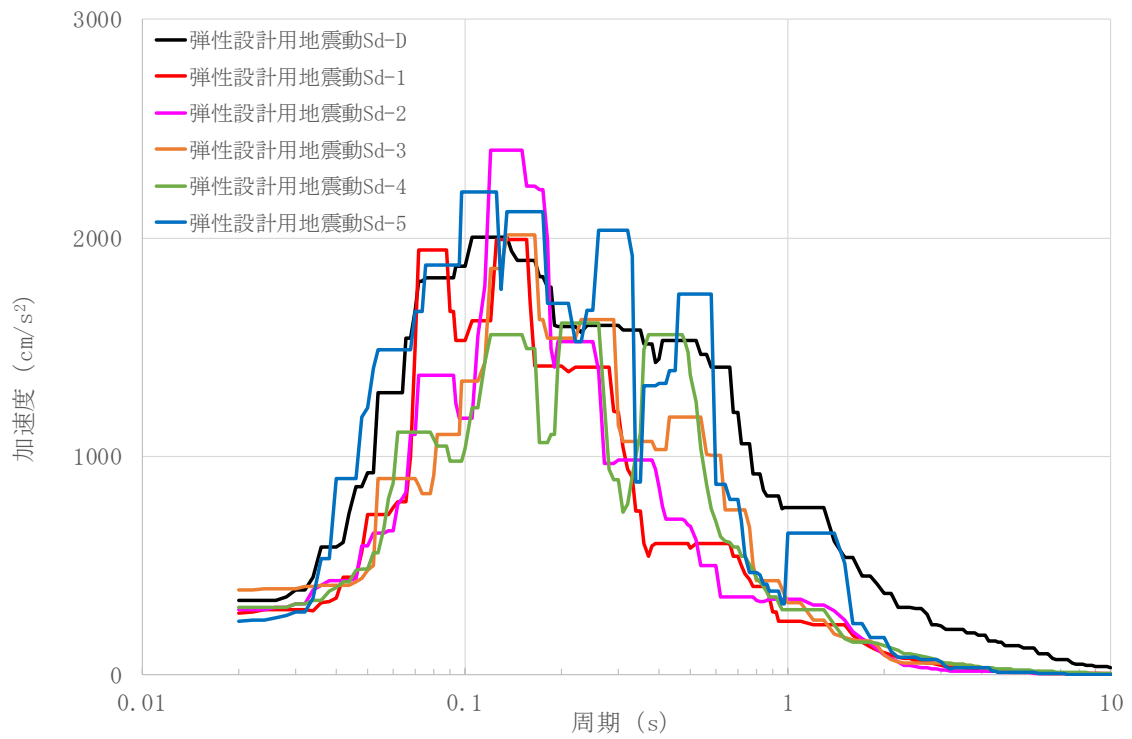
第 2.148 図 水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)



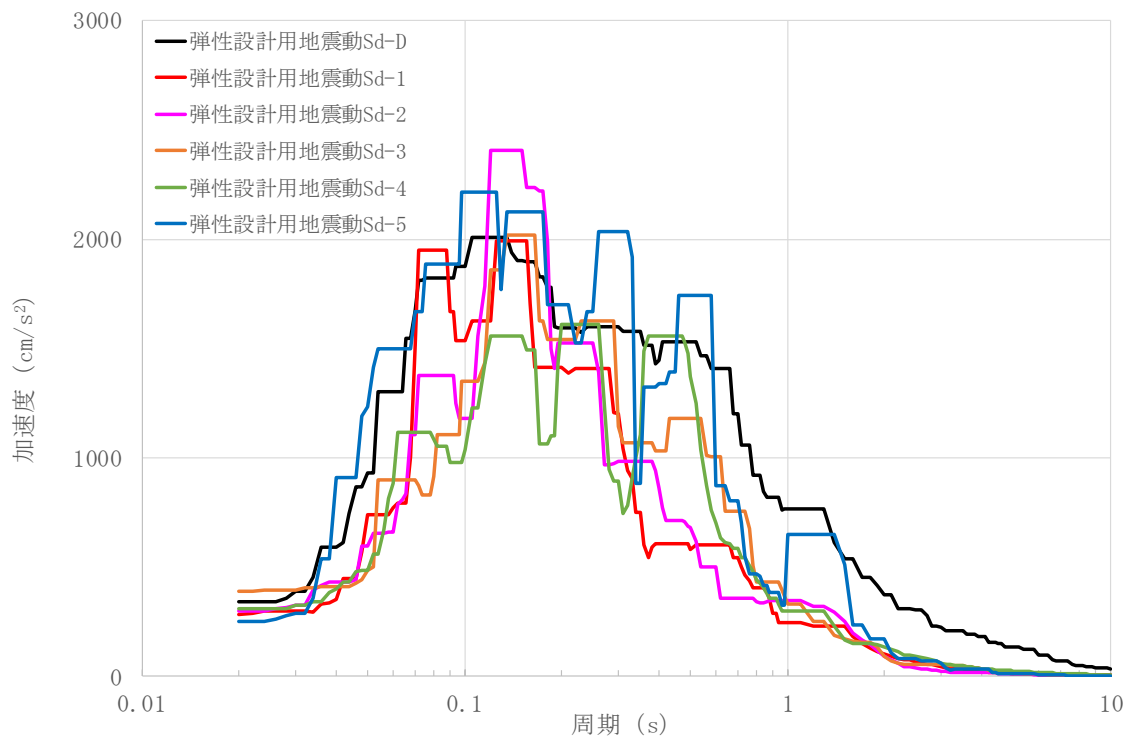
第 2.149 図 水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)



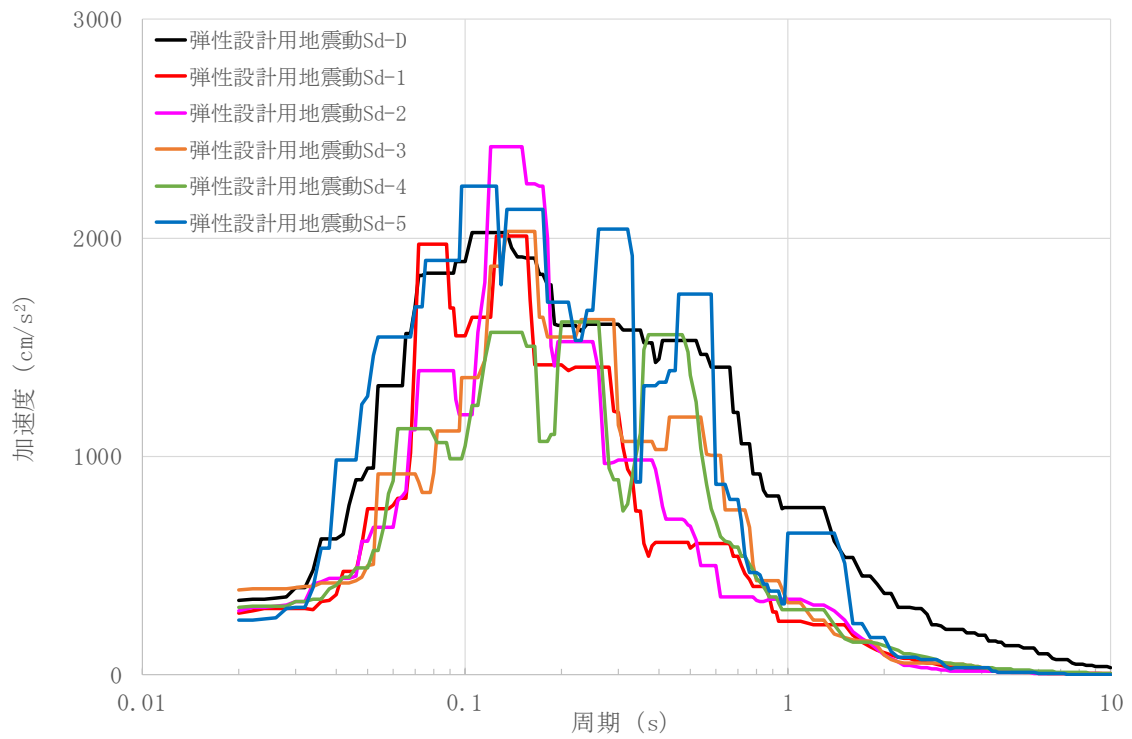
第 2.150 図 水平成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)



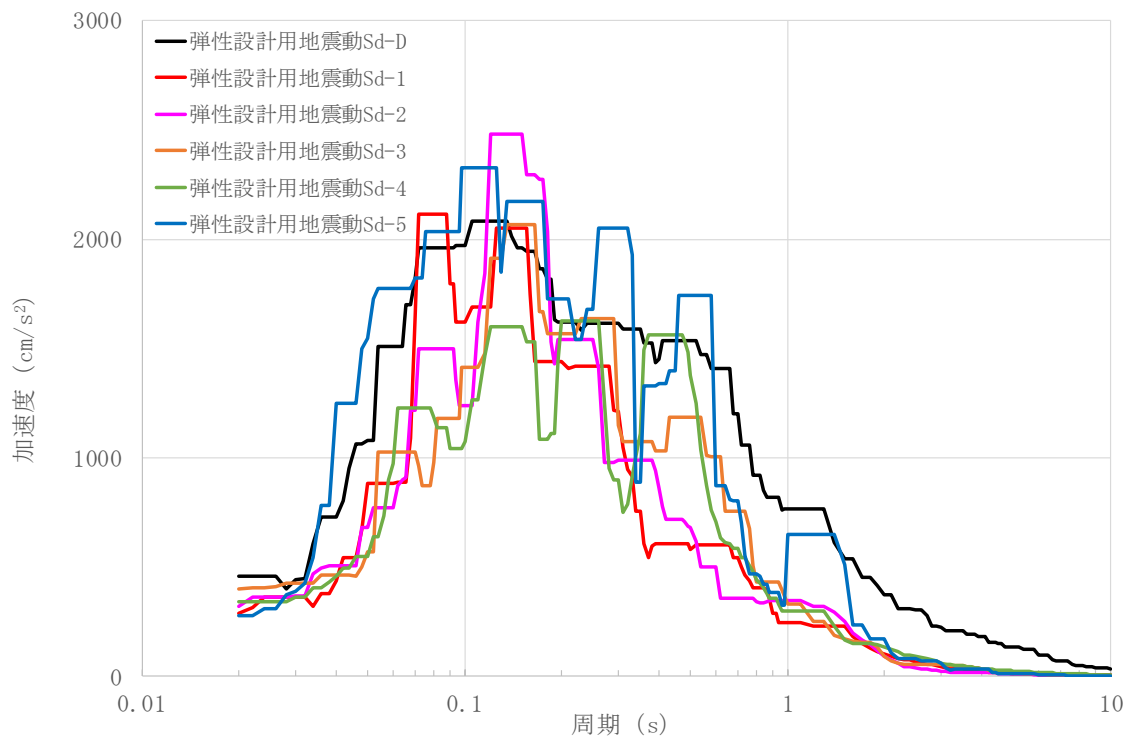
第 2.151 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 1 減衰定数 0.5%)



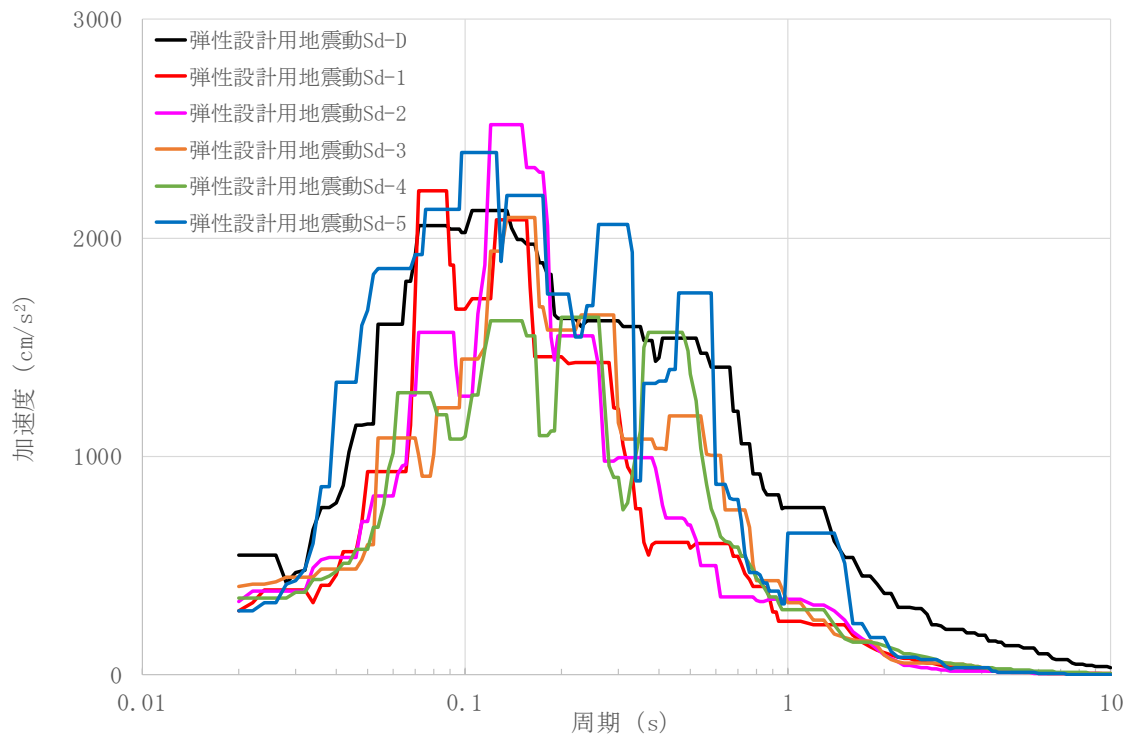
第 2.152 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 2 減衰定数 0.5%)



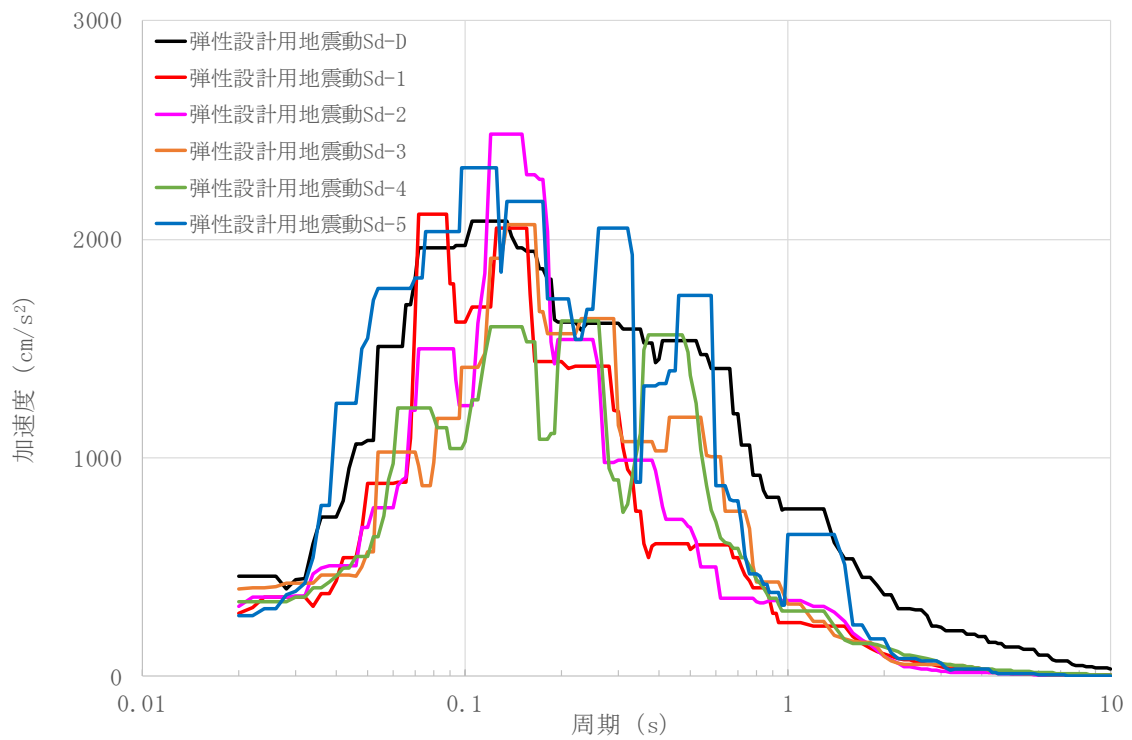
第 2.153 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 3 減衰定数 0.5%)



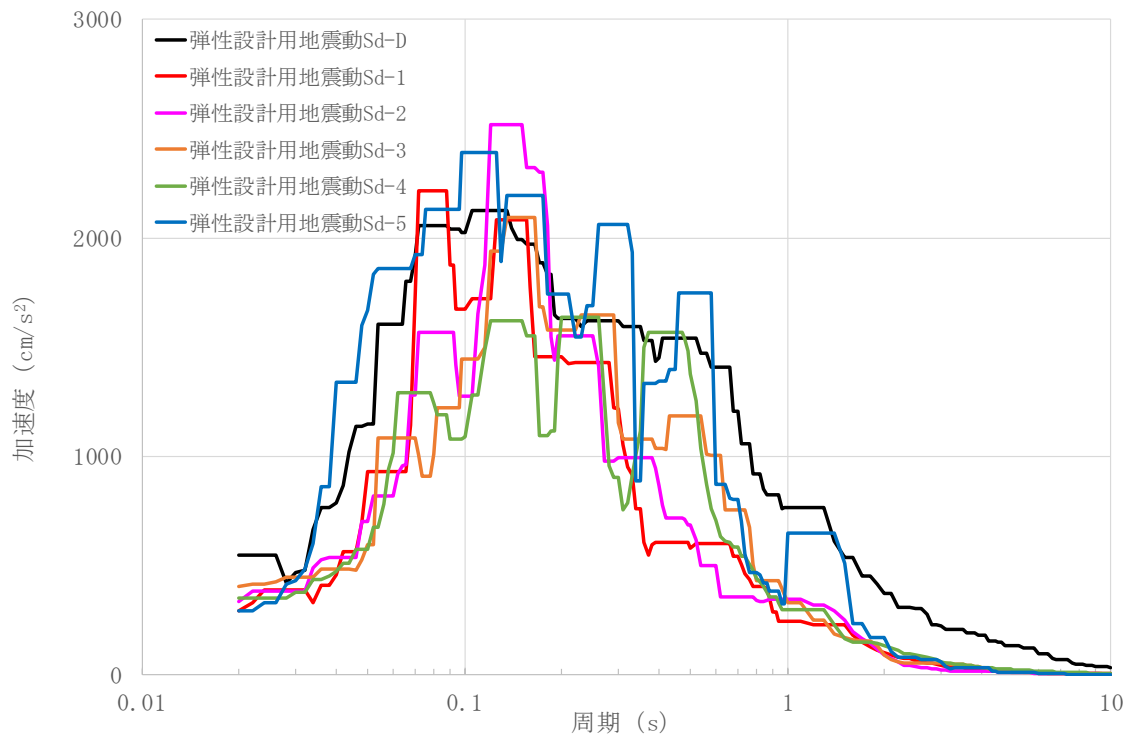
第 2.154 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 4 減衰定数 0.5%)



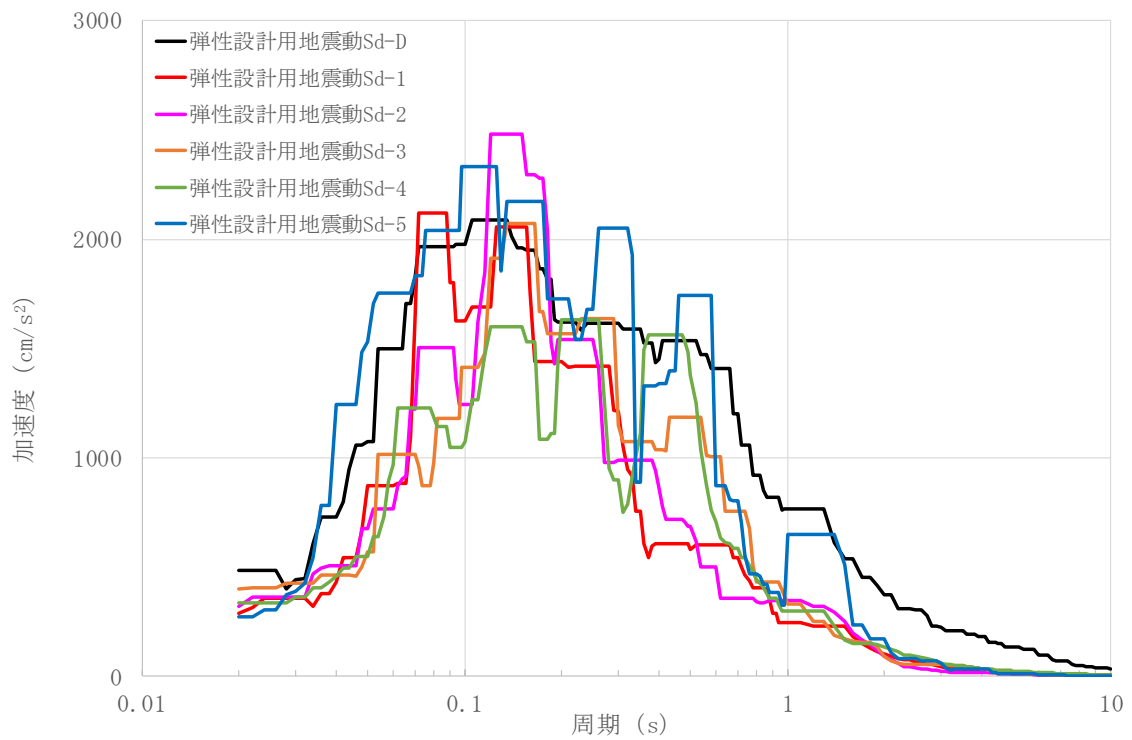
第 2.155 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 5 減衰定数 0.5%)



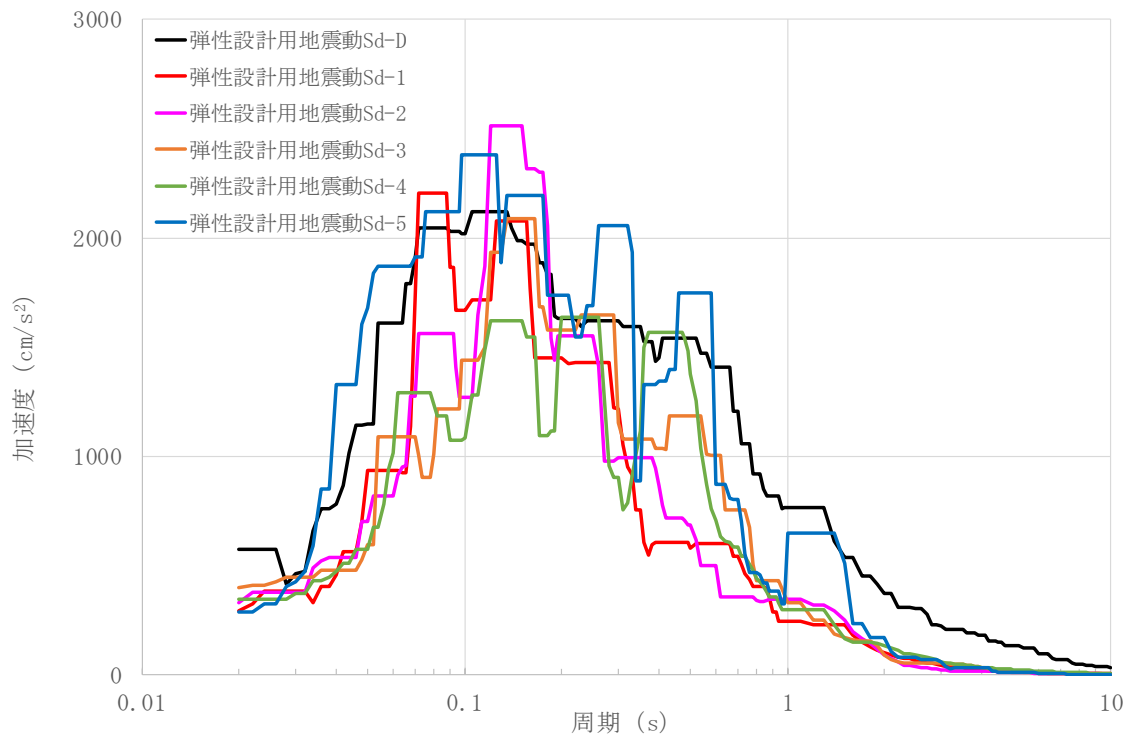
第 2.156 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 6 減衰定数 0.5%)



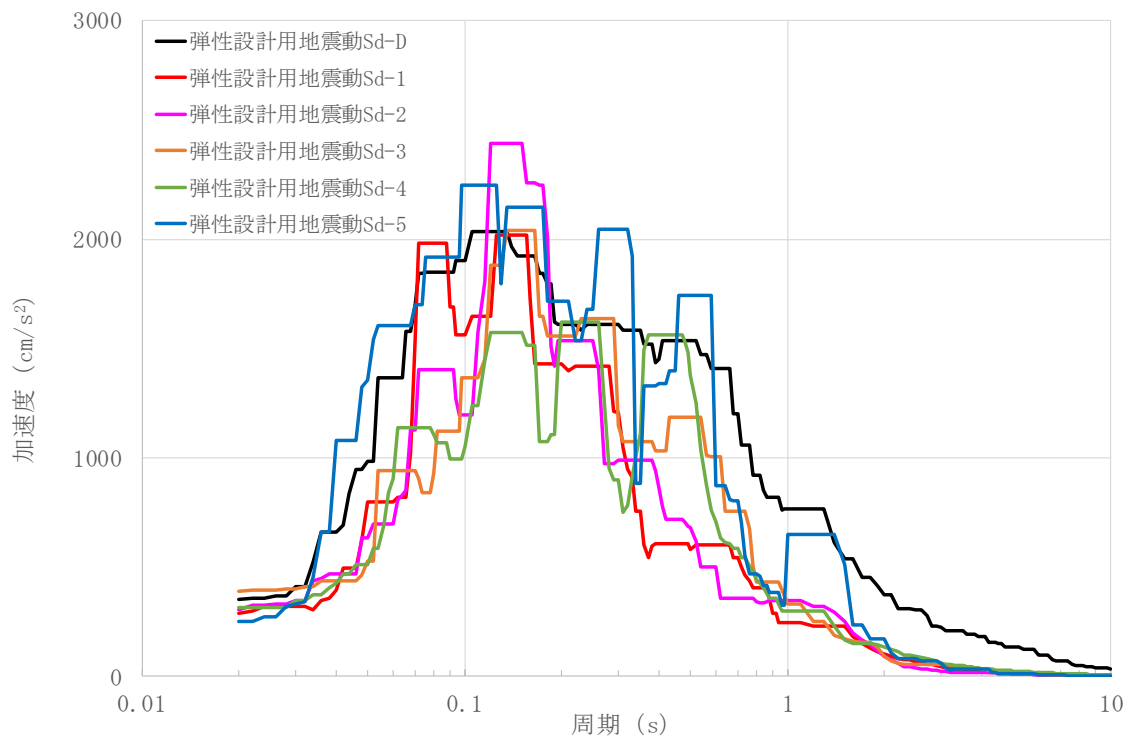
第 2.157 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 7 減衰定数 0.5%)



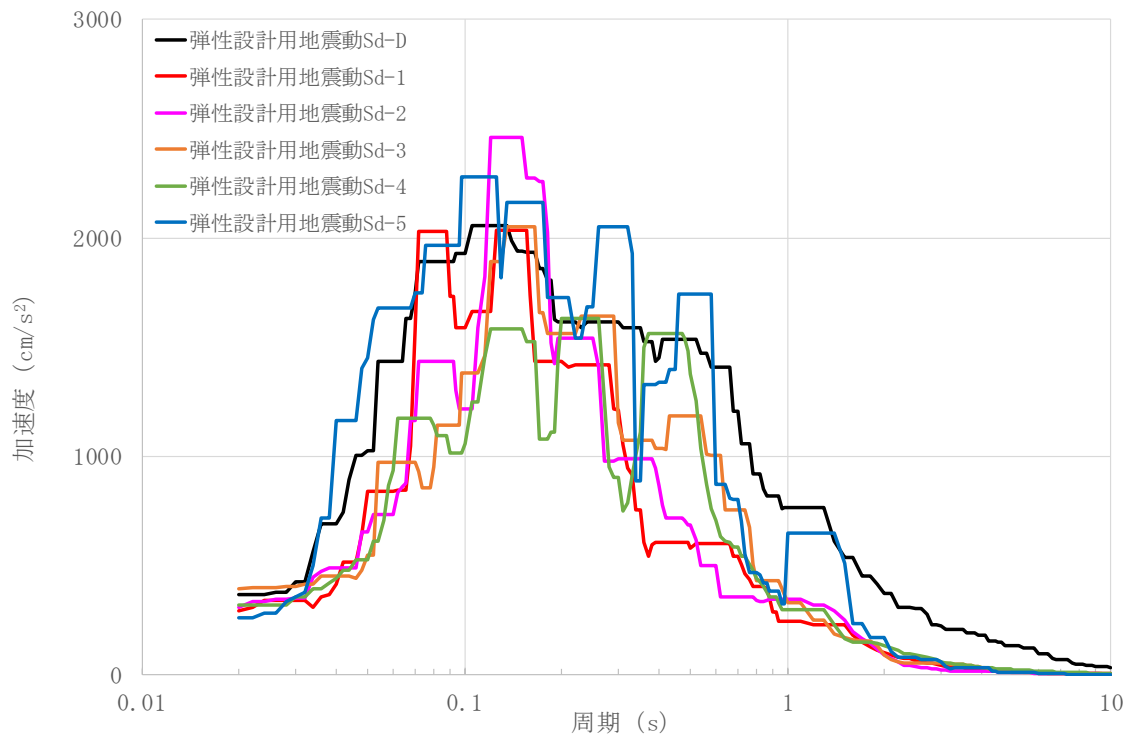
第 2.158 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 8 減衰定数 0.5%)



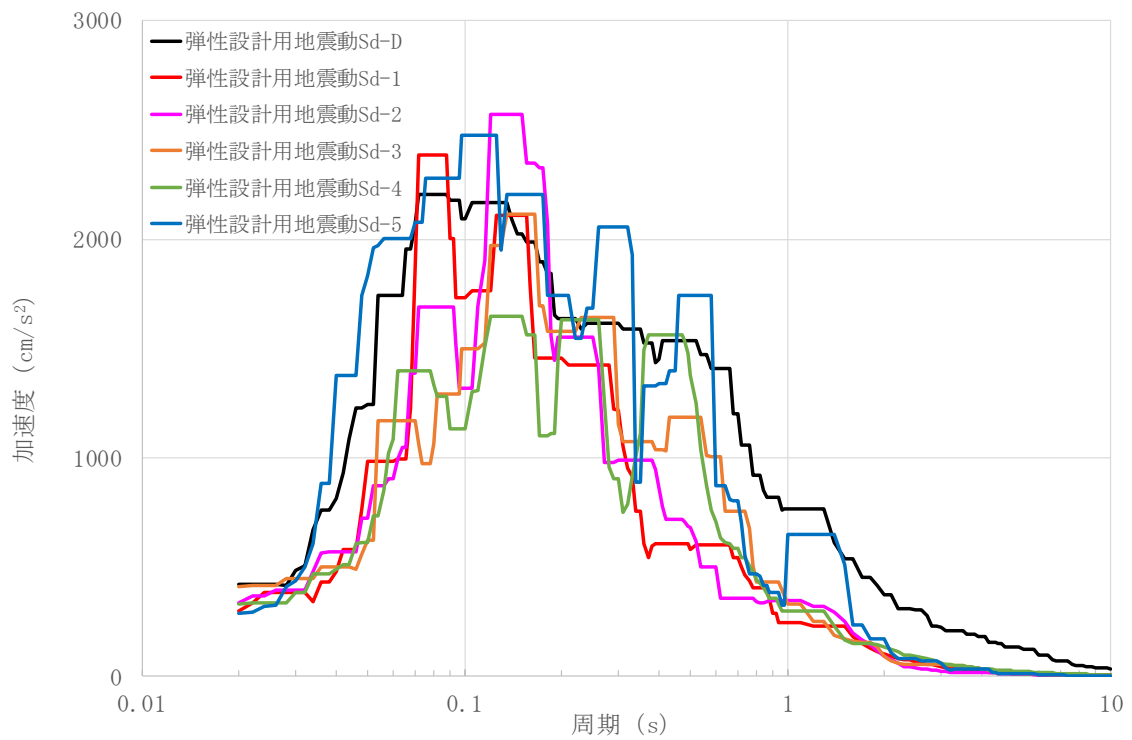
第 2.159 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 9 減衰定数 0.5%)



第 2.160 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 10 減衰定数 0.5%)



第 2.161 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 11 減衰定数 0.5%)



第 2.162 図 鉛直成分の FRS (Sd) (冷却塔質点番号 No. 12 減衰定数 0.5%)

3. 評価手法

耐震性に関する解析の方針を第 3.1 図に示す。耐震性に関する解析は、応答倍率法による評価、設計時と同等の評価及び詳細評価を実施する。以下に、応答倍率法による評価、設計時と同等の評価及び詳細評価の方法を示す。

なお、B クラスの共振のおそれのあるもの(1 次固有振動数が 20Hz 未満)は、弾性設計用地震動 Sd の 2 分の 1 の時刻歴加速度応答又は床応答スペクトルに基づいて動的検討を行う。

3.1 応答倍率法による評価の方法

応答倍率法による評価は、既往の設工認で得られた応力評価結果を用いる評価手法であり、固有周期における既往評価時と再評価時の床応答スペクトルの応答比を乗じることで耐震評価を実施するものである。応答倍率法による評価の方法は、大きく 2 つあり、既往の耐震評価で得られた「地震時の応力」と「地震時以外の応力」を合わせた全応力に応答比を乗じて発生値を算出する方法(以下、「方法 1」という。)及び「地震時の応力」のみに応答比を乗じて発生値を算出する方法(以下、「方法 2」という。)がある。

応答比の一般的な算出方法は、評価対象設備の固有周期における水平震度、鉛直震度を再評価時及び既往評価時の地震動から読み取り算出する。配管のような複数の固有周期のモードを有し、複数の固有周期における震度を考慮する必要がある評価対象設備では各周期のうち最大となる応答比を算出する。床置き機器等のような固有周期の 1 次モードが支配的になる評価対象設備では固有周期の 1 次モードから応答比を算出する。ただし、応答倍率法による評価による保守性を担保するために、複数の固有周期のモードを有する柔構造の機器・配管系に対しては、1 次周期よりも短周期における全周期の中で応答比が最大となる周期における震度を読み取り、応答比を算出する。床置き機器等のような固有周期の 1 次モードが支配的になる評価対象設備では、固有周期の 1 次モードを含めた複数のモード(50Hz まで)の中から最大の応答比を算出する。応答倍率法による評価は方法 1 及び方法 2 の両評価を実施し、両評価結果が評価基準値を満足することを確認する。柔構造の機器・配管系の応答比の算出方法を第 3.2 図に示す。

3.2 既往の設工認と同等の評価の方法

応答倍率法による評価により評価基準値を満足しない機器・配管系については、設計時と同等の評価を行い、算出値を求め、許容値と比較する。設計時の評価との主な変更点は、以下に示す。

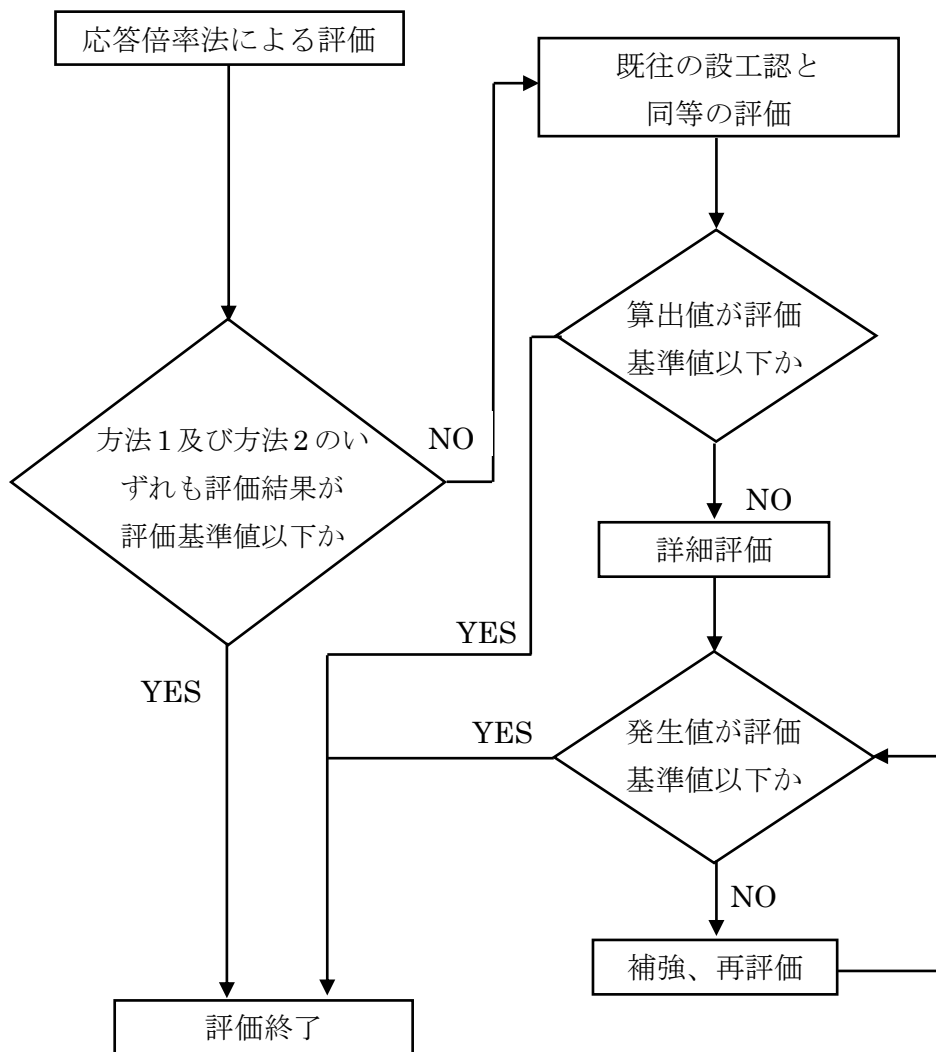
なお、具体的な評価手法は設備ごとに記載する。

- ・水平方向の包絡波は、個別波とする。

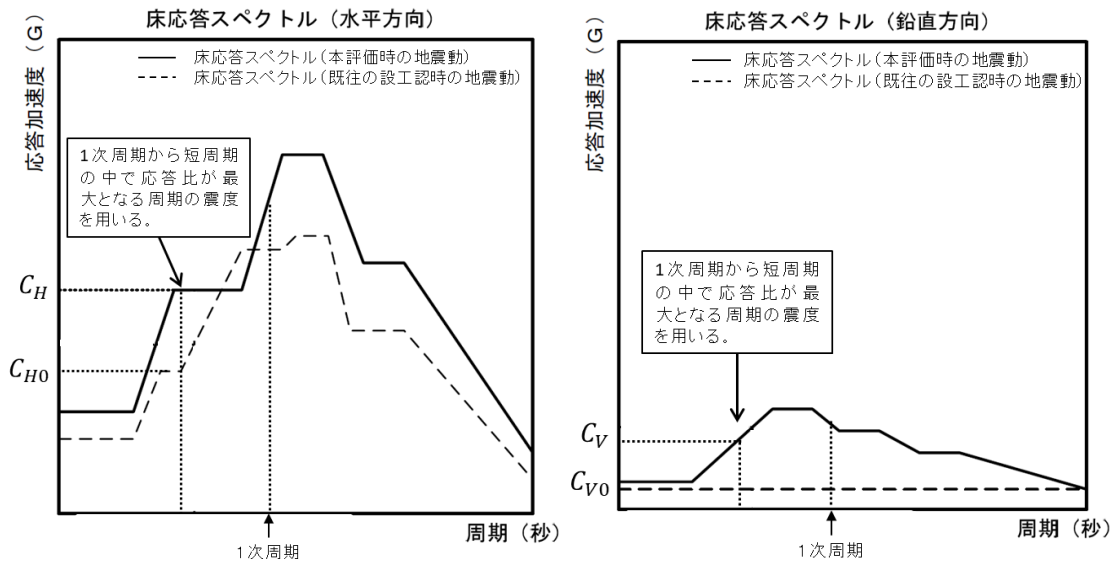
3.3 詳細評価の方法

設計時と同等の評価により評価基準値を満足しない機器・配管系については、より現実

に近い応答が得られるように解析モデルへの有限要素法の適用、時刻歴解析の採用、減衰定数の見直し等を行い規格基準の範疇で詳細な評価を行う。



第 3.1 図 耐震性に関する解析の方針



$$\frac{\sqrt{C_H^2 + (1 + C_V)^2}}{\sqrt{C_{H0}^2 + (1 + C_{V0})^2}} : \text{方法 1 の応答比} (\alpha_1)$$

$$\frac{\sqrt{C_H^2 + C_V^2}}{\sqrt{C_{H0}^2 + C_{V0}^2}} : \text{方法 2 の応答比} (\alpha_2)$$

- C_H : 本評価時の地震動の水平震度
- C_V : 本評価時の地震動の鉛直震度
- C_{H0} : 既往の設工認の地震動の水平震度
- C_{V0} : 既往の設工認の地震動の鉛直震度

第 3.2 図 柔構造の機器・配管系の応答比の算出方法

1-4-2. 機器・配管系及び建物・構築物の構造(耐震性及び波及的影響)に関する説明書
(原子炉本体の耐震性評価)

目次

1. 原子炉本体の耐震性評価.....	添 1 - 4 - 2 - 1
2. 応答倍率法による評価.....	添 1 - 4 - 2 - 2
2.1 評価手法.....	添 1 - 4 - 2 - 2
2.2 評価結果.....	添 1 - 4 - 2 - 2
3. 原子炉本体の時刻歴解析.....	添 1 - 4 - 2 - 19
3.1 概要.....	添 1 - 4 - 2 - 19
3.2 適用規格.....	添 1 - 4 - 2 - 19
3.3 解析ケース.....	添 1 - 4 - 2 - 19
3.4 解析モデル.....	添 1 - 4 - 2 - 19
3.5 入力変位履歴.....	添 1 - 4 - 2 - 19
3.6 スペクトルの作成.....	添 1 - 4 - 2 - 19
4. 原子炉圧力容器	添 1 - 4 - 2 - 61
4.1 圧力容器円筒胴.....	添 1 - 4 - 2 - 62
4.2 フランジ.....	添 1 - 4 - 2 - 78
4.3 スタッドボルト.....	添 1 - 4 - 2 - 78
4.4 制御棒スタンドパイプ管台.....	添 1 - 4 - 2 - 79
4.5 制御棒スタンドパイプ.....	添 1 - 4 - 2 - 94
4.6 サポートリブ.....	添 1 - 4 - 2 - 110
4.7 圧力容器スカート.....	添 1 - 4 - 2 - 127
5. まとめ	添 1 - 4 - 2 - 149

表 目 次

第 1.1 表	原子炉本体の評価対象設備.....	添 1 - 4 - 2 - 1
第 2.1 表	S クラス評価(基準地震動 S _s による許容応力状態Ⅳ _A S)...	添 1 - 4 - 2 - 7
第 2.2 表	S クラス評価(弾性設計用地震動 S _d による許容応力状態Ⅲ _A S).....	添 1 - 4 - 2 - 9
第 2.3 表	B クラス評価.....	添 1 - 4 - 2 - 11
第 3.1 表	解析ケース.....	添 1 - 4 - 2 - 20
第 3.2 表	境界条件.....	添 1 - 4 - 2 - 20
第 3.3 表	配管解析モデルで考慮する建家モデルの結果出力位置..	添 1 - 4 - 2 - 20
第 3.4 表	配管解析モデルで考慮する原子炉本体モデルの結果出力位置.....	添 1 - 4 - 2 - 20
第 4.1 表	原子炉压力容器 压力容器円筒胴の材料特性.....	添 1 - 4 - 2 - 63
第 4.2 表	Ss1-4_SsD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器円筒胴).....	添 1 - 4 - 2 - 63
第 4.3 表	Ss5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器円筒胴).....	添 1 - 4 - 2 - 63
第 4.4 表	Sd1-4_SdD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器円筒胴).....	添 1 - 4 - 2 - 64
第 4.5 表	Sd5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器円筒胴).....	添 1 - 4 - 2 - 64
第 4.6 表	Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 一次応力の制限(評価断面-内面).....	添 1 - 4 - 2 - 65
第 4.7 表	Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 一次応力の 制限(評価断面-内面).....	添 1 - 4 - 2 - 66
第 4.8 表	Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 S _a の制限(評価断面- 内面).....	添 1 - 4 - 2 - 67
第 4.9 表	Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 S _a の制限(評価断面-内面)	添 1 - 4 - 2 - 67
第 4.10 表	Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 メカニカルラチェ ットの制限(評価断面-内面).....	添 1 - 4 - 2 - 68
第 4.11 表	Ss5 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 メカニカルラチェットの 制限(評価断面-内面).....	添 1 - 4 - 2 - 68
第 4.12 表	Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 累積疲れ損傷係数 の算定(その 1) (評価断面-内面).....	添 1 - 4 - 2 - 69

第 4.13 表	Sd5 地震動表	原子炉压力容器	压力容器円筒胴	累積疲れ損傷係数の算定(その 1) (評価断面-内面)	添 1 - 4 - 2 - 70
第 4.14 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	压力容器円筒胴	累積クリープ損傷係数の算定(その 2) (評価断面-内面)	添 1 - 4 - 2 - 71
第 4.15 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	压力容器円筒胴	累積クリープ損傷係数の算定(その 2) (評価断面-内面)	添 1 - 4 - 2 - 72
第 4.16 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	压力容器円筒胴	クリープ疲れ損傷の制限 (評価断面-内面)	添 1 - 4 - 2 - 73
第 4.17 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	压力容器円筒胴	クリープ疲れ損傷の制限 (評価断面-内面)	添 1 - 4 - 2 - 73
第 4.18 表	Ss1-4_SsD 地震動	原子炉压力容器	压力容器円筒胴	座屈の防止	添 1 - 4 - 2 - 74
第 4.19 表	Ss5 地震動	原子炉压力容器	压力容器円筒胴	座屈の防止	添 1 - 4 - 2 - 74
第 4.20 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	压力容器円筒胴	座屈の防止	添 1 - 4 - 2 - 75
第 4.21 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	压力容器円筒胴	座屈の防止	添 1 - 4 - 2 - 75
第 4.22 表	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ管台		材料特性	添 1 - 4 - 2 - 80
第 4.23 表	Ss1-4_SsD 地震動	機械的荷重(原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ管台)		添 1 - 4 - 2 - 80
第 4.24 表	Ss5 地震動	機械的荷重(原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ管台)..		添 1 - 4 - 2 - 80
第 4.25 表	Sd1-4_SdD 地震動	機械的荷重(原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ管台)		添 1 - 4 - 2 - 81
第 4.26 表	Sd5 地震動	機械的荷重(原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ管台)..		添 1 - 4 - 2 - 81
第 4.27 表	Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ管台	一次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 82
第 4.28 表	Ss5 地震動及び Sd5 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ管台	一次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 83
第 4.29 表	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ管台		クリープ効果の判定(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 84
第 4.30 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ管台	一次+二次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 85

第 4.31 表	Sd5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台	一次+二次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 86
第 4.32 表	Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台	熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 87
第 4.33 表	Sd5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台	熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 87
第 4.34 表	Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台	メカニカルラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 88
第 4.35 表	Ss5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台	メカニカルラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 88
第 4.36 表	Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台	累積疲れ損傷係数の算定(その 2)(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 89
第 4.37 表	Sd5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台	累積疲れ損傷係数の算定(その 2)(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 90
第 4.38 表	Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台	クリープ疲れ損傷の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 91
第 4.39 表	Sd5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台	クリープ疲れ損傷の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 91
第 4.40 表	原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプの材料特性...	添 1 - 4 - 2 - 95	
第 4.41 表	Ss1-4_SsD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ)	添 1 - 4 - 2 - 95
第 4.42 表	Ss5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ).....	添 1 - 4 - 2 - 95
第 4.43 表	Sd1-4_SdD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ)	添 1 - 4 - 2 - 96
第 4.44 表	Sd5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ).....	添 1 - 4 - 2 - 96
第 4.45 表	Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ	一次応力の制限(非クリープ温度域) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 97
第 4.46 表	Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ	一次応力の制限(非クリープ温度域) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 98
第 4.47 表	Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ	一次応力の制限(クリープ温度域) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 99

第 4.48 表	Ss5 地震動及び Sd5 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ	一次応力の制限(クリープ温度域) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 100
第 4.49 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ	一次+二次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 101
第 4.50 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ	一次+二次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 102
第 4.51 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ	熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 103
第 4.52 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ	熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 103
第 4.53 表	Ss1-4_SsD 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ	疲れ解析(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 104
第 4.54 表	Ss5 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ	疲れ解析(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 105
第 4.55 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ	疲れ解析(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 106
第 4.56 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	制御棒スタンドパイプ	疲れ解析(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 107
第 4.57 表	原子炉压力容器	サポートリブ	材料特性	添 1 - 4 - 2 - 111
第 4.58 表	Ss1-4_SsD 地震動	機械的荷重(原子炉压力容器	サポートリブ)	添 1 - 4 - 2 - 111
第 4.59 表	Ss5 地震動	機械的荷重(原子炉压力容器	サポートリブ)	添 1 - 4 - 2 - 111
第 4.60 表	Sd1-4_SdD 地震動	機械的荷重(原子炉压力容器	サポートリブ)	添 1 - 4 - 2 - 112
第 4.61 表	Sd5 地震動	機械的荷重(原子炉压力容器	サポートリブ)	添 1 - 4 - 2 - 112	
第 4.62 表	Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	サポートリブ	一次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 113
第 4.63 表	Ss5 地震動及び Sd5 地震動	原子炉压力容器	サポートリブ	一次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 114
第 4.64 表	原子炉压力容器	サポートリブ	長期一次応力の判定(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 115	
第 4.65 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	サポートリブ	一次+二次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 116
第 4.66 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	サポートリブ	一次+二次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 117

第 4.67 表	Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ Sa の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 118
第 4.68 表	Sd5 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ Sa の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 118
第 4.69 表	Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ メカニカルラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 119
第 4.70 表	Ss5 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ メカニカルラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 119
第 4.71 表	Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ 累積疲れ損傷係数の算定(その 2) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 120
第 4.72 表	Sd5 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ 累積疲れ損傷係数の算定(その 2) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 121
第 4.73 表	Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ 累積クリープ損傷係数の算定(その 3) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 122
第 4.74 表	Sd5 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ 累積クリープ損傷係数の算定(その 3) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 123
第 4.75 表	Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ クリープ疲れ損傷の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 124
第 4.76 表	Sd5 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ クリープ疲れ損傷の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 124
第 4.77 表	原子炉压力容器 压力容器スカート の材料特性	添 1 - 4 - 2 - 128
第 4.78 表	Ss1-4_SsD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器スカート)	添 1 - 4 - 2 - 128
第 4.79 表	Ss5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器スカート)	添 1 - 4 - 2 - 128
第 4.80 表	Sd1-4_SdD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器スカート)	添 1 - 4 - 2 - 129
第 4.81 表	Sd5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器スカート)	添 1 - 4 - 2 - 129
第 4.82 表	Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 一次応力の制限(非クリープ温度域) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 130
第 4.83 表	Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 一次応力の制限(非クリープ温度域) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 131

第 4.84 表	Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	一次応力の制限(クリープ温度域) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 132
第 4.85 表	Ss5 地震動及び Sd5 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	一次応力の制限(クリープ温度域) (評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 133
第 4.86 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	一次+二次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 134
第 4.87 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	一次+二次応力の制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 135
第 4.88 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 136
第 4.89 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 136
第 4.90 表	Ss1-4_SsD 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	弾塑性解析(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 137
第 4.91 表	Ss5 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	弾塑性解析(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 139
第 4.92 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	弾塑性解析(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 141
第 4.93 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	弾塑性解析(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 143
第 4.94 表	Ss1-4_SsD 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	座屈の防止(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 145
第 4.95 表	Ss5 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	座屈の防止(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 145
第 4.96 表	Sd1-4_SdD 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	座屈の防止(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 146
第 4.97 表	Sd5 地震動	原子炉压力容器	压力容器スカート	座屈の防止(評価断面-外面)	添 1 - 4 - 2 - 146

目 次

第 2.1 図	入力波補間位置.....	添 1 - 4 - 2 - 3
第 2.2 図	原子炉圧力容器時刻歴応答解析モデル.....	添 1 - 4 - 2 - 4
第 2.3 図	炉内構造物時刻歴応答解析モデル.....	添 1 - 4 - 2 - 5
第 2.4 図	原子炉圧力容器及び炉内構造物等解析フロー.....	添 1 - 4 - 2 - 6
第 3.1 図	原子炉構造物系 多質点はりモデル.....	添 1 - 4 - 2 - 21
第 3.2 図	解析モデルの概略図.....	添 1 - 4 - 2 - 22
第 3.3 図	入力波補間位置.....	添 1 - 4 - 2 - 23
第 3.4 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：水平)	添 1 - 4 - 2 - 24
第 3.5 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：鉛直)	添 1 - 4 - 2 - 25
第 3.6 図	補助ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：水平) (1/2) ..	添 1 - 4 - 2 - 25
第 3.7 図	補助ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：水平) (2/2) ..	添 1 - 4 - 2 - 26
第 3.8 図	補助ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：鉛直)	添 1 - 4 - 2 - 26
第 3.9 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Ss(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 28
第 3.10 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Ss(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 29
第 3.11 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Ss(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 30
第 3.12 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Ss(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 31
第 3.13 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル鉛直 UD Ss(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 32
第 3.14 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル鉛直 UD Ss(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 33
第 3.15 図	補助ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Ss(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 34
第 3.16 図	補助ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Ss(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 35
第 3.17 図	補助ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Ss(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 36
第 3.18 図	補助ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Ss(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 37
第 3.19 図	補助ヘリウム配管用スペクトル鉛直 UD Ss(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 38
第 3.20 図	補助ヘリウム配管用スペクトル鉛直 UD Ss(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 39
第 3.21 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Sd(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 40
第 3.22 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Sd(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 41
第 3.23 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Sd(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 42
第 3.24 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Sd(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 43
第 3.25 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル鉛直 Sd(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 44
第 3.26 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル鉛直 Sd(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 45
第 3.27 図	補助ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Sd(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 46
第 3.28 図	補助ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Sd(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 47
第 3.29 図	補助ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Sd(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 48
第 3.30 図	補助ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Sd(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 49

第 3.31 図	補助ヘリウム配管用スペクトル鉛直 Sd(1/2)	添 1 - 4 - 2 - 50
第 3.32 図	補助ヘリウム配管用スペクトル鉛直 Sd(2/2)	添 1 - 4 - 2 - 51
第 3.33 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル : Ss1-4_SsD	添 1 - 4 - 2 - 53
第 3.34 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル : Ss5	添 1 - 4 - 2 - 54
第 3.35 図	補助ヘリウム配管用スペクトル : Ss1-4_SsD	添 1 - 4 - 2 - 55
第 3.36 図	補助ヘリウム配管用スペクトル : Ss5	添 1 - 4 - 2 - 56
第 3.37 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル : Sd1-4_SdD	添 1 - 4 - 2 - 57
第 3.38 図	1 次ヘリウム配管用スペクトル : Sd5	添 1 - 4 - 2 - 58
第 3.39 図	補助ヘリウム配管用スペクトル : Sd1-4_SdD	添 1 - 4 - 2 - 59
第 3.40 図	補助ヘリウム配管用スペクトル : Sd5	添 1 - 4 - 2 - 60
第 4.1 図	評価箇所	添 1 - 4 - 2 - 61
第 4.2 図	原子炉压力容器 压力容器円筒胴の形状及び寸法図	添 1 - 4 - 2 - 76
第 4.3 図	原子炉压力容器 压力容器円筒胴 応力評価断面	添 1 - 4 - 2 - 77
第 4.4 図	原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台の形状及び寸法図	添 1 - 4 - 2 - 92
第 4.5 図	原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台 応力評価断面	添 1 - 4 - 2 - 93
第 4.6 図	原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプの形状及び寸法図	添 1 - 4 - 2 - 108
第 4.7 図	原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ 応力評価断面	添 1 - 4 - 2 - 109
第 4.8 図	原子炉压力容器 サポートリブの形状及び寸法図	添 1 - 4 - 2 - 125
第 4.9 図	原子炉压力容器 サポートリブ 応力評価断面	添 1 - 4 - 2 - 126
第 4.10 図	原子炉压力容器 压力容器スカート の形状及び寸法図	添 1 - 4 - 2 - 147
第 4.11 図	原子炉压力容器 压力容器スカート 応力評価断面 ..	添 1 - 4 - 2 - 148

1. 原子炉本体の耐震性評価

原子炉本体の評価対象設備及び耐震重要度分類を第 1.1 表に示す。炉心構成要素の制御棒案内ブロック、燃料体及び可動反射体ブロックの評価に当たっては、地震時に作用する荷重に対して、崩壊熱除去可能な形状が阻害されないこと、及び過大な変形や破損を生じることにより、制御棒の挿入が阻害されないことを確認する。そのため、制御棒案内ブロックは、基準地震動においても制御棒の挿入性を確保するため、ブロック端部に亀裂が生じたとしても過大な破損を生じないことを確認する。また、基準地震動が発生した場合、耐震 S クラスの炉心支持鋼構造物(拘束バンドを除く)及び炉心支持黒鉛構造物(サポートポスト(支持機能のみ))が、炉心全体の形状を維持し、制御棒の挿入性及び崩壊熱の除去を担保する。したがって、炉心の形状維持機能に寄与しない燃料体、可動反射体ブロックは、基準地震動に対して、健全性を有する必要はない。ただし、頻度の高い地震に対して健全性を有することを確認するため、弾性設計用地震動の 2 分の 1 を用いて評価を行う。

なお、B クラスの炉内構造物は、固有周期解析を実施せず、評価対象とする。

第 1.1 表 原子炉本体の評価対象設備

耐震重要度分類	クラス別施設	設備機器
S クラス	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系	原子炉圧力容器
		スタンドパイプ
		圧力容器スカート
		圧力容器基礎ボルト
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持する施設	サポートポスト(支持機能のみ)
		炉心支持板
		炉心支持格子
		炉心拘束機構(拘束バンドを除く。)
B クラス	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	固定反射体ブロック
		高温プレナムブロック
		サポートポスト((支持機能のみ)を除く。)
		炉床部断熱層
		炉心拘束機構の拘束バンド
—	—	制御棒案内ブロック(制御棒の挿入性に係る箇所)
		燃料体
		可動反射体ブロック

2. 応答倍率法による評価

2.1 評価手法

原子炉圧力容器、炉内構造物等については、評価に用いる地震力(加速度、せん断力、モーメント、軸力、衝突力等)と既往の設工認の地震力との比を求め、設計時の応力に乗じることにより算出値を求め、評価基準値と比較する。

原子炉圧力容器時刻歴応答解析モデルに対する入力波形は、原子炉建家の地震応答解析により得られた時刻歴変位を原子炉圧力容器のスカート部(節点番号 1)、スタビライザ部(節点番号 20)及びスタンドパイプ(S/P)部(節点番号 120)位置でそれぞれ補間し、これを入力波とした。入力波の補間方法は、第 2.1 図に示す I/C の BSIC、I/C08、IC09、I/C10、IC11 で得られた時刻歴変位をスカート部(ND1)、スタビライザ部(ND20)、S/P 部(ND120)位置で線形補間する。各位置の補間式は以下のとおりである。

$$ND1 = I/C08$$

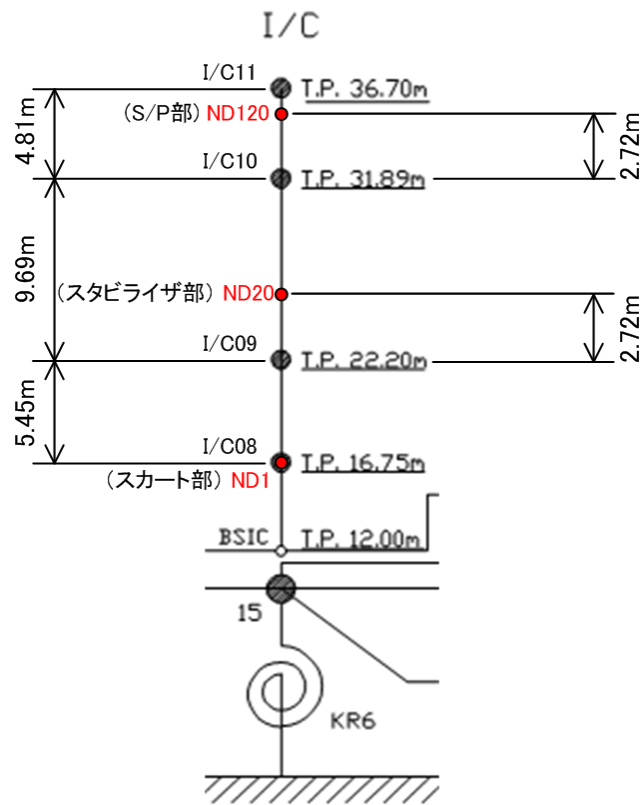
$$ND20 = (I/C10 - I/C09) \div 9.69 \times 2.72 + I/C09$$

$$ND120 = (I/C11 - I/C10) \div 4.81 \times 2.72 + I/C10$$

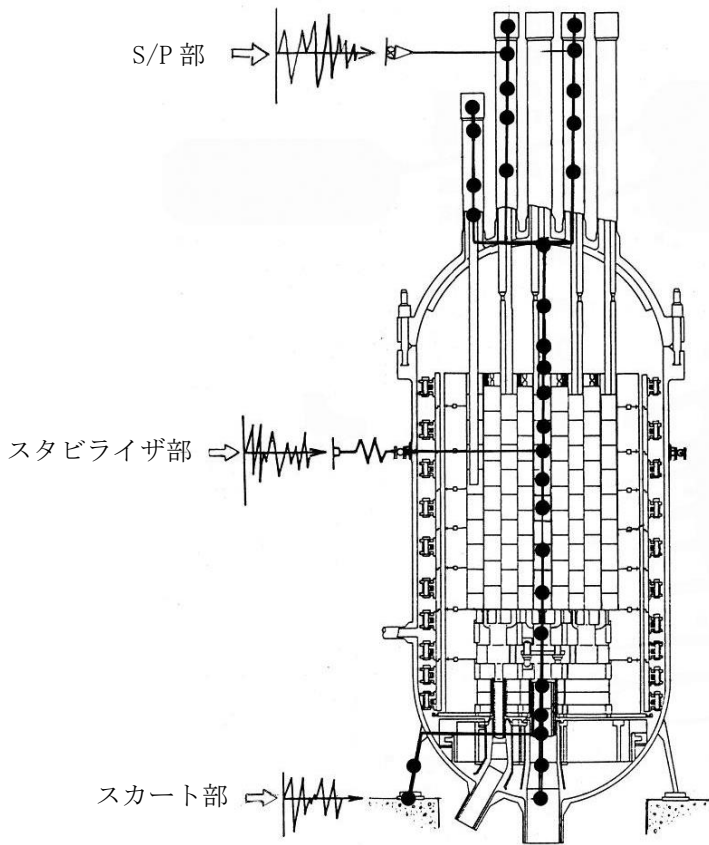
上記により得られた時刻歴変位を第 2.2 図に示す原子炉圧力容器の解析モデルに入力し、原子炉圧力容器の解析により得られた時刻歴変位等を第 2.3 図に示す炉内構造物の解析モデルに入力することにより原子炉圧力容器、炉内構造物等の解析を行う。原子炉圧力容器、炉内構造物等の解析フローを第 2.4 図に示す。

2.2 評価結果

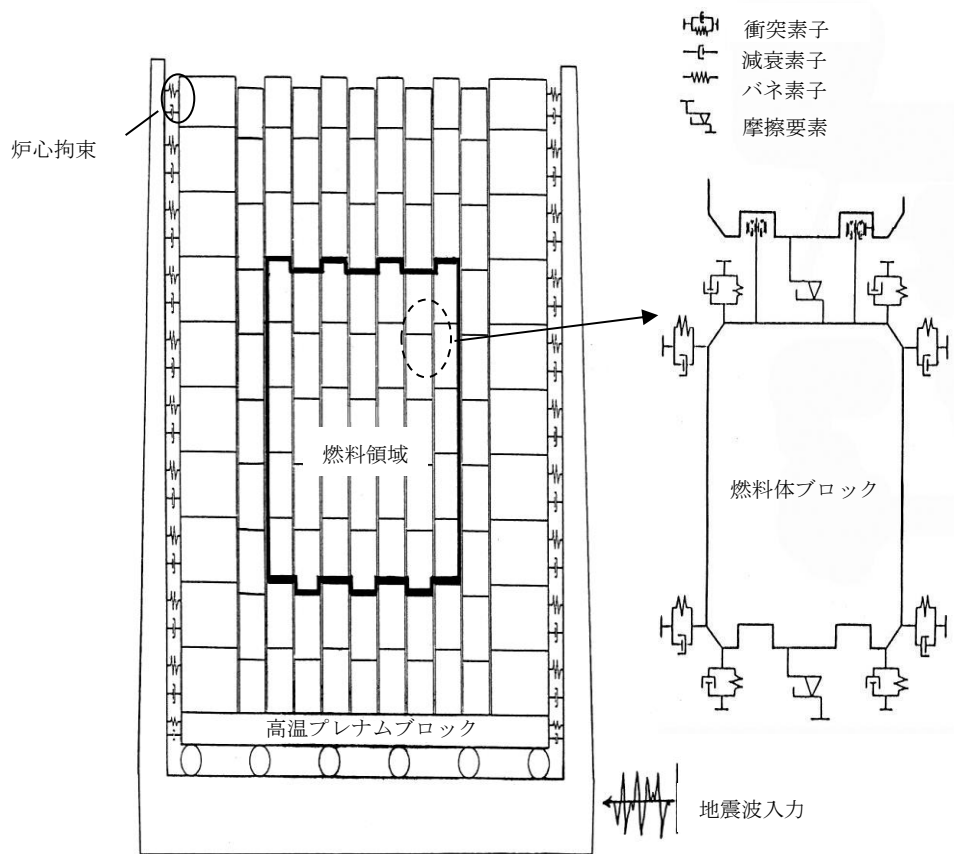
原子炉本体の耐震性の評価結果を第 2.1 表から第 2.3 表に示す。



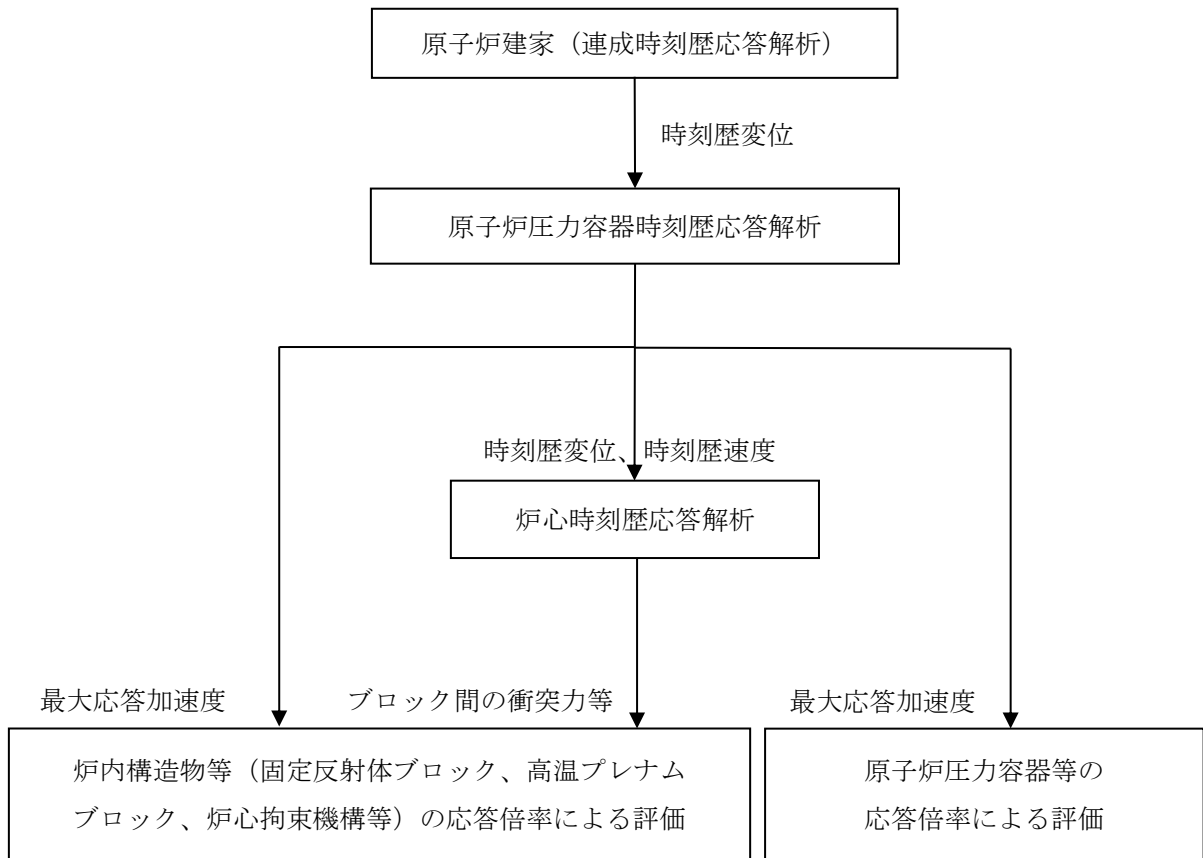
第 2.1 図 入力波補間位置



第 2.2 図 原子炉圧力容器時刻歴応答解析モデル



第 2.3 図 炉内構造物時刻歴応答解析モデル



第 2.4 図 原子炉压力容器及び炉内構造物等解析フロー

第 2.1 表 S クラス評価(基準地震動 Ss による許容応力状態IV_AS)

No.	評価対象設備	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料 ^{*1}	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-Ss-1	サポート ポスト	S	サポート ポスト	軸圧縮 荷重	10	14	30	Ⅱ-イ-1	
イ-Ss-2	外周支持板	S	内面	膜	10	10	275	Ⅲ-イ-5	
				膜+曲げ	11	11	413		
イ-Ss-3	内側中心 支持板	S	外面	膜	18	19	249	Ⅲ-イ-5	
				膜+曲げ	22	24	373		
イ-Ss-4	内側周辺 支持板	S	外面	膜	6	6	259	Ⅲ-イ-5	
				膜+曲げ	8	8	390		
イ-Ss-5	円筒胴	S	下面	膜	11	11	279	Ⅳ-イ-5	
				膜+曲げ	16	17	418		
イ-Ss-6	菱形格子状梁	S	上面	膜	26	28	279	Ⅳ-イ-5	
				膜+曲げ	33	35	418		
イ-Ss-7	レストレイン トリング (上 8 段)	S	外面	膜	8	13	280	Ⅲ-イ-6	
				膜+曲げ	19	34	421		
イ-Ss-8	バンド支え (下 2 段)	S	外面	膜	—	28	288	Ⅲ-イ-6	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	—	59	432		

No.	評価対象設備	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-Ss-9	圧力容器基礎 ボルト	S	内外面	引張	149	327	492	Ⅲ-ニ-8	
				せん断	50	110	378		
イ-Ss-10	制御棒案内 ブロック	-	燃料領域	膜	-	4	14	Ⅲ-ロ-5	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	-	9	20		
				膜+曲げ+ ヒーク	-	15	22		
イ-Ss-11	制御棒案内 ブロック	-	可動反射体 領域の 3 段 目から 8 段 目まで	膜	-	7	14	Ⅲ-ロ-5	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	-	9	20		
				膜+曲げ+ ヒーク	-	10	22		

※1 既往の設工認添付計算書

- 「Ⅱ-イ-1 炉心支持黒鉛構造物の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 2 回申請)平成 3 年 9 月 25 日付け 3 安(原規)第 368 号)
- 「Ⅲ-ロ-5 燃料体以外の炉心構成要素の耐熱、耐放射線強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 3 回申請)平成 4 年 4 月 9 日付け 4 安(原規)第 47 号)
- 「Ⅲ-イ-5 炉心支持板の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 3 回申請)平成 4 年 4 月 9 日付け 4 安(原規)第 47 号)
- 「Ⅳ-イ-5 炉心支持格子の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 4 回申請)平成 4 年 9 月 30 日付け 4 安(原規)第 312 号)
- 「Ⅲ-イ-6 炉心拘束機構の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 3 回申請)平成 4 年 4 月 9 日付け 4 安(原規)第 47 号)
- 「Ⅳ-イ-4 原子炉容器の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 4 回申請)平成 4 年 9 月 30 日付け 4 安(原規)第 312 号)
- 「Ⅲ-ニ-8 圧力容器基礎ボルトの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 3 回申請)平成 4 年 4 月 9 日付け 4 安(原規)第 47 号)

第 2.2 表 S クラス評価(弾性設計用地震動 Sd による許容応力状態Ⅲ_AS)

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料*1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-Sd-1	サポート ポスト	S	サポート ポスト	軸圧縮 荷重	8	9	25	Ⅱ-イ-1	
イ-Sd-2	外周支持板	S	内面	膜	7	7	164	Ⅲ-イ-5	
				膜+曲げ	8	8	248		
イ-Sd-3	内側中心 支持板	S	外面	膜	12	12	124	Ⅲ-イ-5	
				膜+曲げ	15	14	186		
イ-Sd-4	内側周辺 支持板	S	外面	膜	4	4	155	Ⅲ-イ-5	
				膜+曲げ	6	6	234		
イ-Sd-5	円筒胴	S	下面	膜	8	8	167	Ⅳ-イ-5	
				膜+曲げ	11	11	251		
イ-Sd-6	菱形格子状梁	S	上面	膜	18	17	167	Ⅳ-イ-5	
				膜+曲げ	22	22	251		
イ-Sd-7	レストレイン トリング (上 8 段)	S	外面	膜	7	9	168	Ⅲ-イ-6	
				膜+曲げ	15	22	253		
イ-Sd-8	バンド支え (下 2 段)	S	外面	膜	—	21	151	Ⅲ-イ-6	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	—	44	226		

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-Sd-9	圧力容器基礎 ボルト	S	内外面	引張	98	74	492	Ⅲ-ニ-8	
				せん断	33	25	378		

※1 既往の設工認添付計算書

- 「Ⅱ-イ-1 炉心支持黒鉛構造物の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第2回申請)平成3年9月25日付け 3安(原規)第368号)
- 「Ⅲ-ロ-5 燃料体以外の炉心構成要素の耐熱、耐放射線強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け 4安(原規)第47号)
- 「Ⅲ-イ-5 炉心支持板の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け 4安(原規)第47号)
- 「Ⅳ-イ-5 炉心支持格子の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第4回申請)平成4年9月30日付け 4安(原規)第312号)
- 「Ⅲ-イ-6 炉心拘束機構の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け 4安(原規)第47号)
- 「Ⅳ-イ-4 原子炉容器の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第4回申請)平成4年9月30日付け 4安(原規)第312号)
- 「Ⅲ-ニ-8 圧力容器基礎ボルトの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け 4安(原規)第47号)

第 2.3 表 B クラス評価

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料 ^{※1}	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-B-1	固定反射体ブ ック 炉心側部	B	—	膜	0.6	0.6	1.7	II-イ-1	
				膜+曲げ	0.9	0.9	2.2		
				膜+曲げ+ヒーク	2.2	2.2	3.0		
イ-B-2	固定反射体ブ ック 高温プレナム ブロック部	B	—	膜	0.7	0.8	1.7	II-イ-1	
				膜+曲げ	1.4	1.6	2.2		
				膜+曲げ+ヒーク	2.4	2.6	3.0		
			側部キー	純せん断	0.1	0.1	7.8		
			内面キー	純せん断	0.5	0.5	7.8		
			ダウエル ピン	膜	1.3	1.5	7.8		
				膜+曲げ	6.1	7.2	10.4		
膜+曲げ+ヒーク	6.1	7.2	14.1						
イ-B-3	固定反射体ブ ック 最下段	B	—	膜	0.3	0.4	1.9	II-イ-1	
				膜+曲げ	0.6	0.6	2.6		
				膜+曲げ+ヒーク	2.6	2.6	3.5		
			側部キー	純せん断	0.1	0.1	7.8		
			内面キー	純せん断	0.3	0.2	7.8		

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-B-4	高温プレナムブ ロック シール用 ブロック (中心ブロック)	B	-	膜	-	0.9	1.9	II-イ-1	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	-	1.6	2.6		
				膜+曲げ+ヒール	-	2.4	3.5		
			ダウエル ピン	膜	-	1.5	7.8		
				膜+曲げ	-	7.2	10.4		
				膜+曲げ+ヒール	-	7.2	14.1		
イ-B-5	高温プレナムブ ロック シール用 ブロック (周辺ブロック)	B	-	膜	-	1.1	2.2	II-イ-1	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	-	1.9	2.9		
				膜+曲げ+ヒール	-	2.7	3.9		
			ダウエル ピン	膜	-	1.5	7.8		
				膜+曲げ	-	7.2	10.4		
				膜+曲げ+ヒール	-	7.2	14.1		
イ-B-6	高温プレナムブ ロック キー結合用 ブロック (中心ブロック)	B	-	膜	0.4	0.5	1.7	II-イ-1	
				膜+曲げ	1.3	1.4	2.2		
				膜+曲げ+ヒール	2.1	2.3	3.0		
			キー	純せん断	0.5	0.5	7.8		

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					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	0.4	1.9	II-イ-1	
				膜+曲げ	1.6	1.7	2.6		
				膜+曲げ+ヒールク	2.7	3.0	3.5		
			キー	純せん断	0.5	0.5	7.8		
イ-B-8	サポートポスト	B	—	膜	1.5	1.7	9.7	II-イ-1	
				膜+曲げ	4.5	4.9	12.9		
				膜+曲げ+ヒールク	12.0	13.2	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	II-イ-1	
				膜+曲げ	1.1	1.1	2.2		
				膜+曲げ+ヒールク	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	II-イ-1	
				膜+曲げ	0.7	0.7	1.9		
				膜+曲げ+ヒールク	1.6	1.9	2.6		

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-B-11	炉床部断熱層 下端ブロック	B	-	膜	0.9	0.8	1.7	II-イ-1	
				膜+曲げ	1.0	1.0	2.2		
				膜+曲げ+ヒーク	1.7	1.3	3.0		
			キー	純せん断	0.3	0.2	7.8		
イ-B-12	拘束バンド (下2段) 引張材(第4層)	B	内面	膜+2次膜	-	181	365	III-イ-6	鉛直荷重を 考慮しない ため方法2 を用いる。
				膜+曲げ+2次	-	194	548		
イ-B-13	拘束バンド (下2段) 引張材(アタッ チメント)	B	内面	膜+2次膜	-	118	365	III-イ-6	鉛直荷重を 考慮しない ため方法2 を用いる。
				膜+曲げ+2次	-	210	548		
イ-B-14	拘束バンド (上8段) 圧縮材(第3層)	B	内面	膜+2次膜	-	81	90	III-イ-6	鉛直荷重を 考慮しない ため方法2 を用いる。
				膜+曲げ+ 2次	-	81	136		

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-B-15	拘束バンド (下 2 段) 圧縮材 (第 4 層)	B	内面	膜+2 次膜	—	51	102	Ⅲ-イ-6	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ+ 2 次	—	51	153		
イ-B-16	側部遮へい体 ブロック (炉心側部) 外枠	B	内面	膜	—	3	131	Ⅲ-ニ-9	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	—	6	197		
イ-B-17	側部遮へい体 ブロック (最下段)外枠	B	内面	膜	—	1	143	Ⅲ-ニ-9	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	—	11	214		
イ-B-18	側部遮へい体 ブロック (最下段) 支持脚	B	外面	膜	—	19	136	Ⅲ-ニ-9	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	—	36	204		
イ-B-19	上部遮へい体 ブロック	B	内面	膜	—	2	127	Ⅲ-ニ-9	鉛直荷重を 考慮しない ため方法 2 を用いる。
				膜+曲げ	—	102	191		

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-B-20	A 型燃料体の黒鉛スリーブ	-	-	膜	-	1.1	8.5	Ⅲ-ロ-3	鉛直荷重を考慮しないため方法2を用いる。
				膜+曲げ	-	3.7	12.8		
				膜+曲げ+ヒーク	-	5.5	15.4		
			スペーサ	純せん断	-	0.2	8.5		
イ-B-21	31 ピン型燃料体の黒鉛ブロック	-	第3及び第4領域	膜	-	6.9	12.6	Ⅲ-ロ-4	鉛直荷重を考慮しないため方法2を用いる。
				膜+曲げ	-	11.3	18.9		
				膜+曲げ+ヒーク	-	13.7	22.7		
イ-B-22	31 ピン型燃料体の黒鉛ブロック	-	第5領域	膜	-	7.6	12.6	Ⅲ-ロ-4	鉛直荷重を考慮しないため方法2を用いる。
				膜+曲げ	-	7.9	18.9		
				膜+曲げ+ヒーク	-	12.7	22.7		
イ-B-23	31 ピン型燃料体の黒鉛ブロック ダウエルピン	-	-	膜	-	3.3	8.5	Ⅲ-ロ-4	鉛直荷重を考慮しないため方法2を用いる。
				膜+曲げ	-	9.3	12.8		
				膜+曲げ+ヒーク	-	9.3	15.4		
			ダウエルピン	純せん断	-	3.3	8.5		

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
イ-B-24	33 ピン型燃料体の黒鉛ブロック	-	-	膜	-	4.7	11.1	Ⅲ-ロ-4	鉛直荷重を考慮しないため方法2を用いる。
				膜+曲げ	-	6.6	16.7		
				膜+曲げ+ビーク	-	10.1	20		
イ-B-25	可動反射体ブロック (燃料領域下部の上段)	-	-	膜	-	5.8	9.7	Ⅲ-ロ-5	鉛直荷重を考慮しないため方法2を用いる。
				膜+曲げ	-	6.0	14.5		
				膜+曲げ+ビーク	-	10.4	17.4		
			ダウエル ピン	膜	-	3.3	8.5		
				膜+曲げ	-	9.3	12.8		
				膜+曲げ+ビーク	-	9.3	15.4		
				純せん断	-	3.3	8.5		
イ-B-26	可動反射体ブロック (燃料領域下部の下段)	-	-	膜	-	2.0	8.5	Ⅲ-ロ-5	鉛直荷重を考慮しないため方法2を用いる。
				膜+曲げ	-	3.1	12.8		
				膜+曲げ+ビーク	-	8.5	15.4		

※1：既往の設工認添付計算書

「Ⅱ-イ-1 炉心支持黒鉛構造物の強度計算書」（設計及び工事の方法の認可(第2回申請)平成3年9月25日付け 3安(原規)第368号)

「Ⅲ-ロ-3 A型燃料体の黒鉛スリーブの耐熱、耐放射線強度計算書」（設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け 4安(原規)第47号)

「Ⅲ-ロ-4 A型燃料体の黒鉛ブロックの耐熱、耐放射線強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け 4安(原規)第47号)

「Ⅲ-ロ-5 燃料体以外の炉心構成要素の耐熱、耐放射線強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け 4安(原規)第47号)

「Ⅲ-イ-6 炉心拘束機構の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け 4安(原規)第47号)

「Ⅲ-ニ-9 遮へい体の耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け 4安(原規)第47号)

3. 原子炉本体の時刻歴解析

3.1 概要

基準地震動 Ss-D、Ss-1 から Ss-5 の 6 種類及び弾性設計用地震動 Sd(6 種類)について、時刻歴応答解析を実施し、その結果から原子炉圧力容器ノズル部の応答スペクトルを求めた。また同スペクトルと原子炉建家の各フロアにおける床応答スペクトルを包絡することで、1次ヘリウム配管(二重管)、補助ヘリウム配管及び単管モデルに入力する地震動ごとのスペクトルを作成する。

3.2 適用規格

- ・黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉施設に関する構造等の技術基準

3.3 解析ケース

時刻歴応答解析の解析ケースを第 3.1 表に示す。

3.4 解析モデル

(1) 解析モデル

原子炉構造物系を多質点はりに置換したモデルを第 3.1 図に、解析モデルの概略図を第 3.2 図に示す。

(2) 境界条件

境界条件を第 3.2 表に示す。地震波は節点番号 1、20、120 に入力する。

3.5 入力変位履歴

本解析の入力波形は建家解析モデルから得られた変位履歴を、本解析(原子炉本体)モデルのスカート部(節点番号 1)、スタビライザ部(節点番号 20)、S/P 部(節点番号 120)位置でそれぞれ補間し、これを入力波とした。

建家解析モデルでは第 3.3 図に示す I/C の BSIC、I/C08、IC09、I/C10、IC11 の変位履歴が得られている。この履歴をスカート部(ND1)、スタビライザ部(ND20)、S/P 部(ND120)位置で補間する。

3.6 スペクトルの作成

原子炉本体モデル及び建家解析モデルから得られた床応答スペクトルを用いて、1次ヘリウム配管(二重管)、補助ヘリウム配管及び単管の解析で用いるスペクトルを作成した。スペクトルを作成するに当たり、考慮した節点を第 3.3 表及び第 3.4 表に示す。

なお、床応答スペクトルは減衰 1%、10%拡幅して作成した。

第 3.1 表 解析ケース

No.	地震動名	作用方向
1-1	Ss-D	EW+UD, NS+UD の 2 方向
1-2	Ss-1	
1-3	Ss-2	
1-4	Ss-3	
1-5	Ss-4	
1-6	Ss-5	
2-1	Sd-D	
2-2	Sd-1	
2-3	Sd-2	
2-4	Sd-3	
2-5	Sd-4	
2-6	Sd-5	

第 3.2 表 境界条件

モデル位置	節点番号	境界条件
圧力容器スカート	1	水平方向、垂直方向の 自由度のみフリー
圧力容器スタビライザ	20	
スタンドパイプ	120	
スタンドパイプ固定装置	29, 39, 49, 57, 109	垂直方向のみフリー

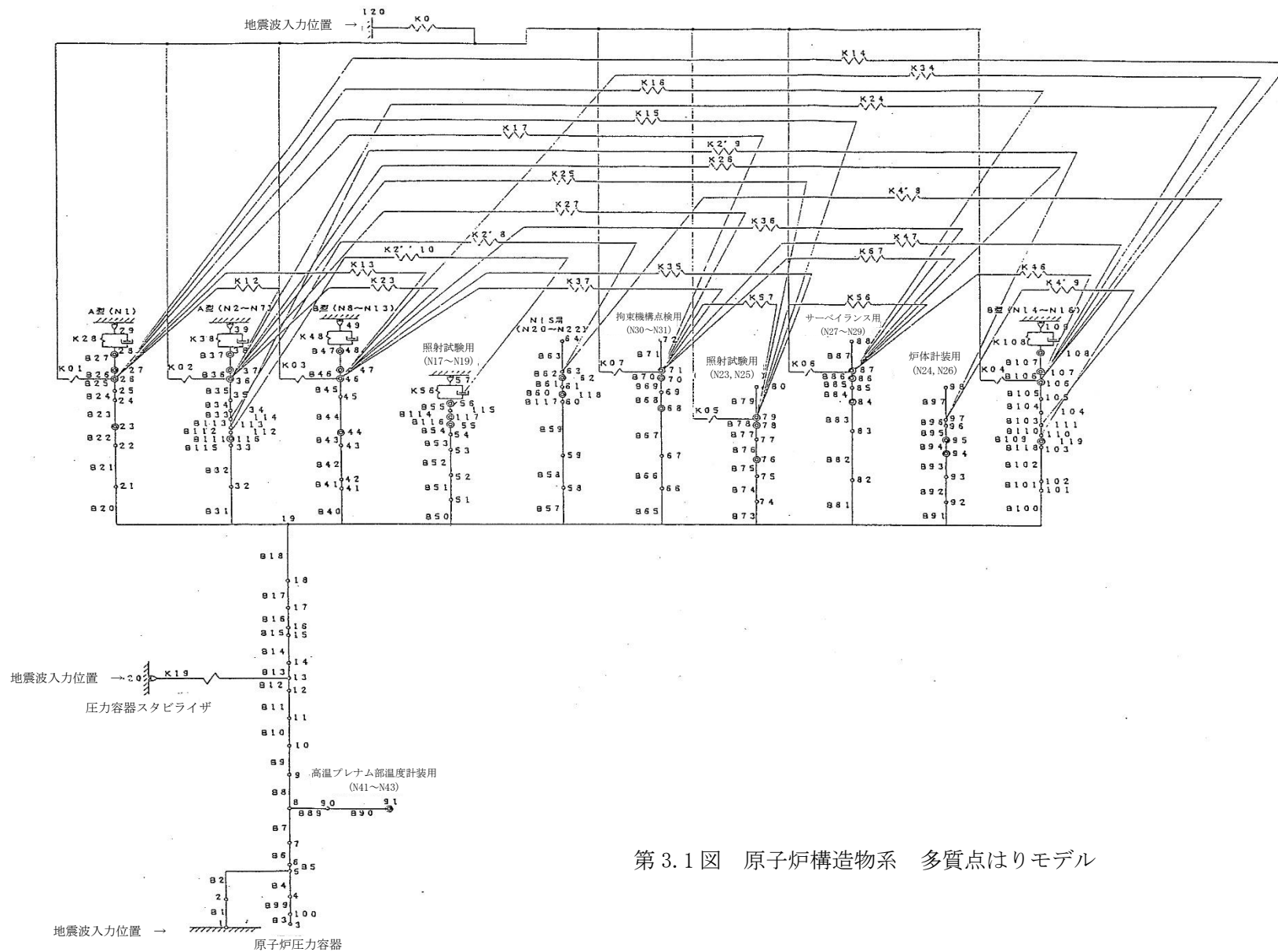
第 3.3 表 配管解析モデルで考慮する建家モデルの結果出力位置

配管モデル名	考慮位置
1 次ヘリウム配管	BSIC, I/C8, I/C9, I/C10, BS15
補助ヘリウム配管	BSIC, I/C8, I/C9, I/C10, BSCV, C/V12

第 3.4 表 配管解析モデルで考慮する原子炉本体モデルの結果出力位置

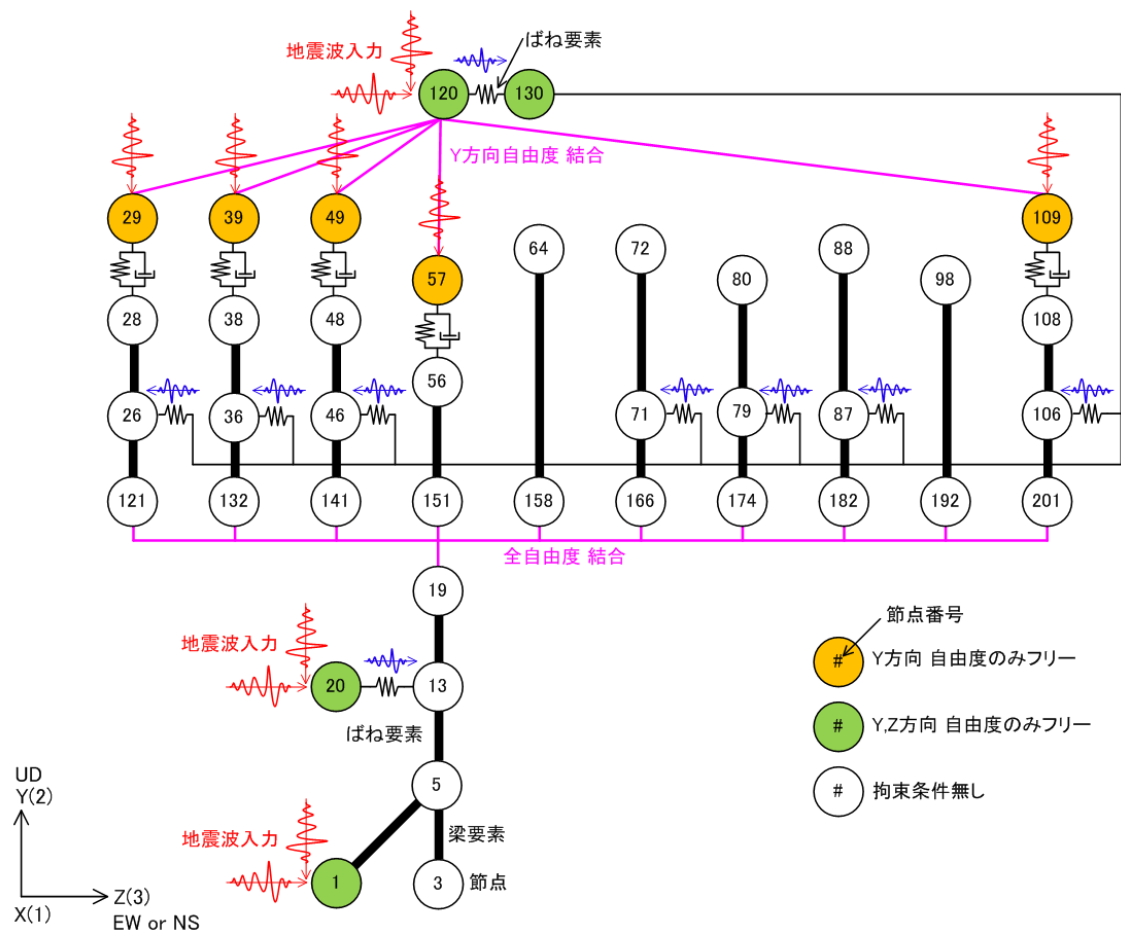
配管モデル名	節点番号
1 次ヘリウム配管	5, 6
補助ヘリウム配管	5, 100

地震動を代表して Ss-D について、1 次ヘリウム配管(二重管)及び補助ヘリウム配管モデル用のスペクトルを第 3.4 図から第 3.8 図にそれぞれ示す。

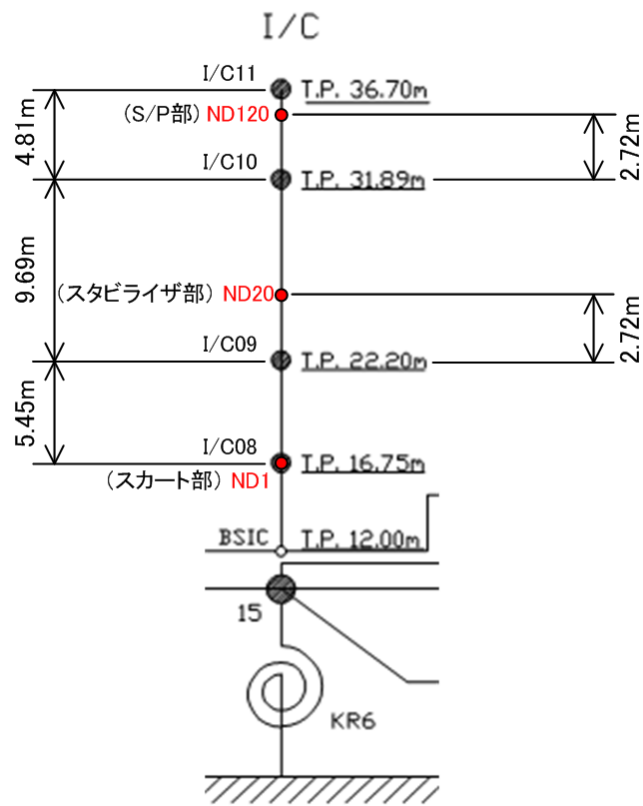


第 3.1 図 原子炉構造物系 多質点はりモデル

添 1 - 4 - 2 - 21



第 3.2 図 解析モデルの概略図



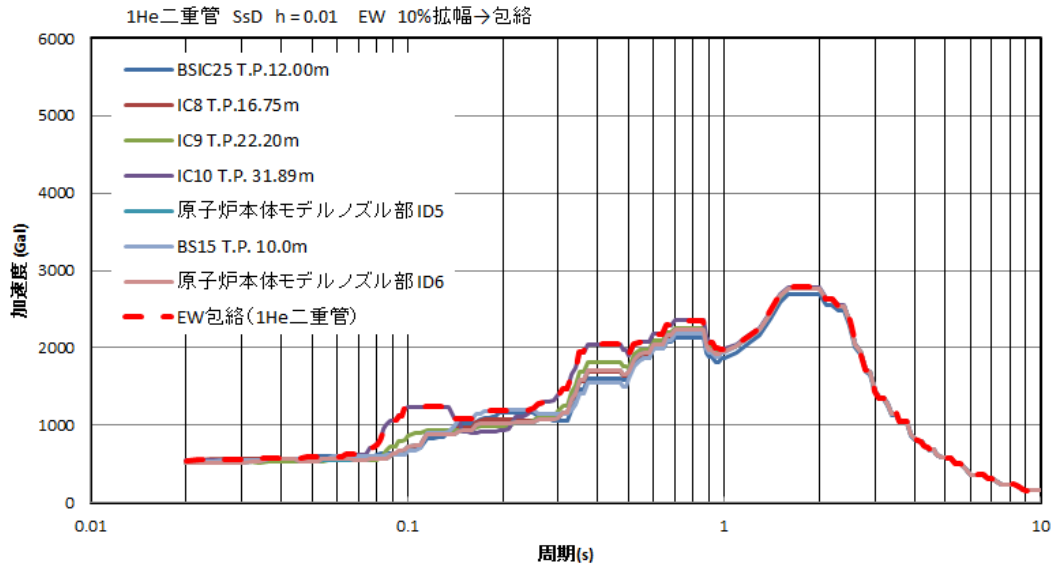
第 3.3 図 入力波補間位置

各位置の補間式は以下のとおりである。

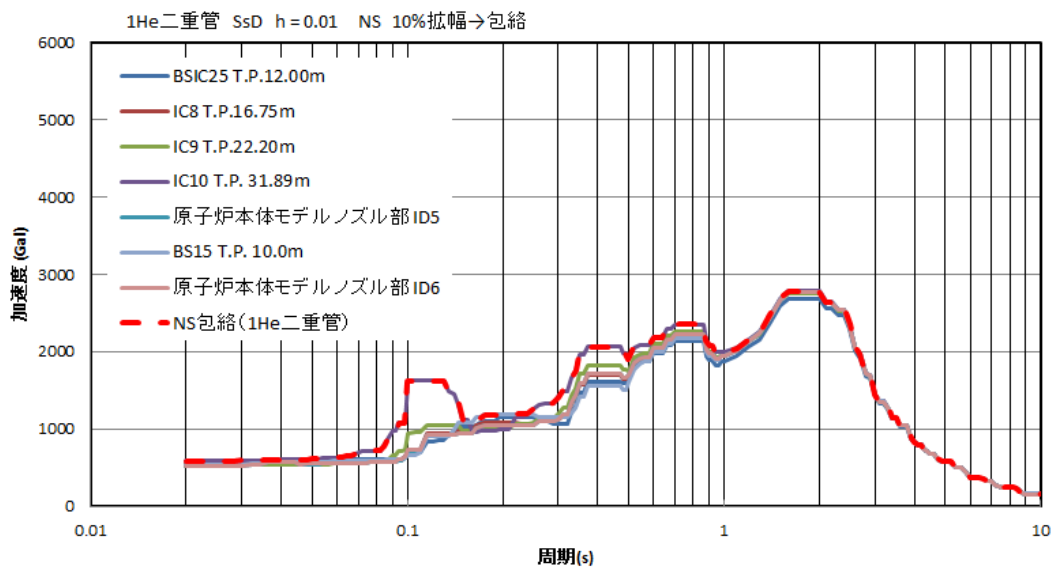
$$\text{ND1} = \text{I/C08}$$

$$\text{ND20} = (\text{I/C10} - \text{I/C09}) \div 9.69 \times 2.72 + \text{I/C09}$$

$$\text{ND120} = (\text{I/C11} - \text{I/C10}) \div 4.81 \times 2.72 + \text{I/C10}$$

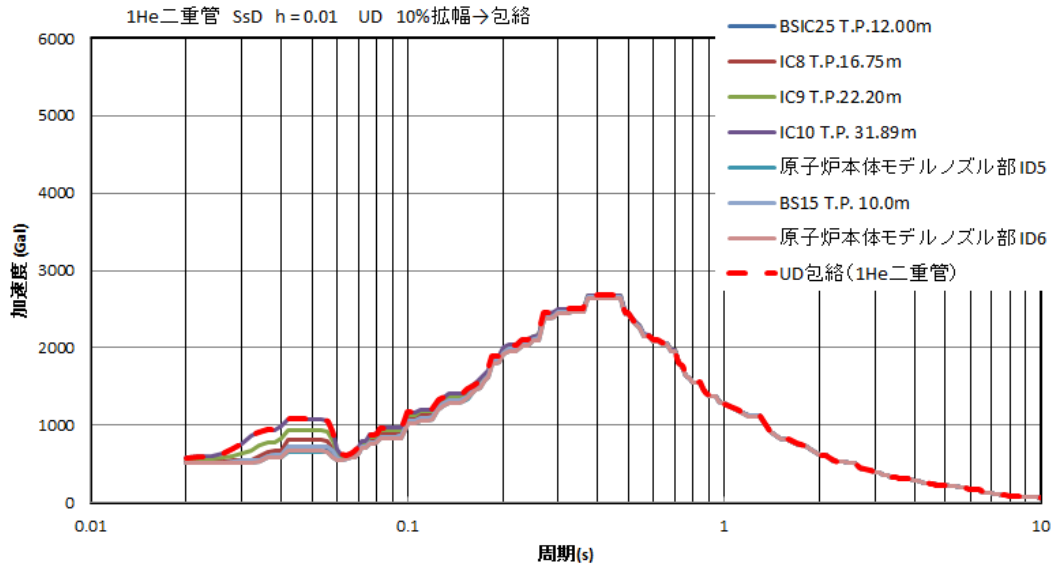


(a) EW



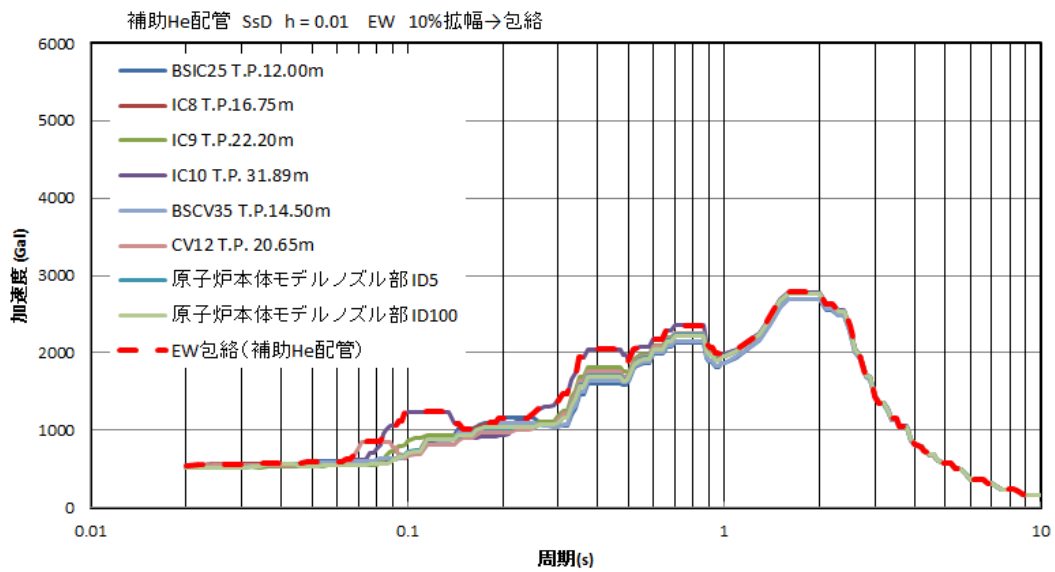
(b) NS

第 3.4 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：水平)



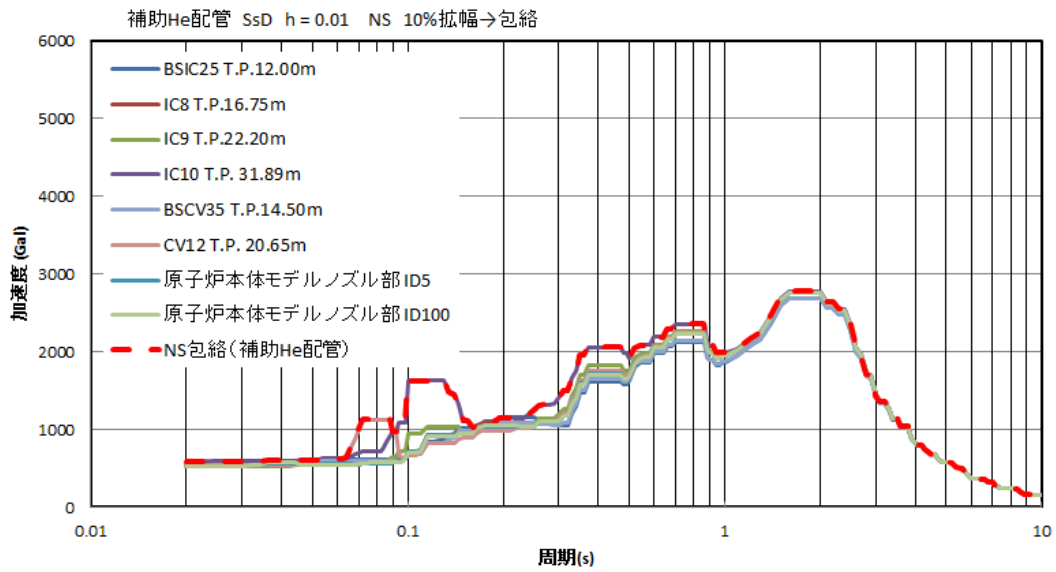
(c) UD

第 3.5 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：鉛直)



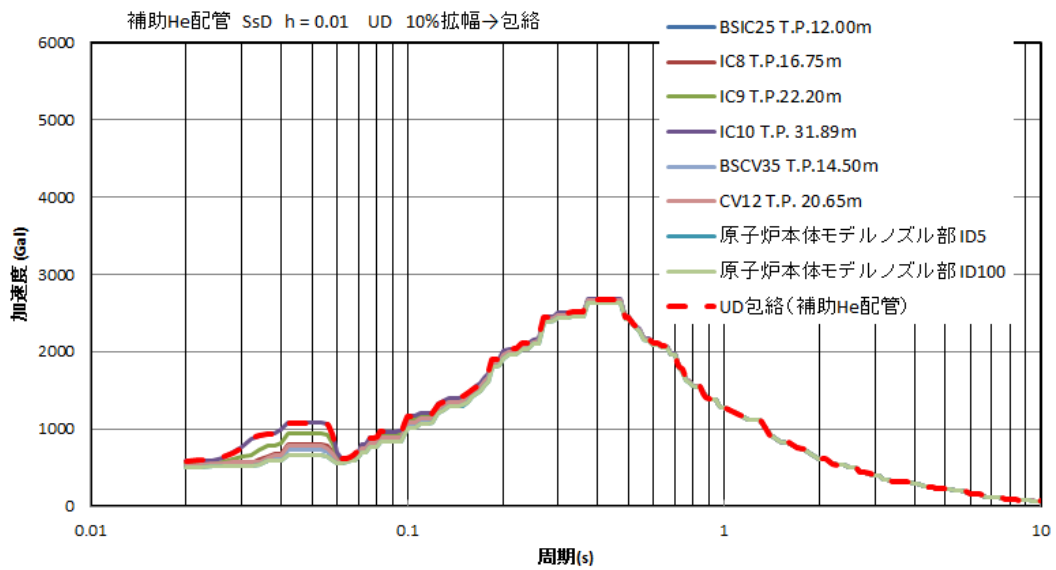
(a) EW

第 3.6 図 補助ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：水平) (1/2)



(b) NS

第 3.7 図 補助ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：水平) (2/2)

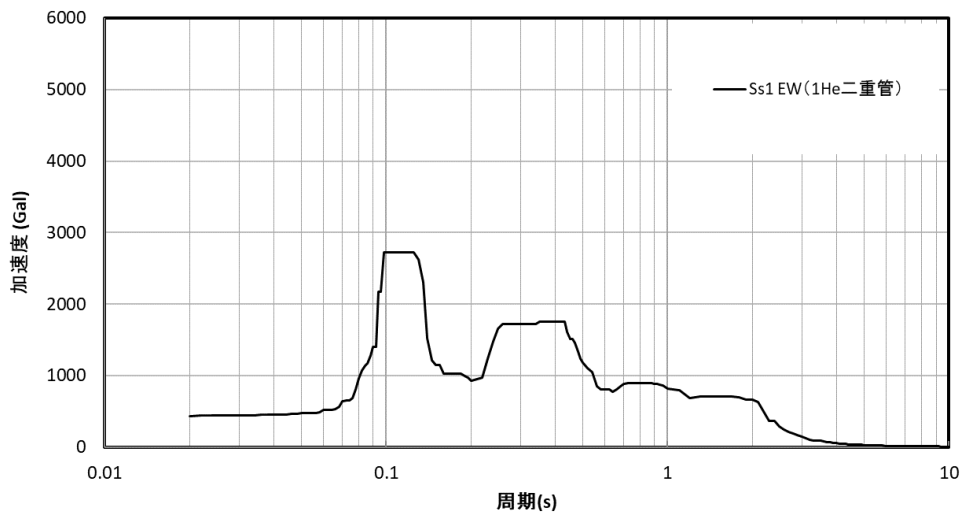


(c) UD

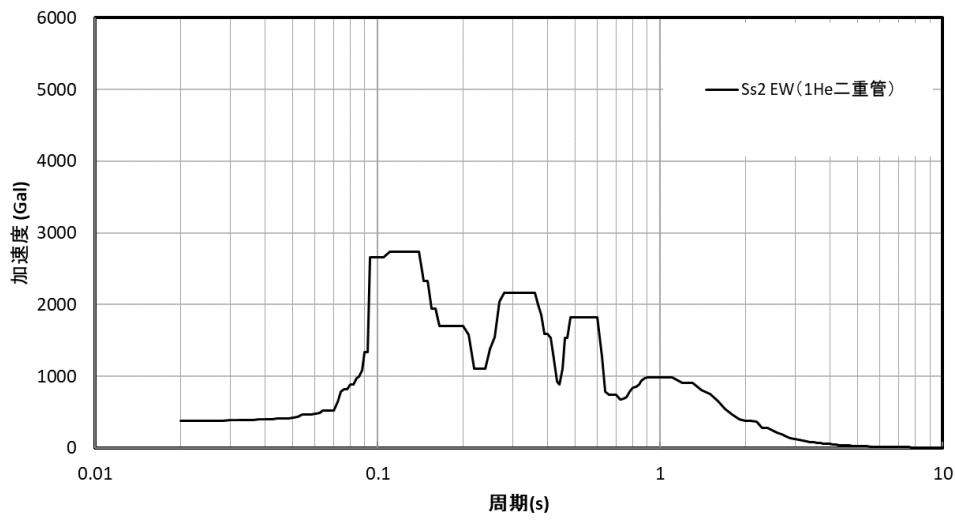
第 3.8 図 補助ヘリウム配管用スペクトル(Ss-D 波：鉛直)

3.6.1 地震動ごとのスペクトル

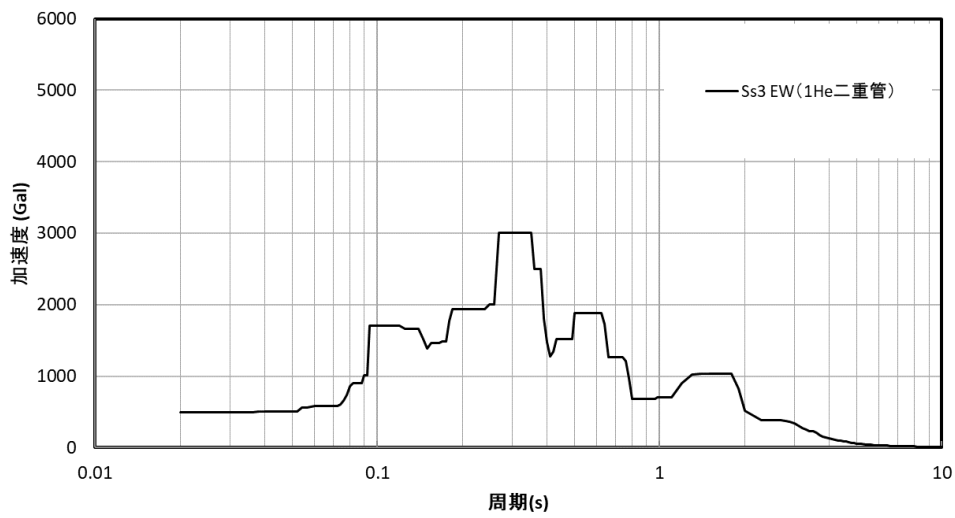
地震動 Ss-D、Ss-1 から Ss-5 の 6 種類及び地震動 Sd(6 種類)について作成した 1 次ヘリウム配管(二重管)用と補助ヘリウム配管用のスペクトルを第 3.9 図から第 3.32 図に示す。



(a) Ss-1

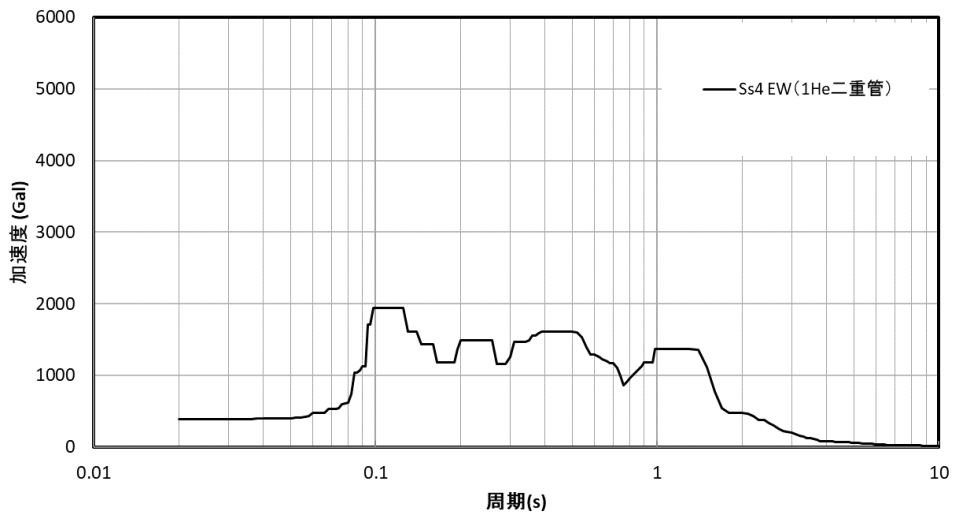


(b) Ss-2

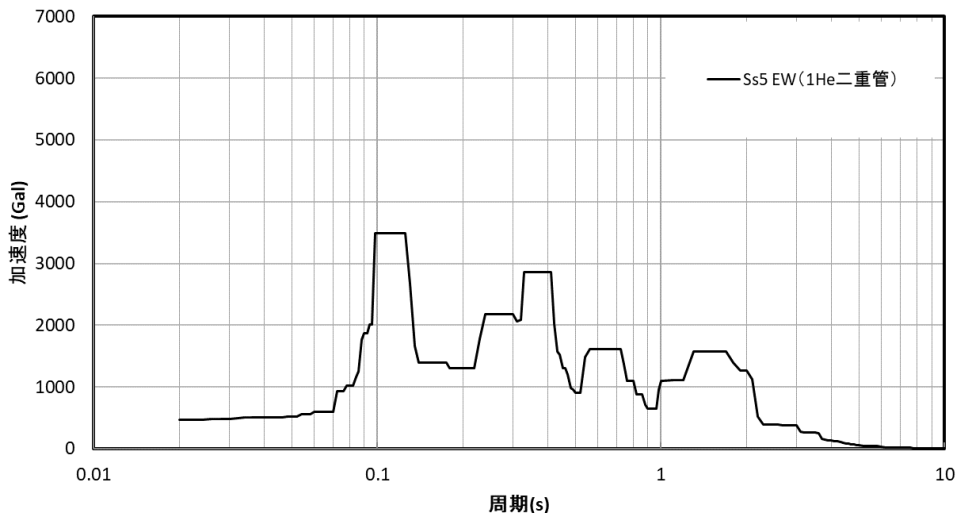


(c) Ss-3

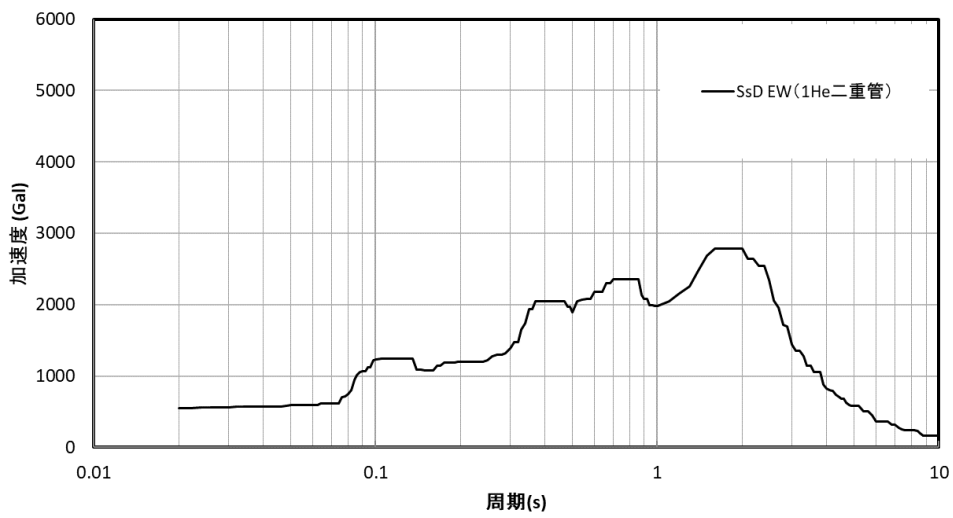
第 3.9 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Ss(1/2)



(d) Ss-4

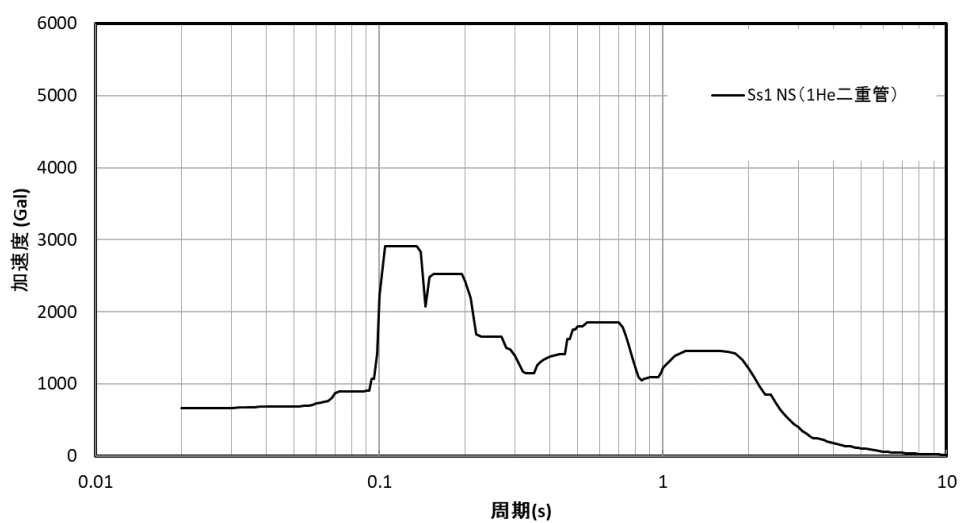


(e) Ss-5

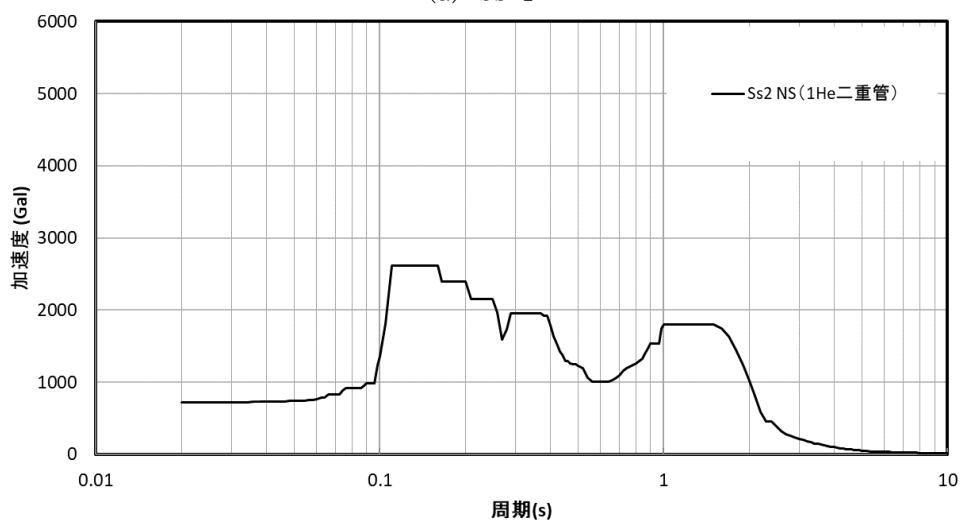


(f) Ss-D

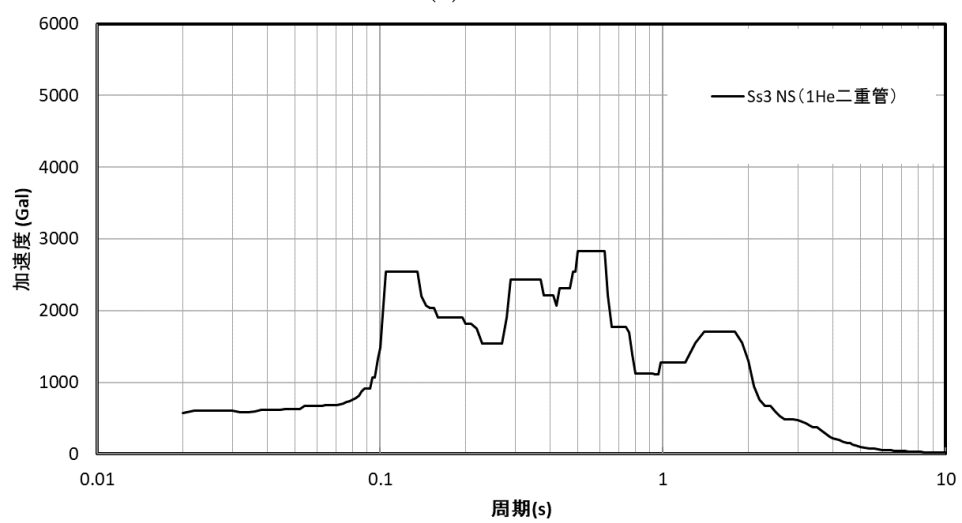
第 3.10 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Ss (2/2)



(a) Ss-1

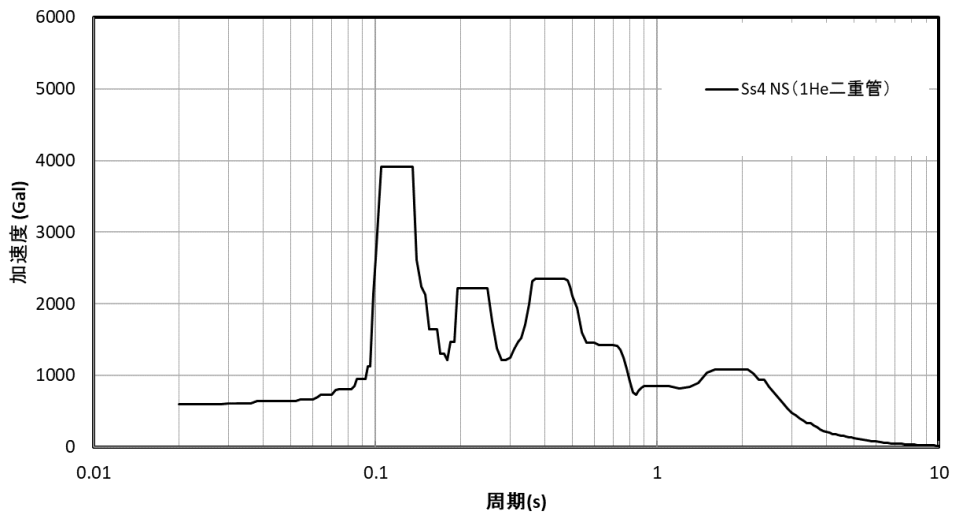


(b) Ss-2

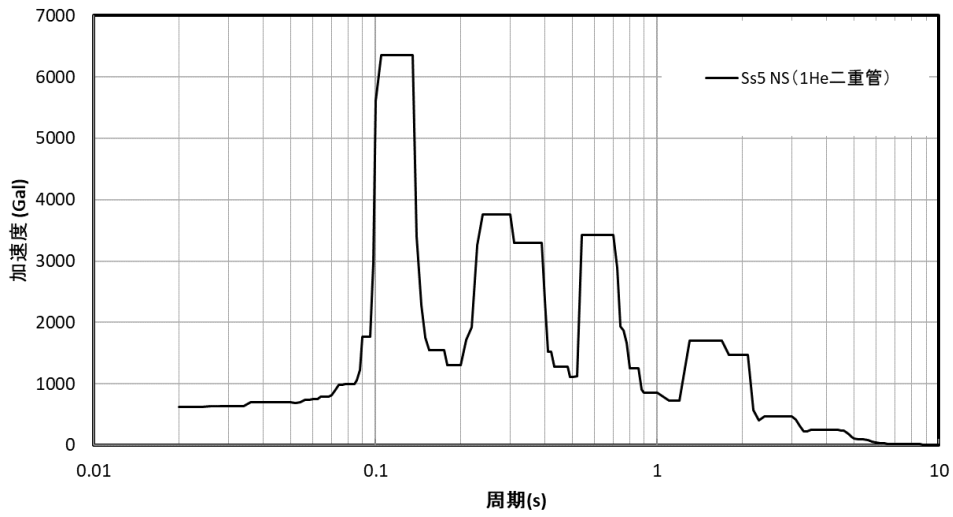


(c) Ss-3

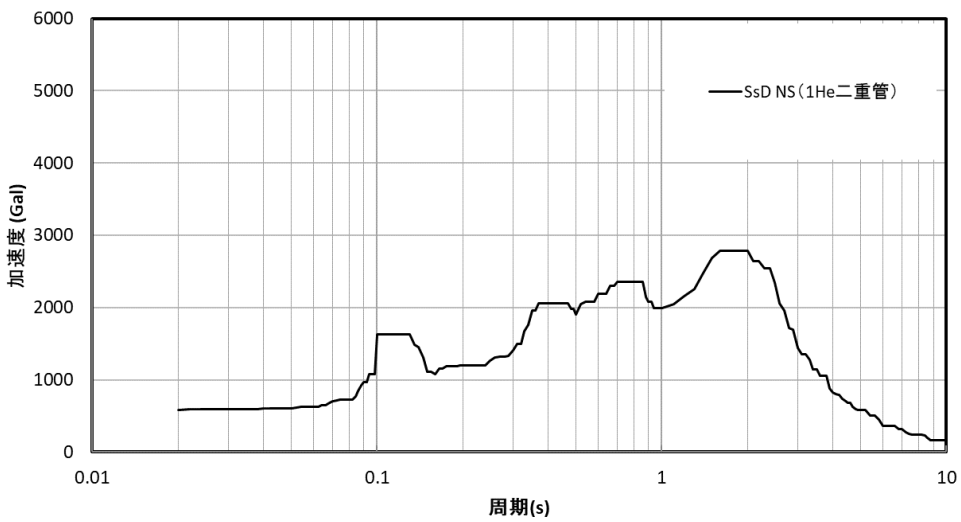
第 3.11 図 1次ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Ss(1/2)



(d) Ss-4

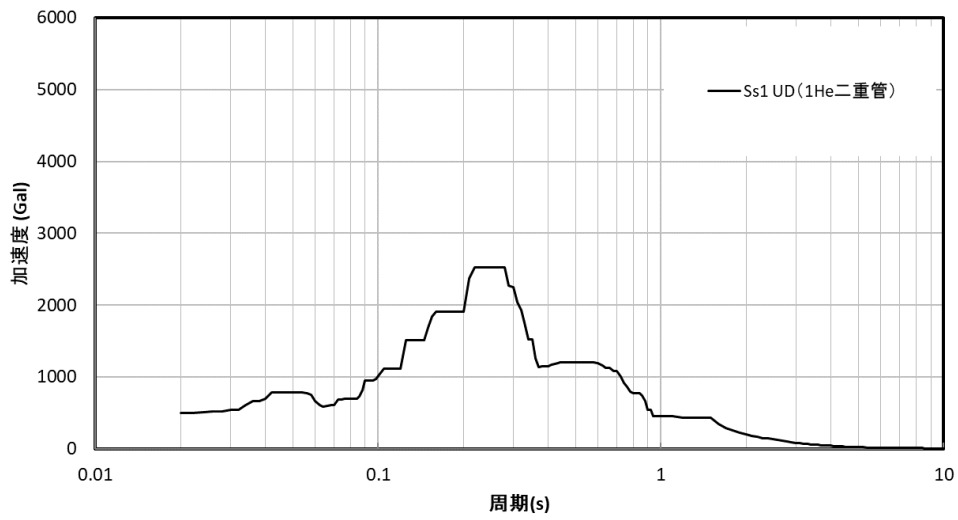


(e) Ss-5

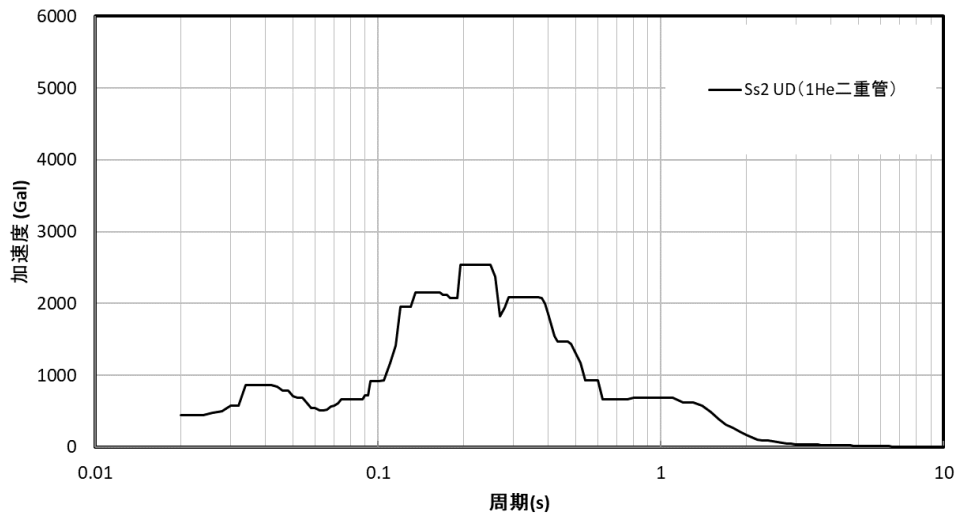


(f) Ss-D

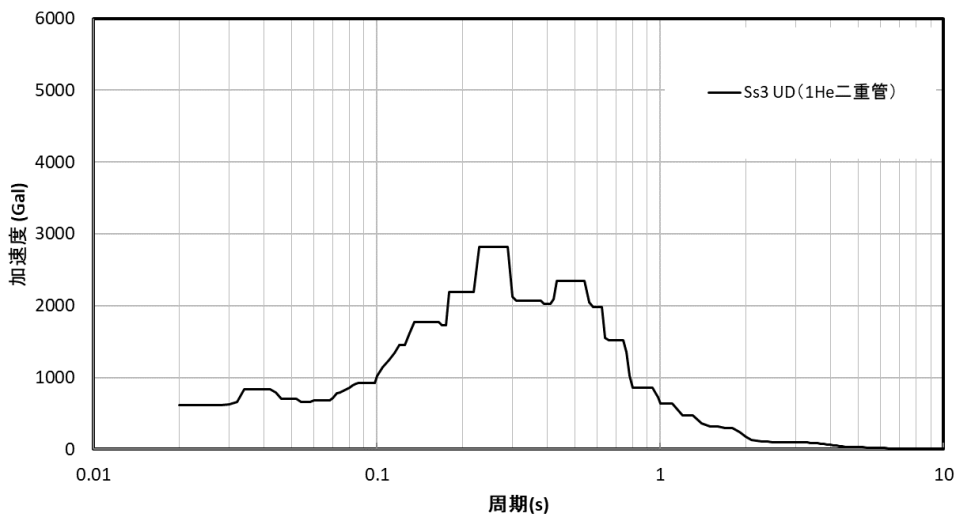
第 3.12 図 1次ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Ss (2/2)



(a) Ss-1

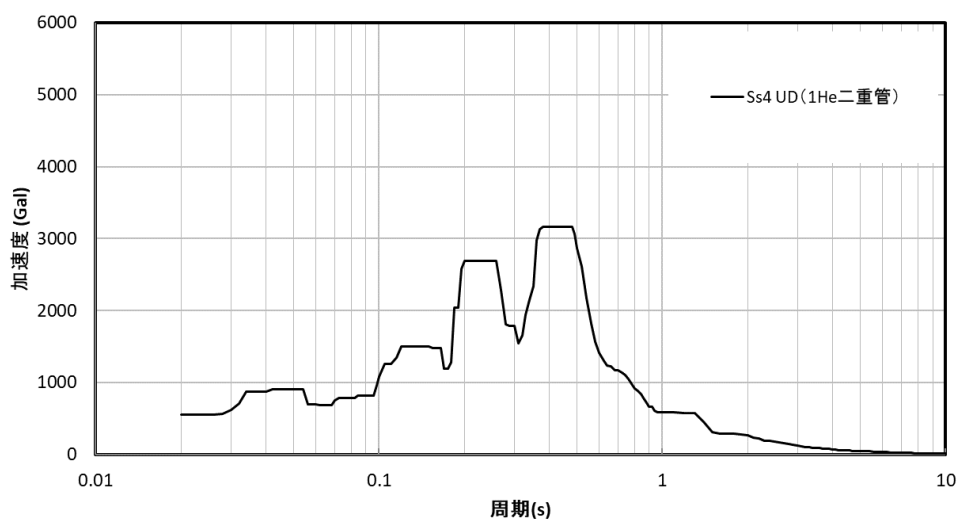


(b) Ss-2

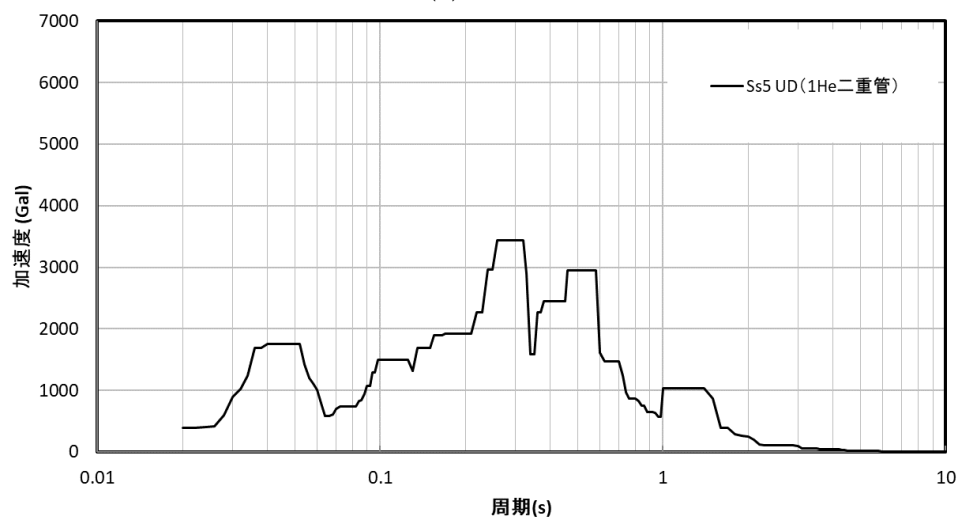


(c) Ss-3

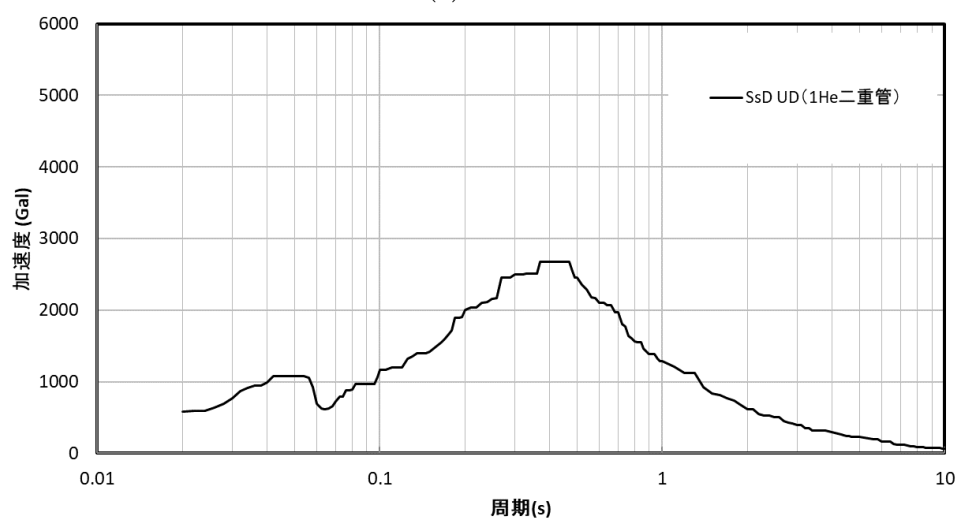
第 3.13 図 1次ヘリウム配管用スペクトル鉛直UD Ss(1/2)



(d) Ss-4

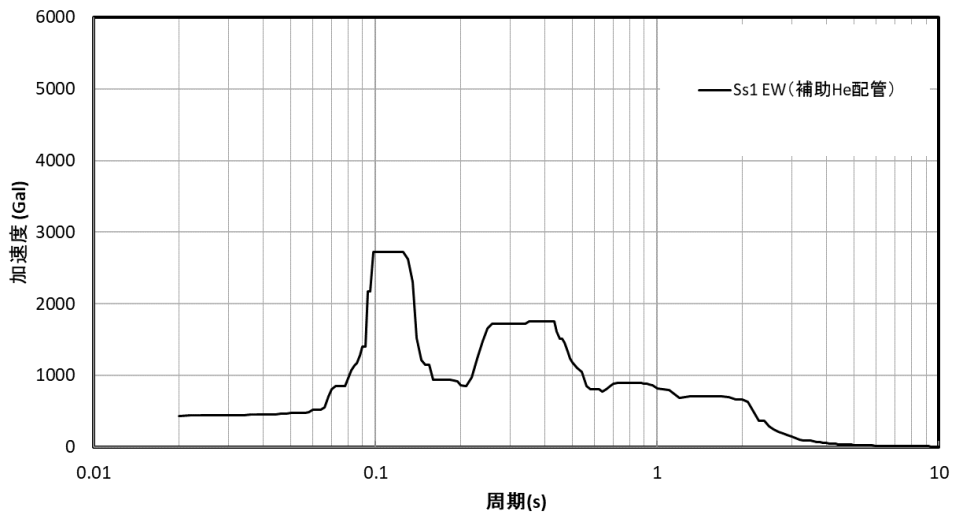


(e) Ss-5

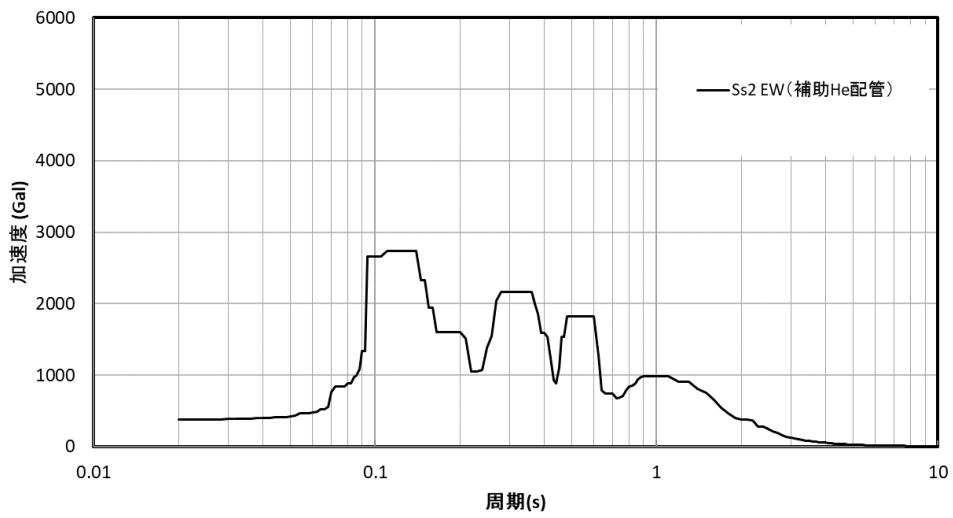


(f) Ss-D

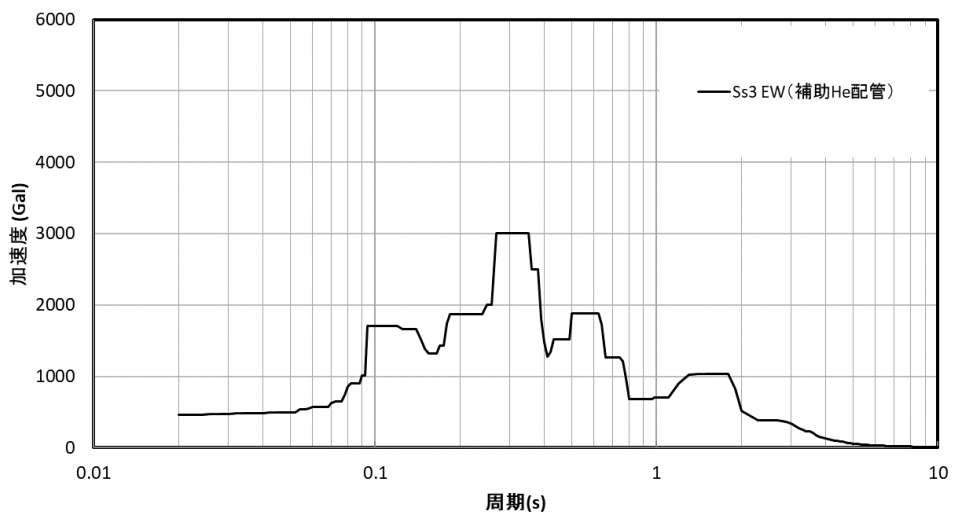
第 3. 14 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル鉛直UD Ss(2/2)



(a) Ss-1

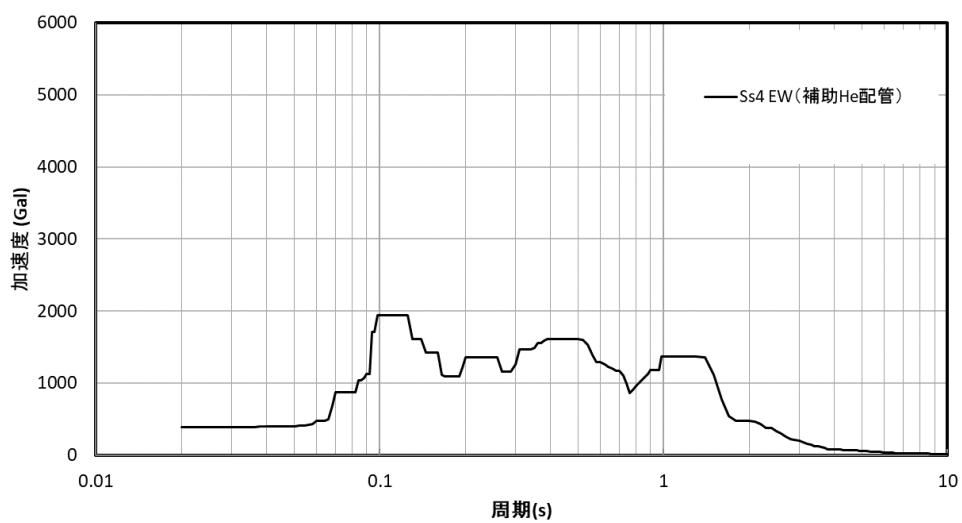


(b) Ss-2

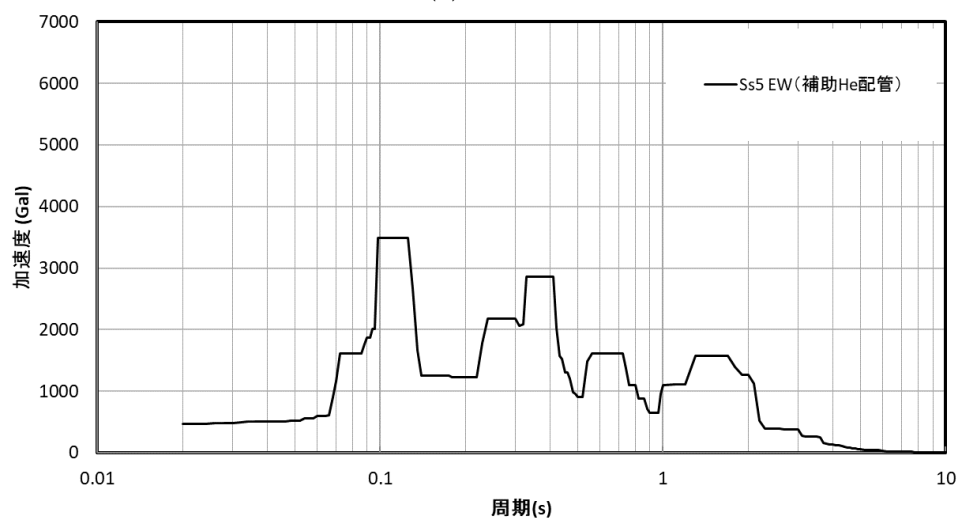


(c) Ss-3

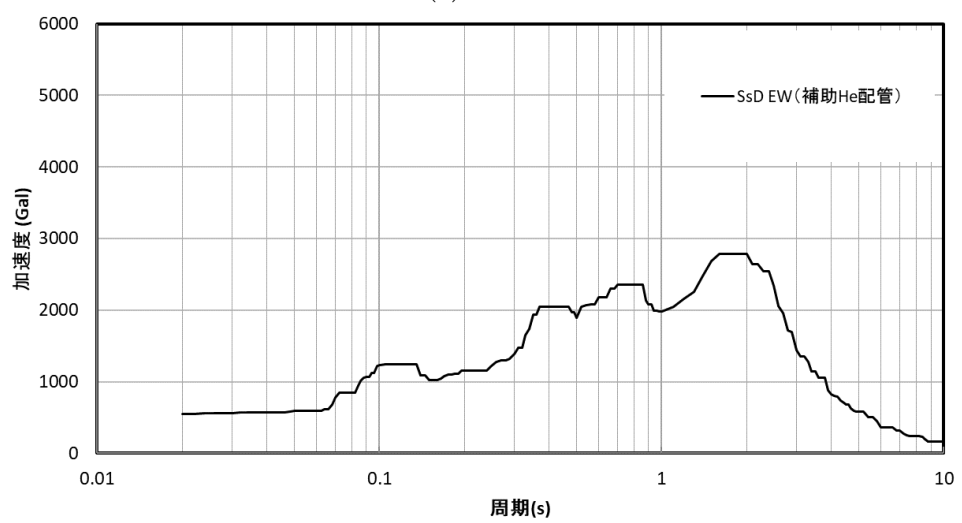
第 3.15 図 補助ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Ss(1/2)



(d) Ss-4

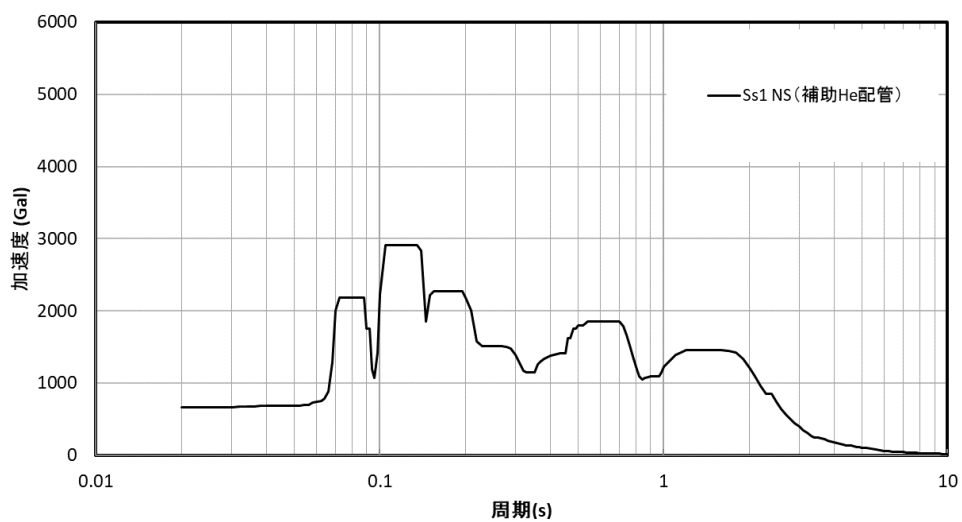


(e) Ss-5

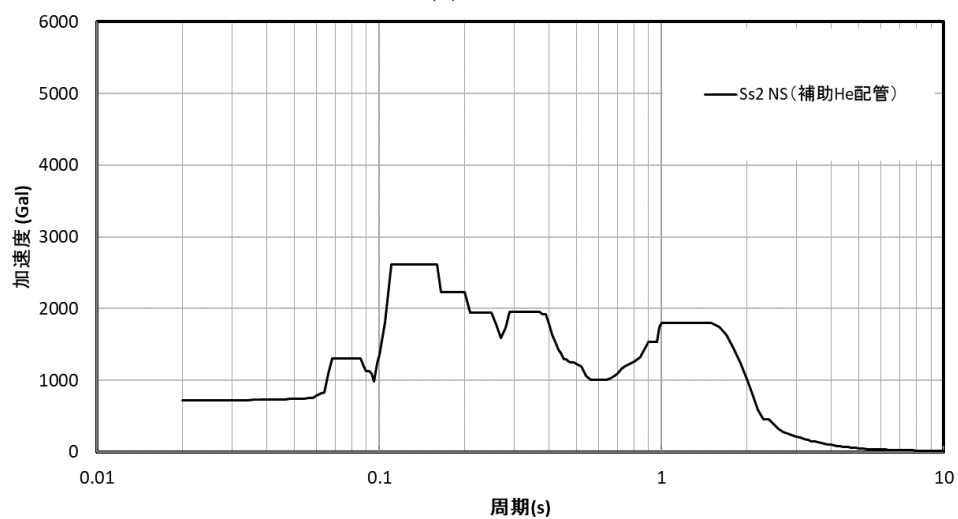


(f) Ss-D

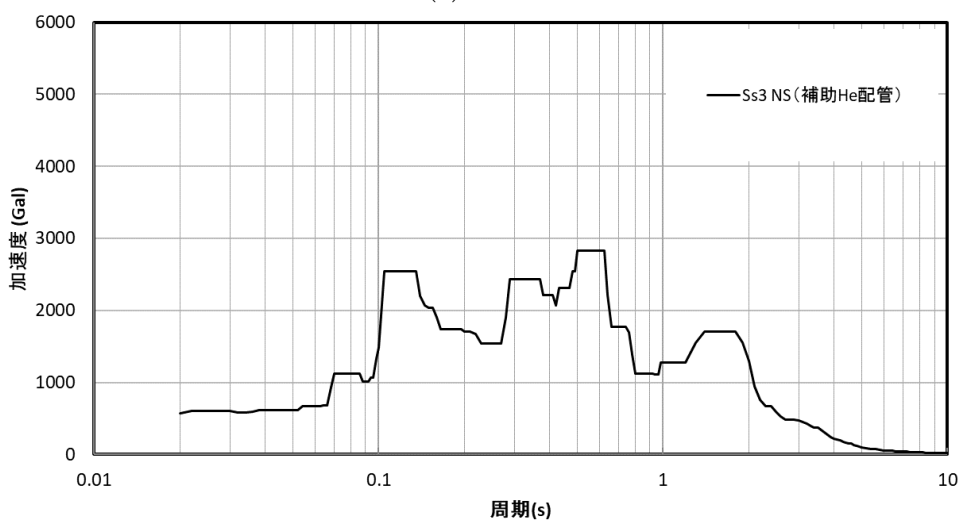
第 3.16 図 補助ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Ss(2/2)



(a) Ss-1

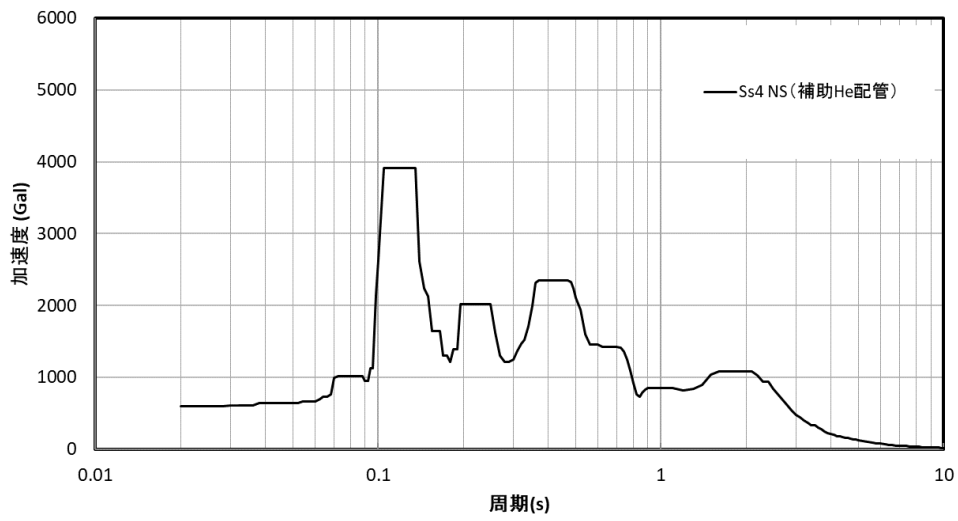


(b) Ss-2

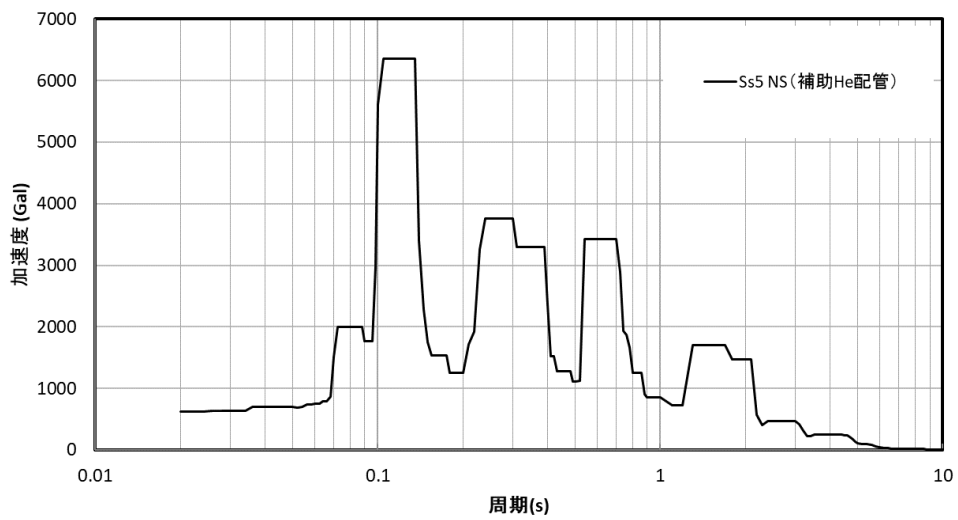


(c) Ss-3

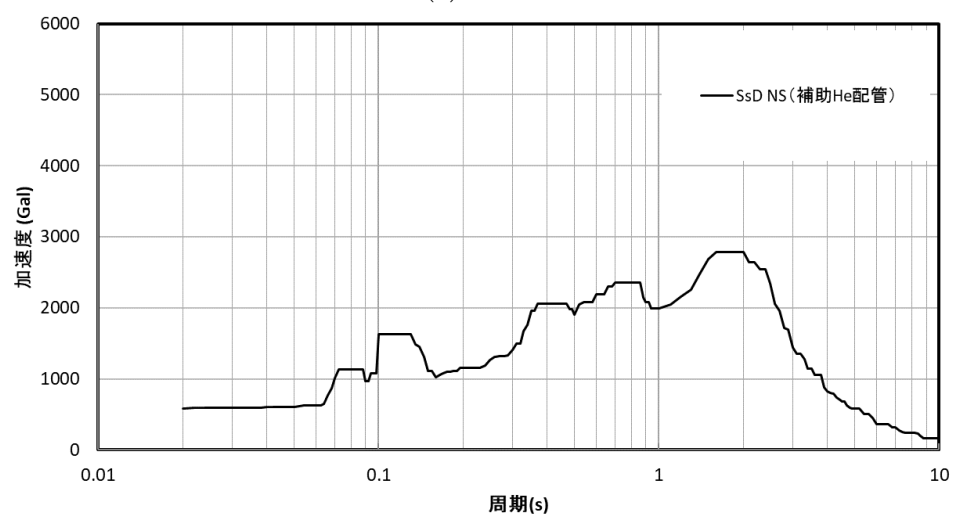
第 3.17 図 補助ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Ss(1/2)



(d) Ss-4

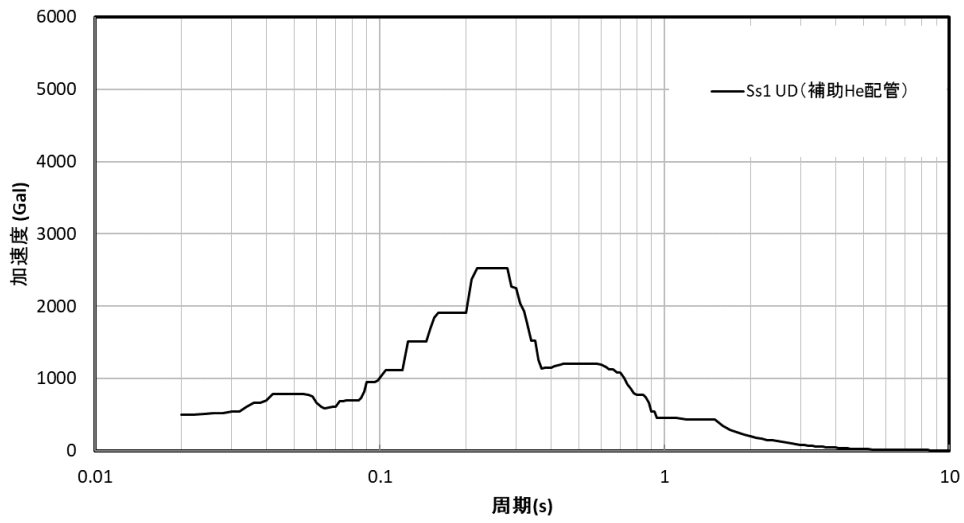


(e) Ss-5

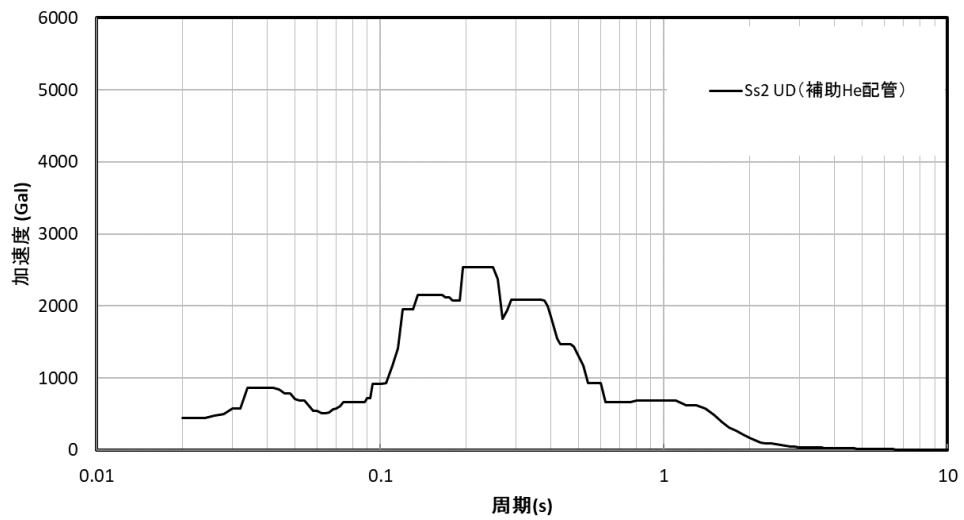


(f) Ss-D

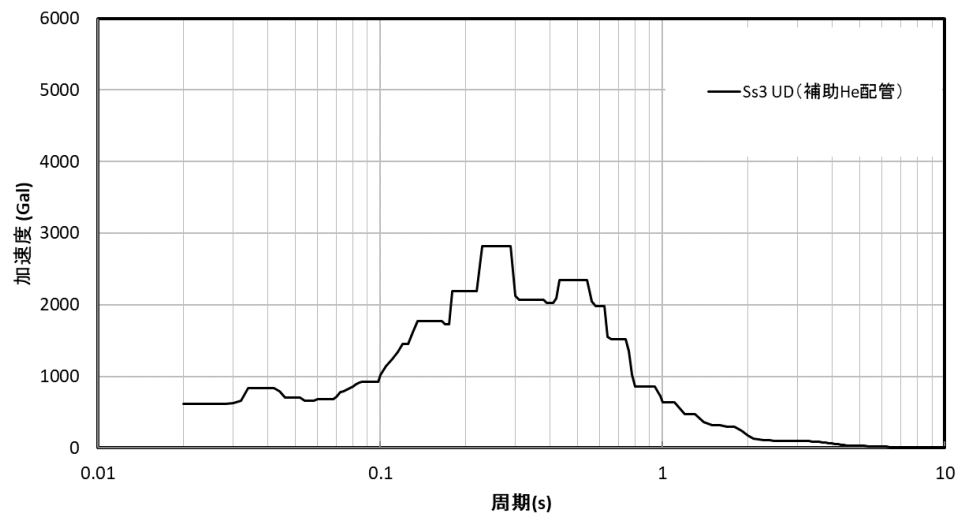
第 3.18 図 補助ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Ss(2/2)



(a) Ss-1

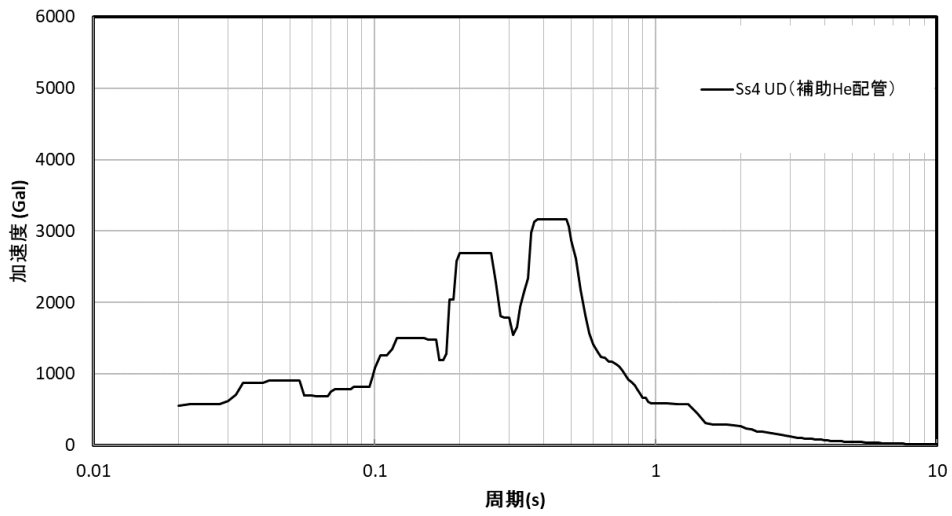


(b) Ss-2

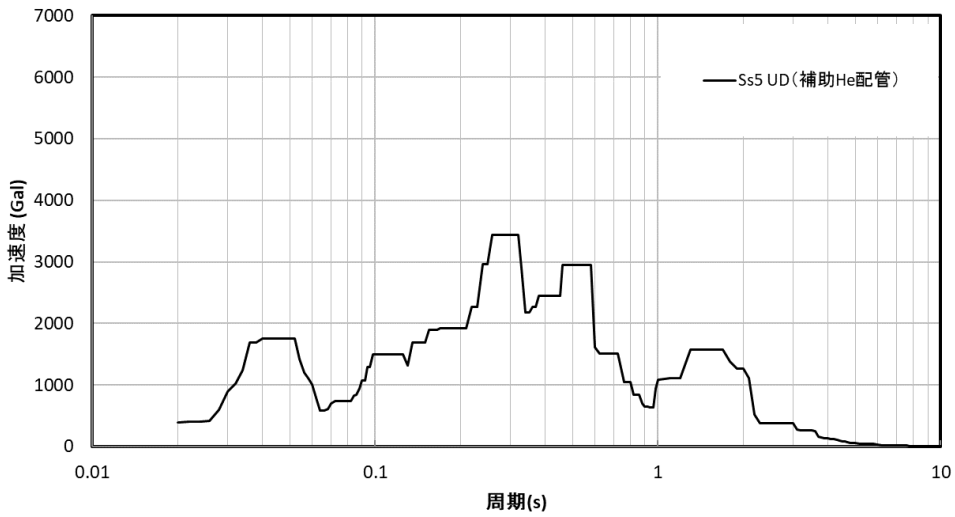


(c) Ss-3

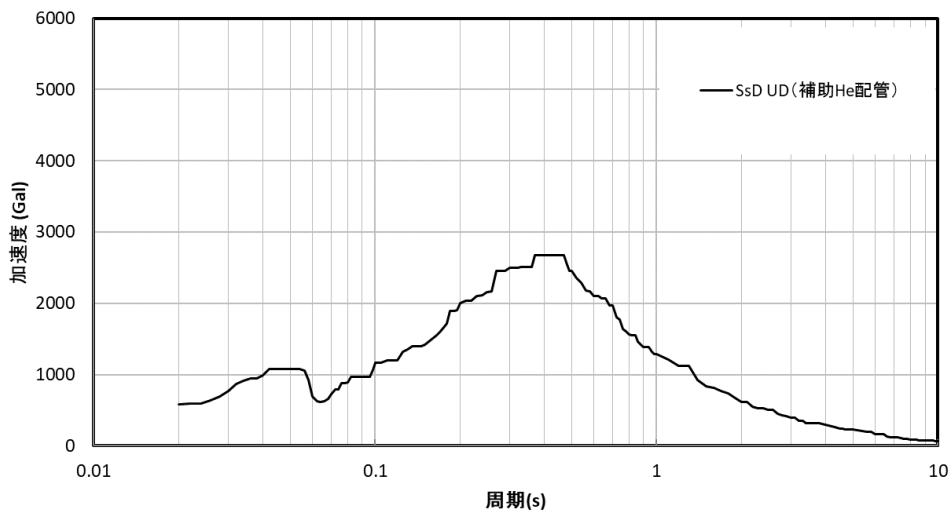
第 3.19 図 補助ヘリウム配管用スペクトル鉛直UD Ss(1/2)



(d) Ss-4

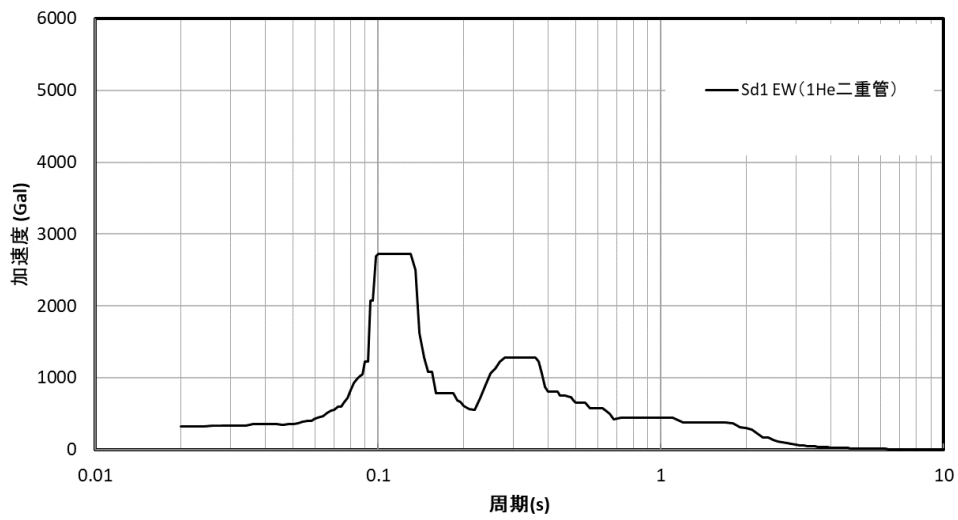


(e) Ss-5

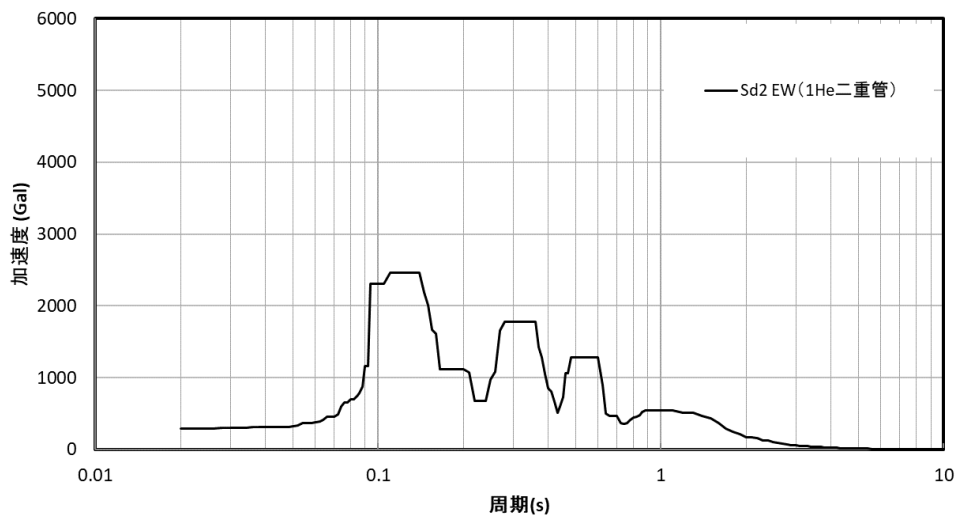


(f) Ss-D

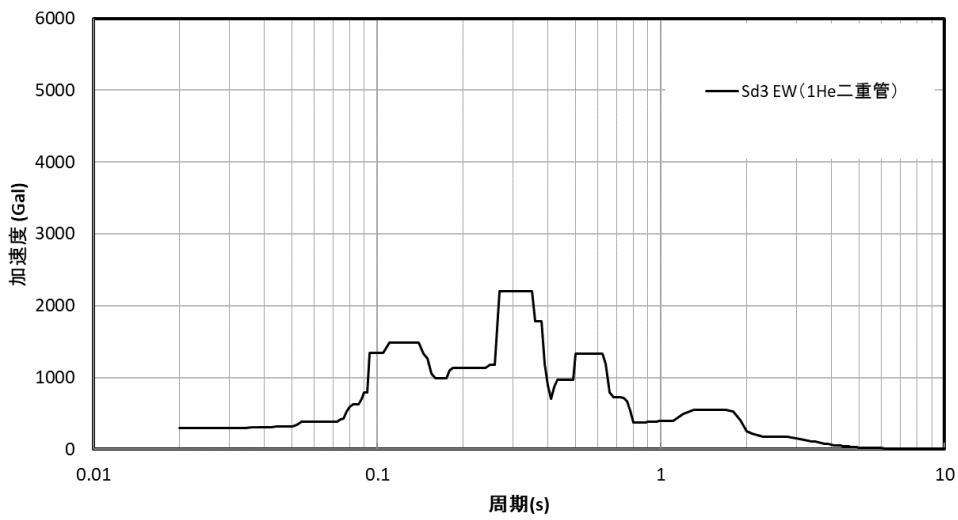
第 3.20 図 補助ヘリウム配管用スペクトル鉛直UD Ss(2/2)



(a) Sd-1

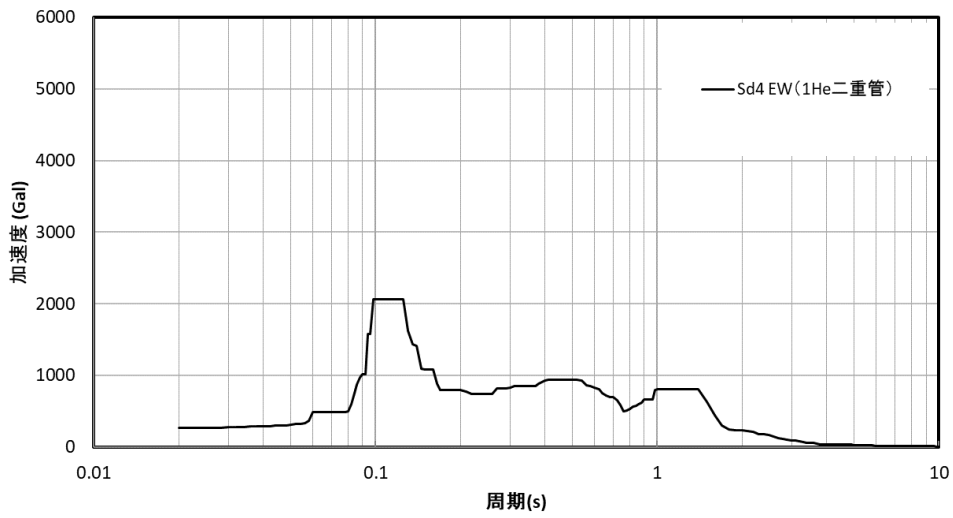


(b) Sd-2

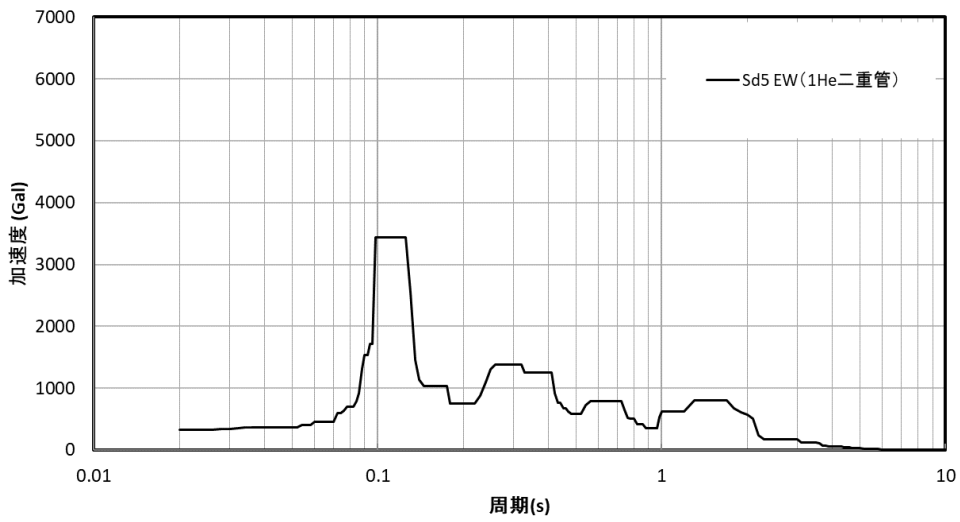


(c) Sd-3

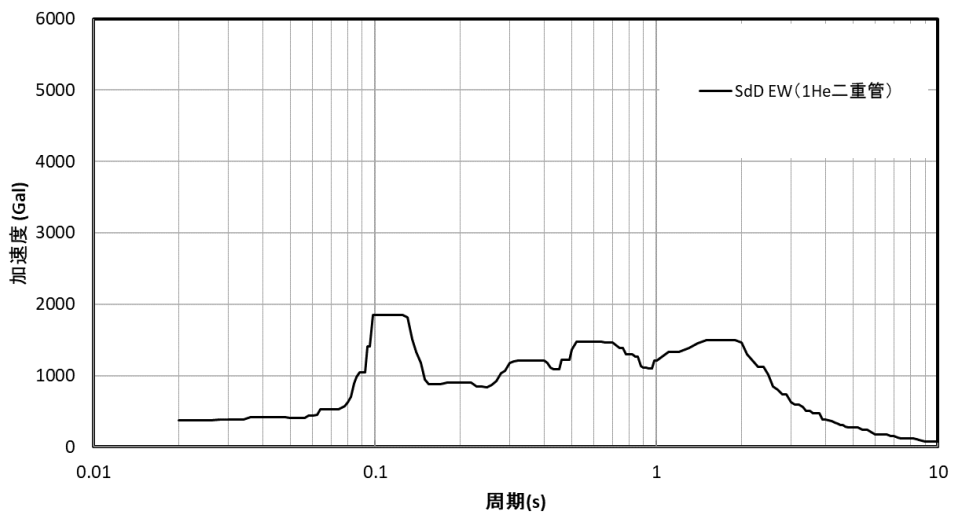
第 3. 21 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Sd(1/2)



(d) Sd-4

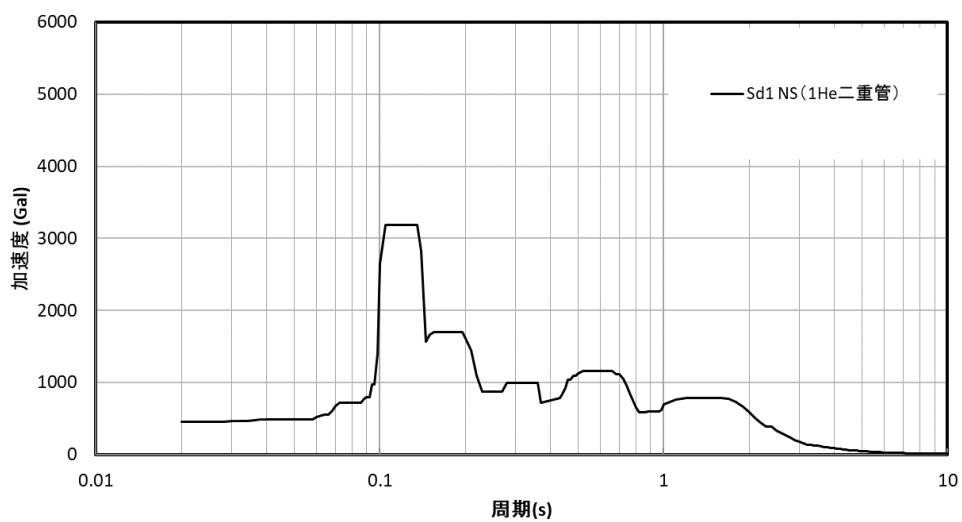


(e) Sd-5

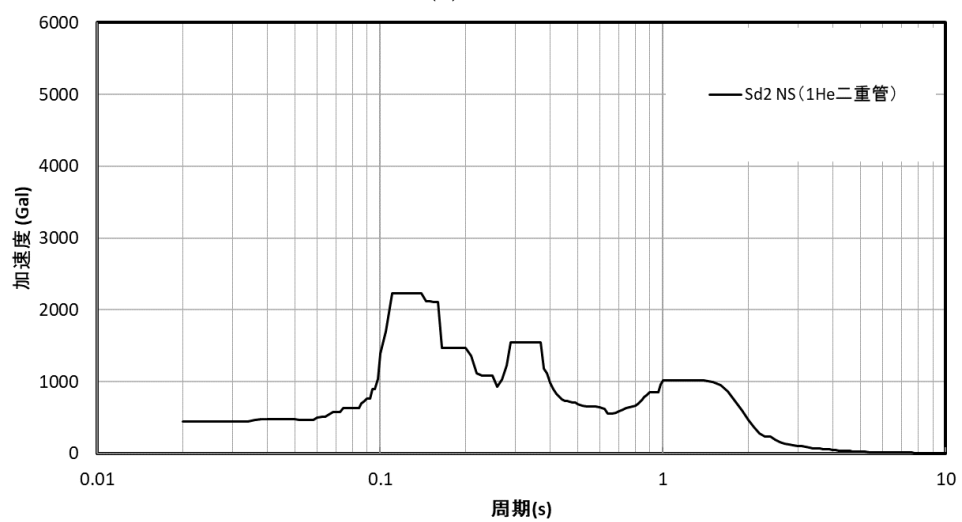


(f) Sd-D

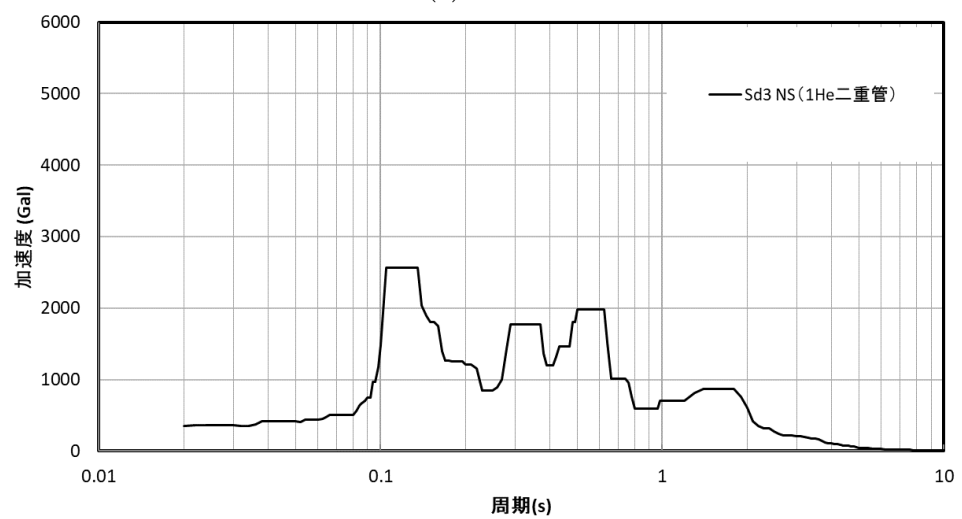
第 3.22 図 1次ヘリウム配管用スペクトル水平EW Sd(2/2)



(a) Sd-1

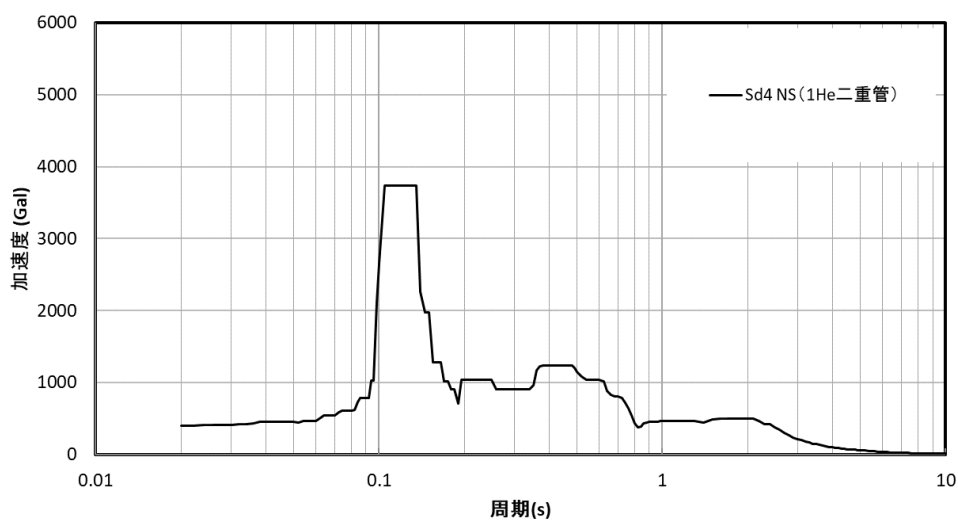


(b) Sd-2

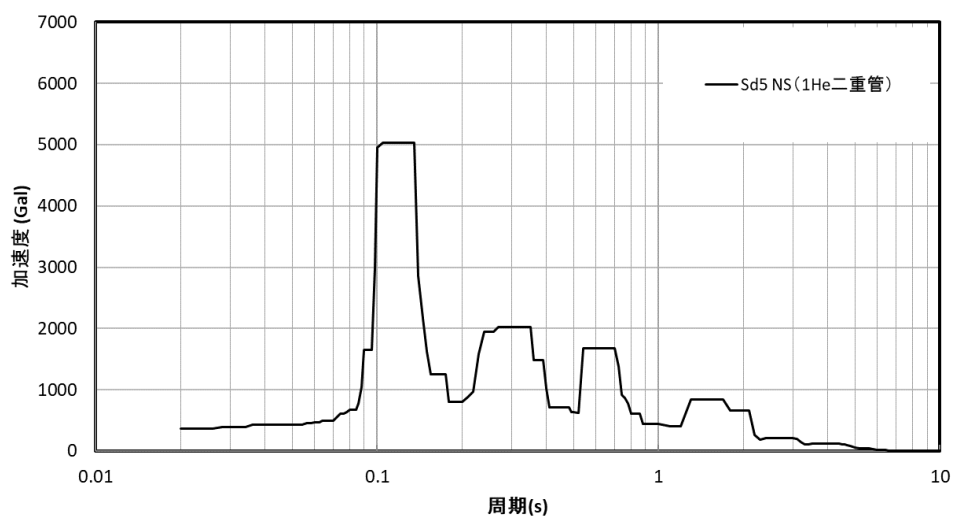


(c) Sd-3

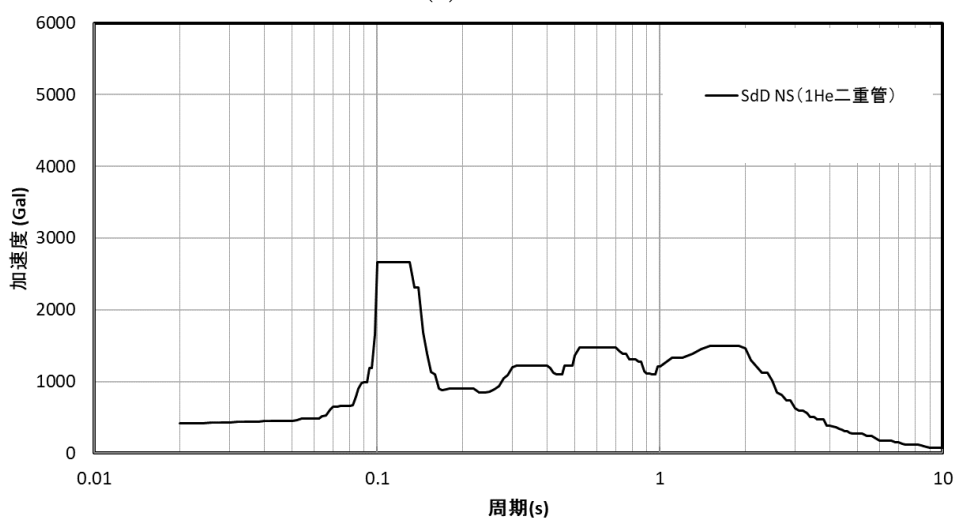
第 3.23 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Sd(1/2)



(d) Sd-4

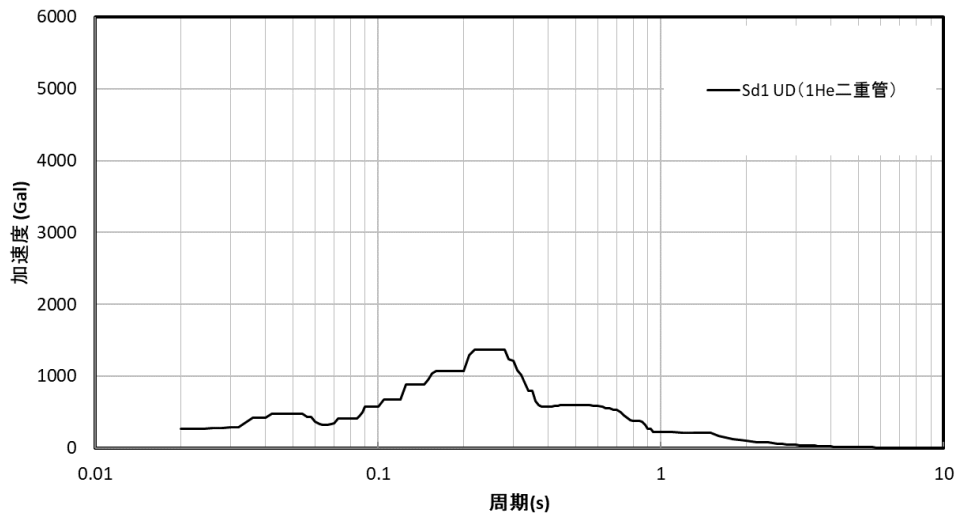


(e) Sd-5

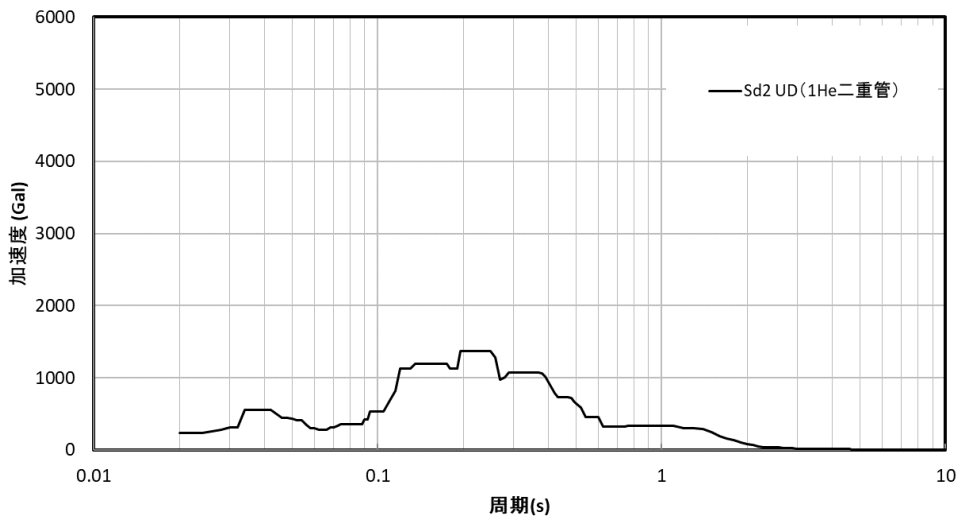


(f) Sd-D

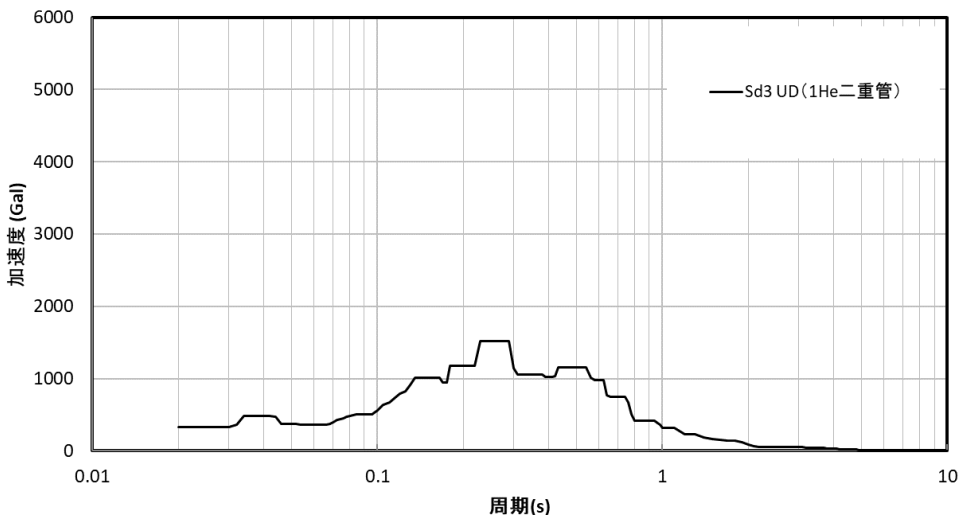
第 3.24 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Sd(2/2)



(a) Sd-1

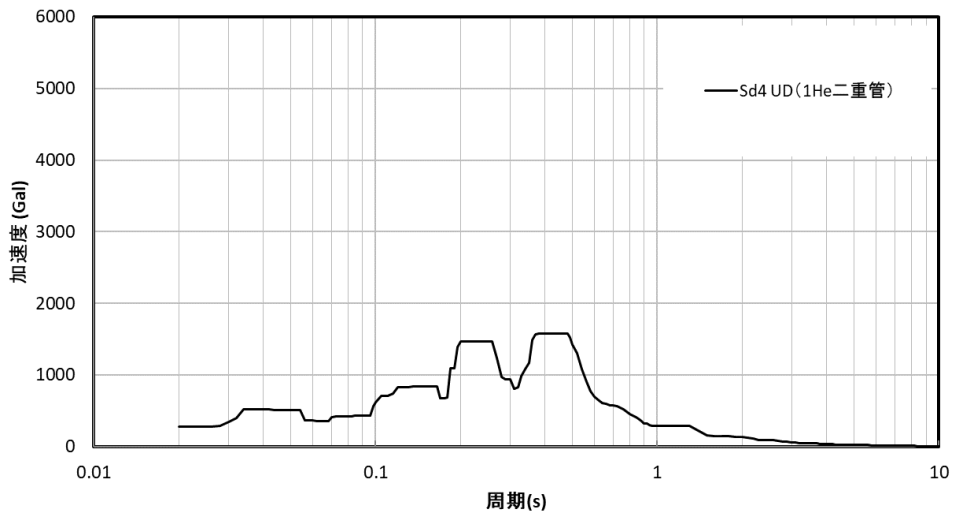


(b) Sd-2

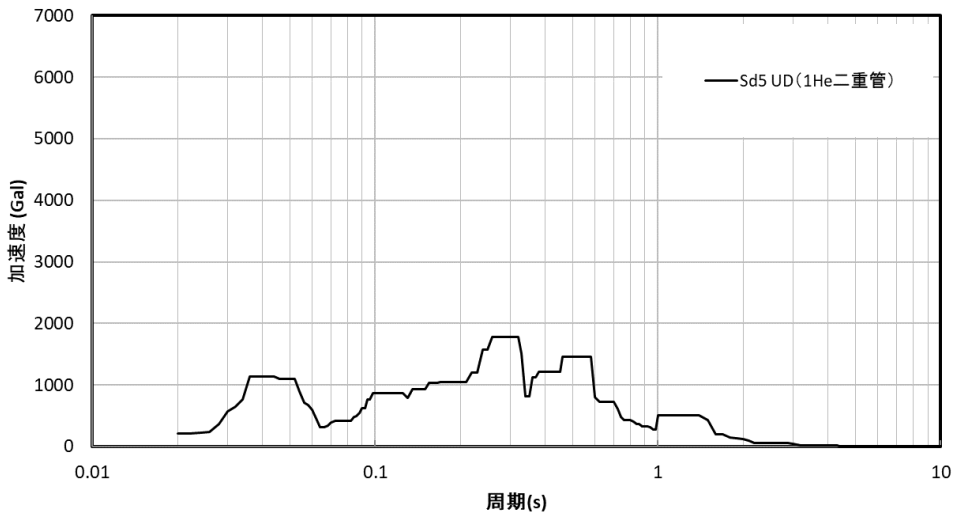


(c) Sd-3

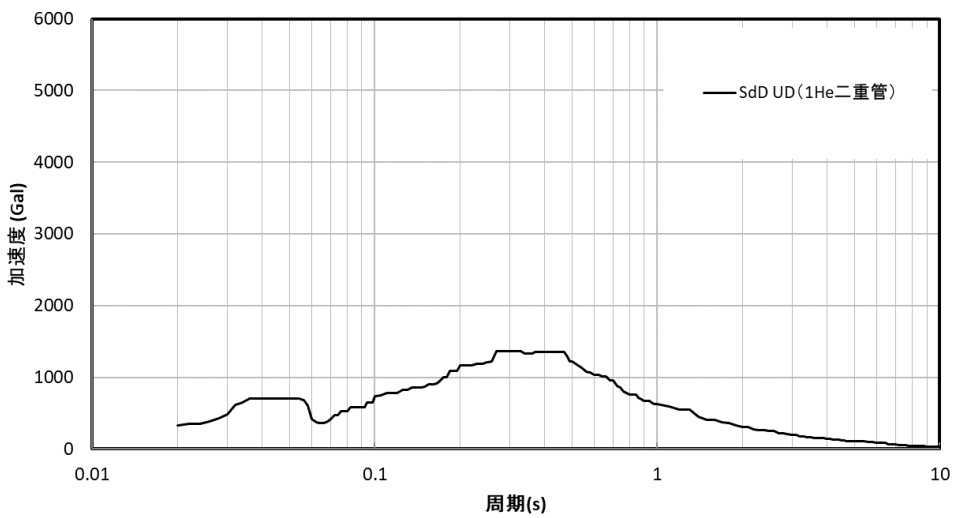
第 3.25 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル鉛直 Sd(1/2)



(d) Sd-4

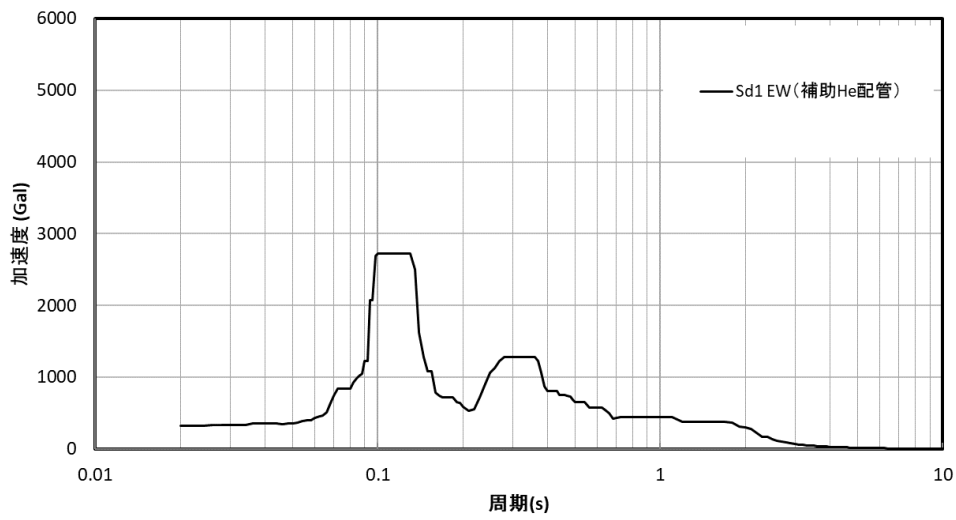


(e) Sd-5

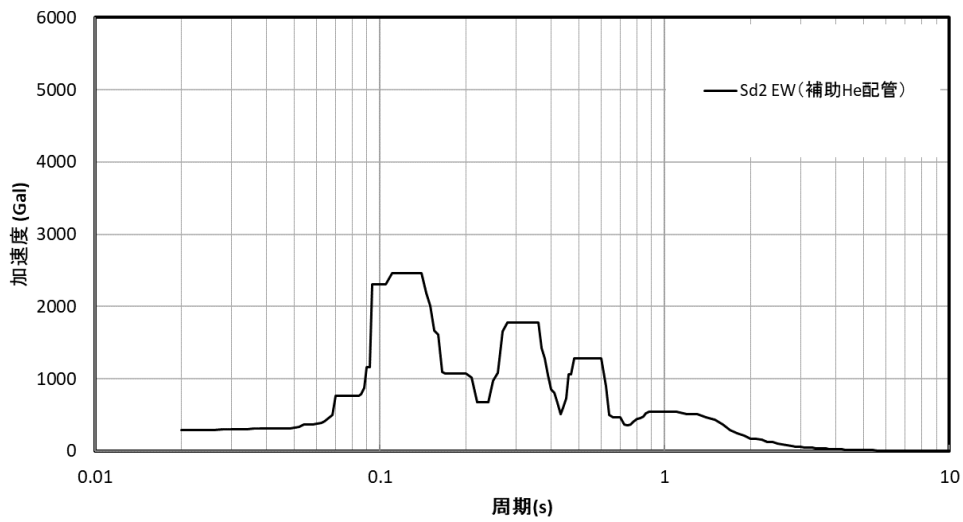


(f) Sd-D

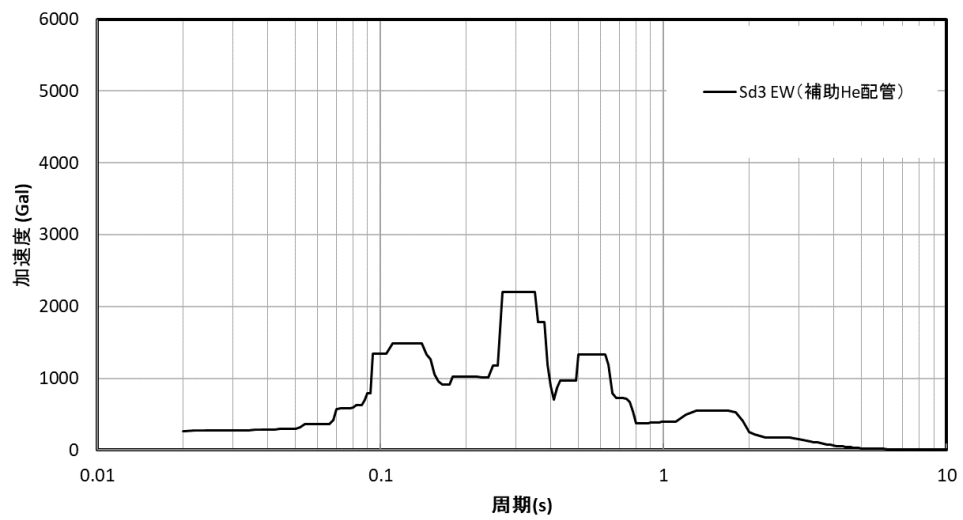
第 3.26 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル鉛直 Sd(2/2)



(a) Sd-1

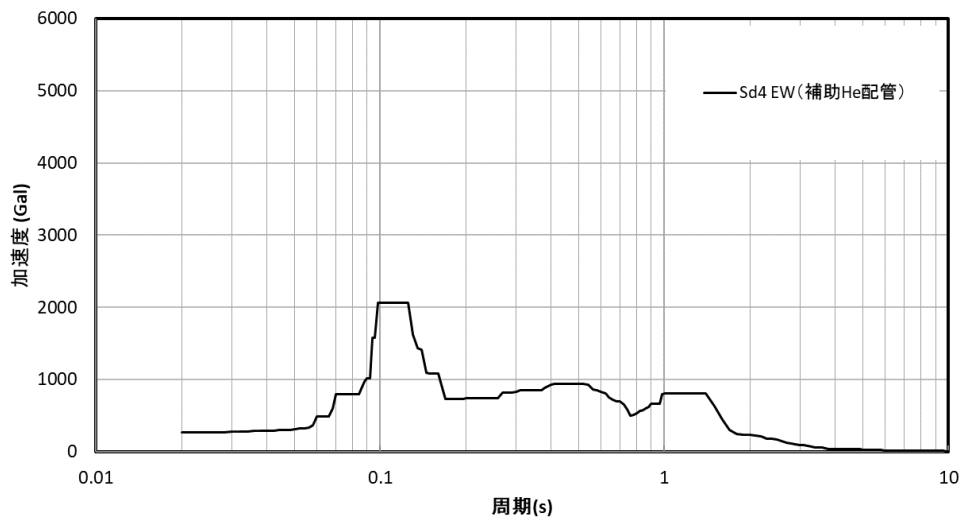


(b) Sd-2

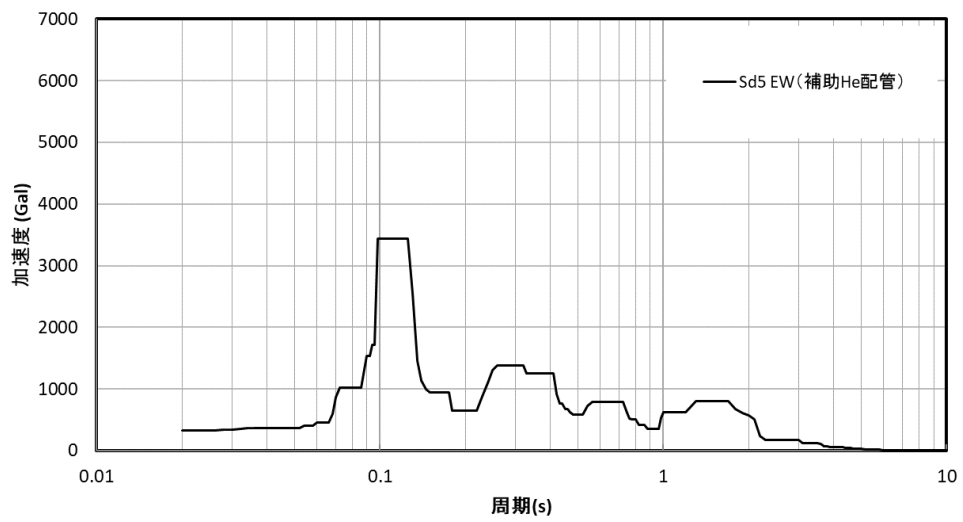


(c) Sd-3

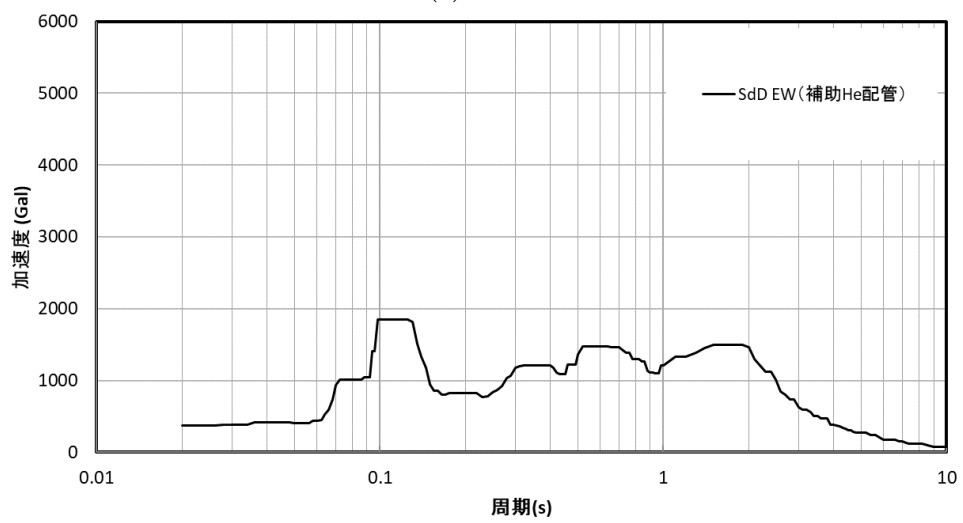
第 3.27 図 補助ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Sd(1/2)



(d) Sd-4

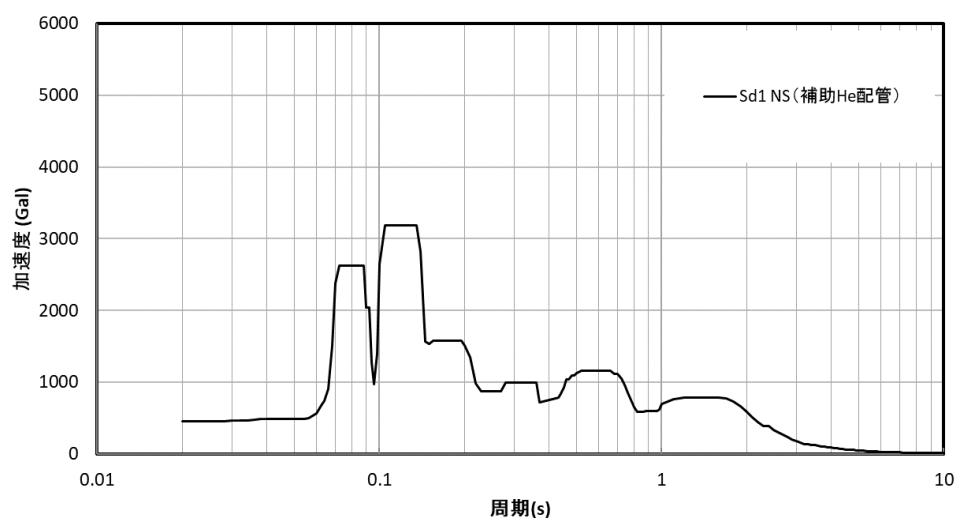


(e) Sd-5

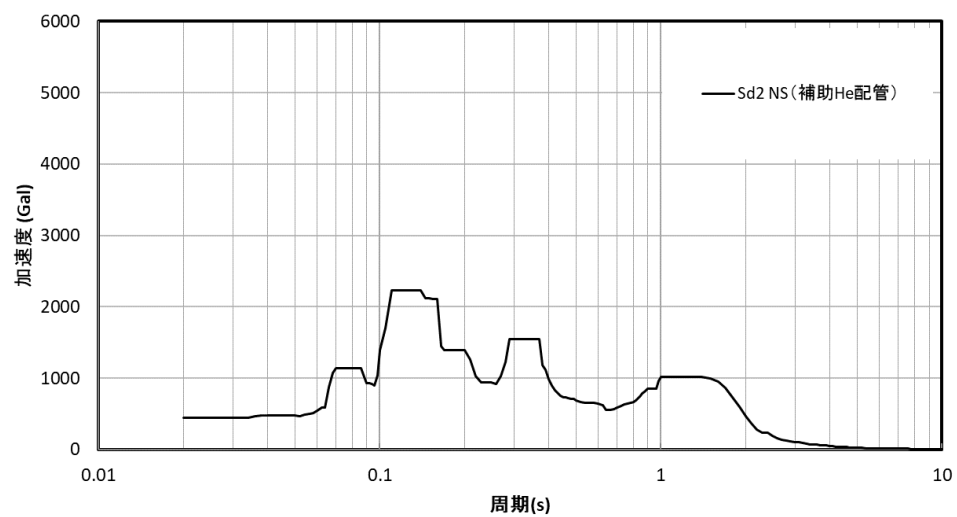


(f) Sd-D

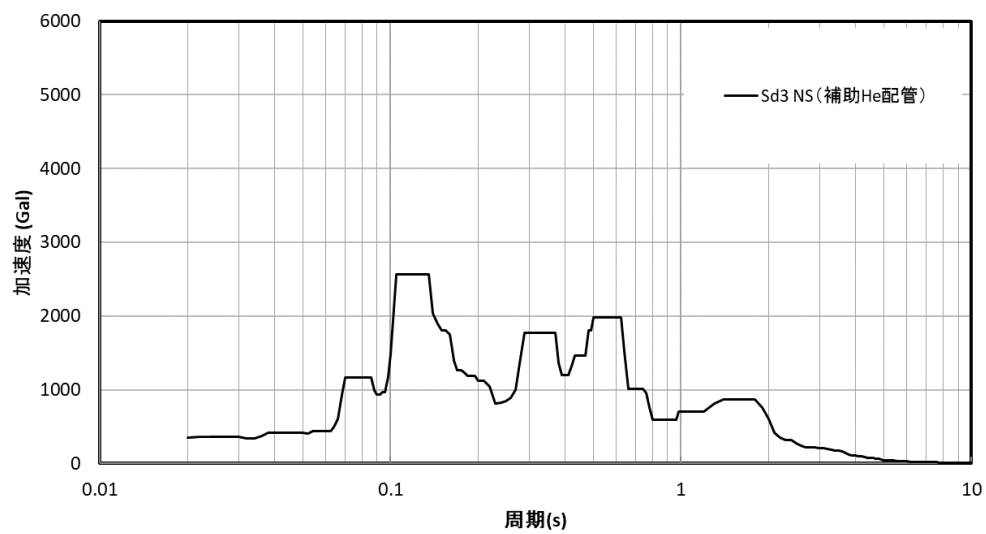
第 3.28 図 補助ヘリウム配管用スペクトル水平 EW Sd(2/2)



(a) Sd-1

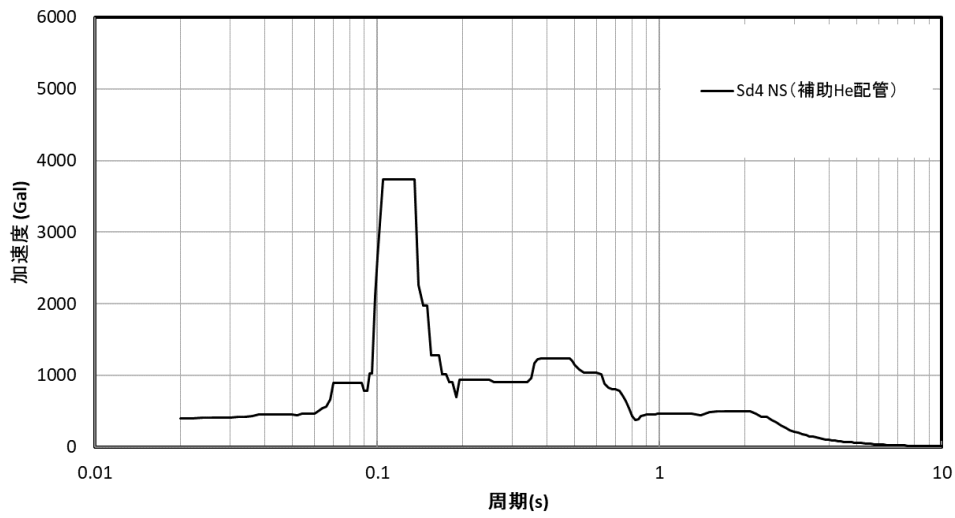


(b) Sd-2

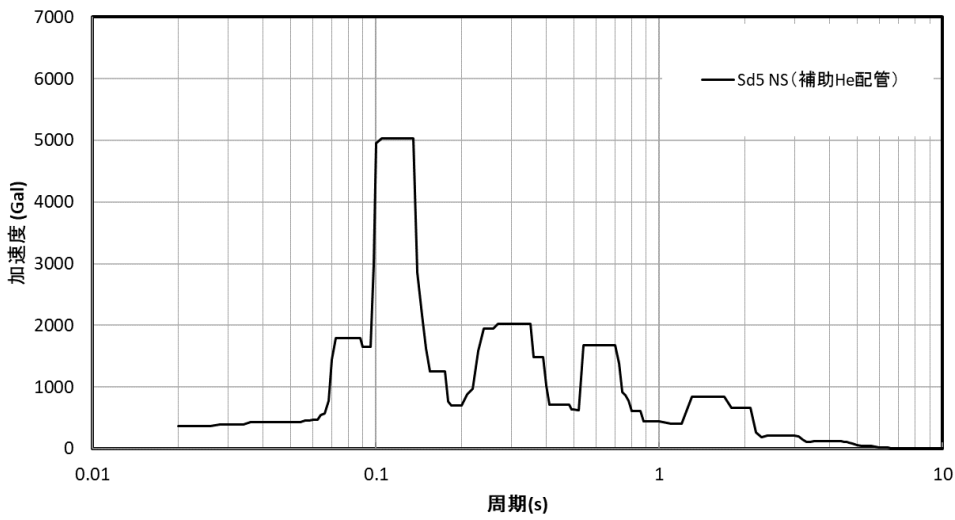


(c) Sd-3

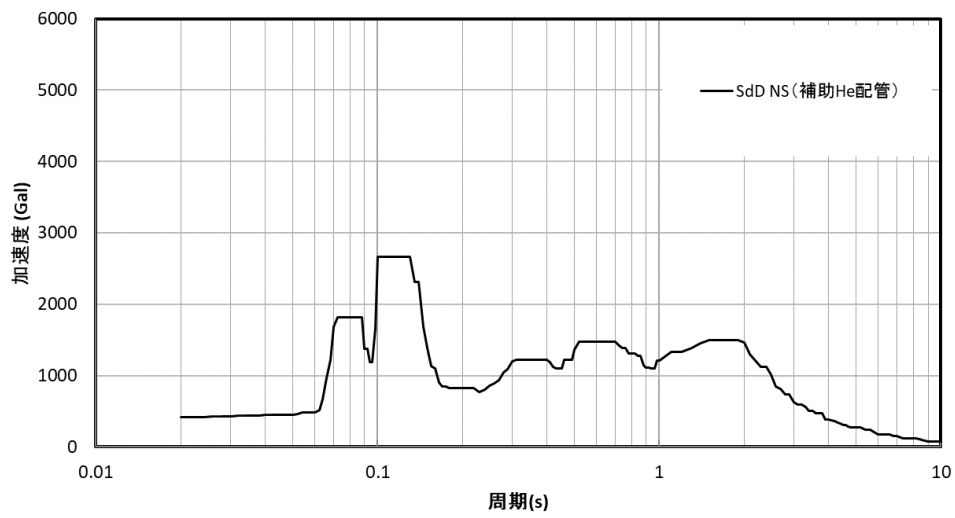
第 3. 29 図 補助ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Sd(1/2)



(d) Sd-4

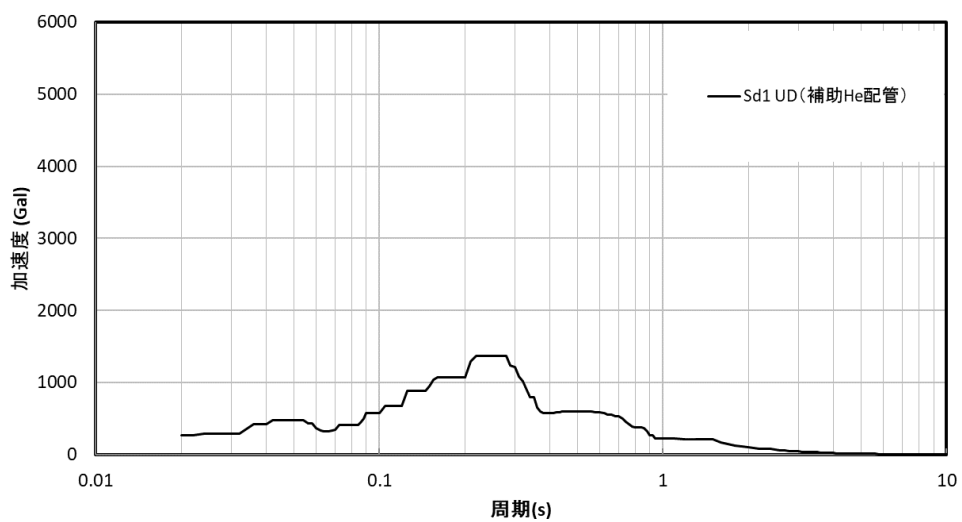


(e) Sd-5

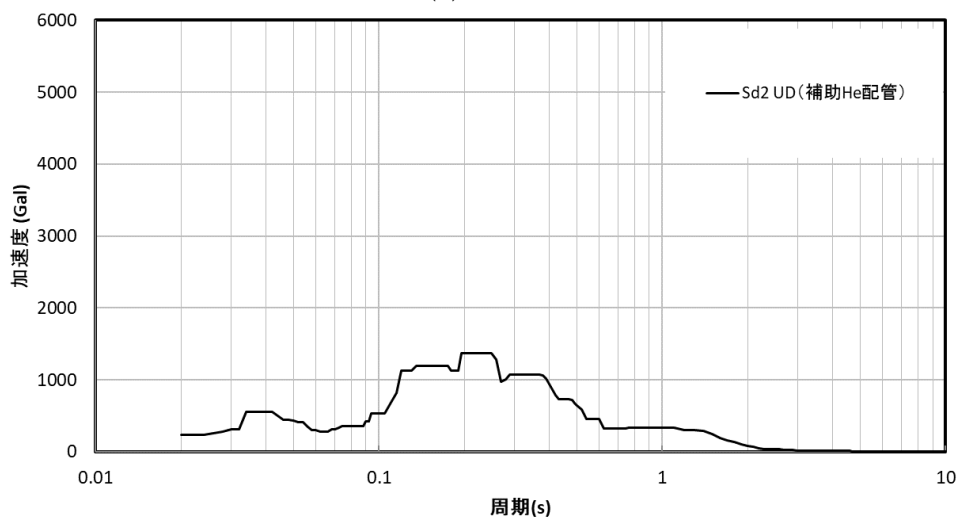


(f) Sd-D

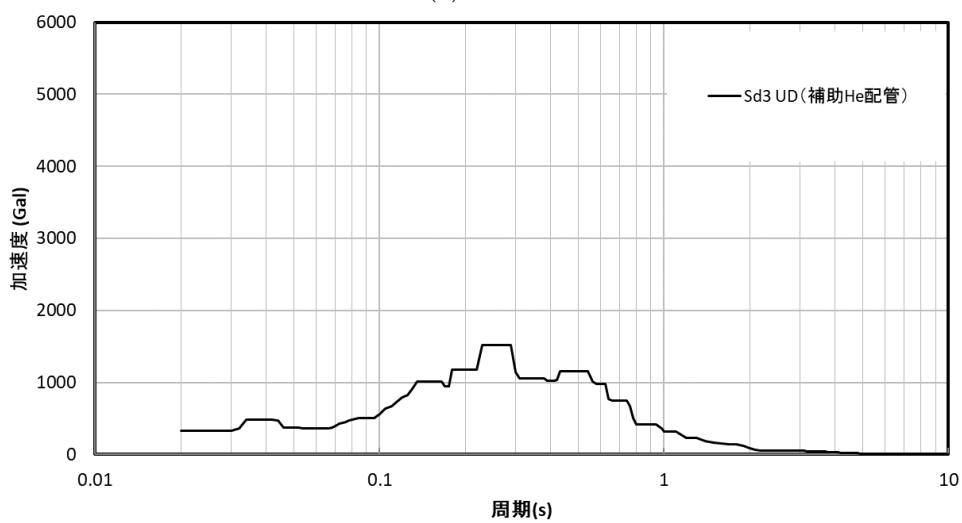
第 3.30 図 補助ヘリウム配管用スペクトル水平 NS Sd(2/2)



(a) Sd-1

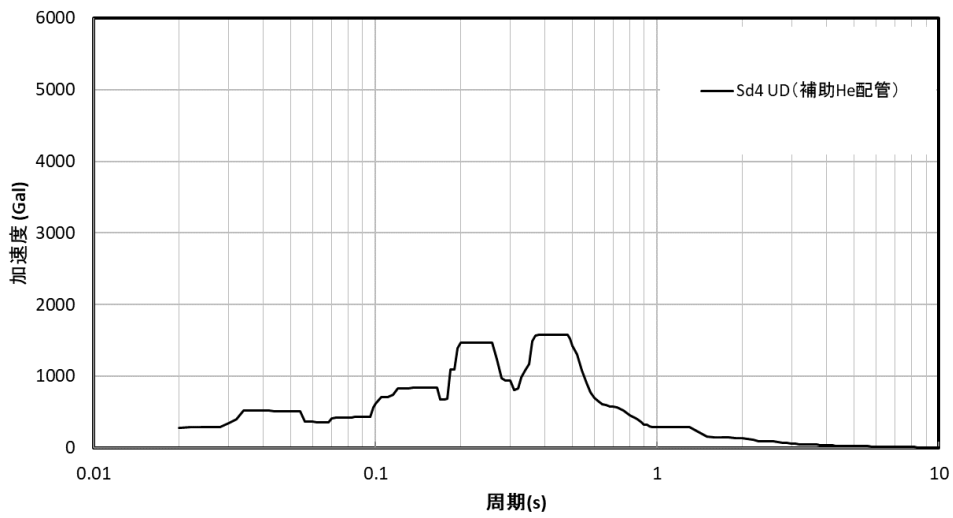


(b) Sd-2

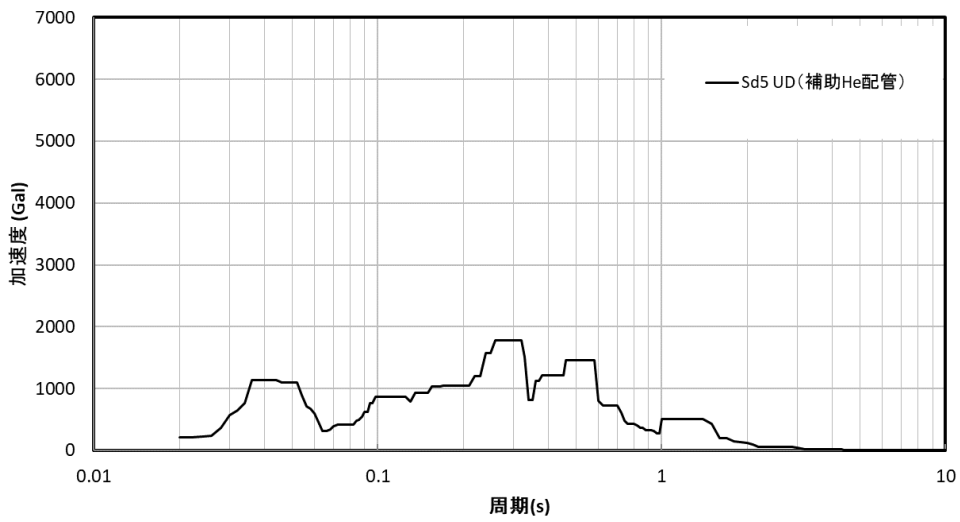


(c) Sd-3

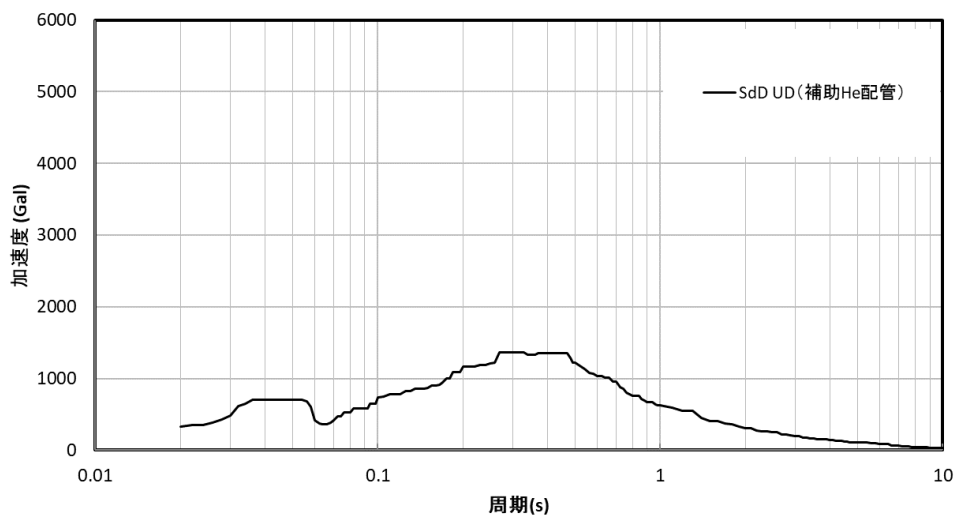
第 3.31 図 補助ヘリウム配管用スペクトル鉛直 Sd(1/2)



(d) Sd-4



(e) Sd-5



(f) Sd-D

第 3.32 図 補助ヘリウム配管用スペクトル鉛直 Sd(2/2)

3.6.2 スペクトルの包絡

1次ヘリウム配管(二重管)及び補助ヘリウム配管に入力するスペクトルとして以下のとおり包絡波を作成する。

(1) Ss1-4_SsD

Ss-1 から Ss-4 と Ss-D の包絡波(第 3.33 図及び第 3.35 図)

(2) Ss5

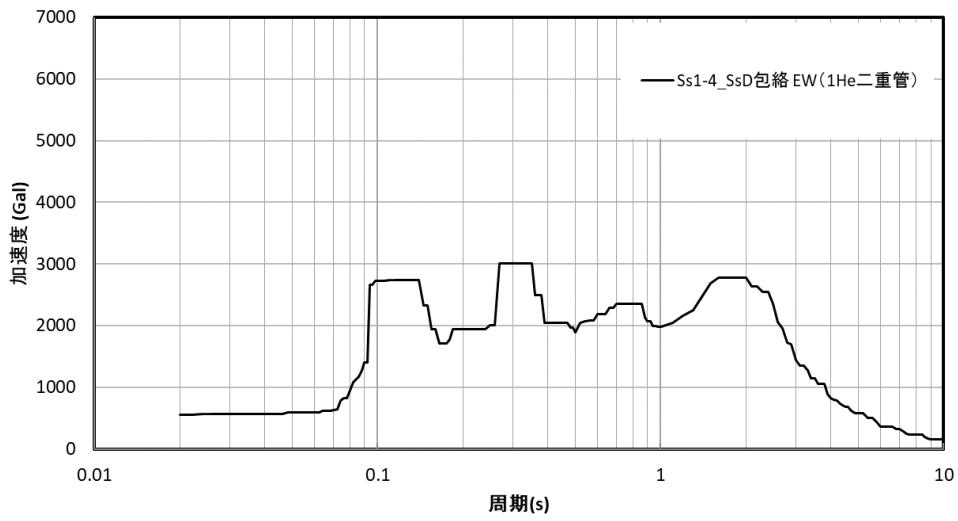
Ss-5 の単独波(第 3.34 図及び第 3.36 図)

(3) Sd1-4_SdD

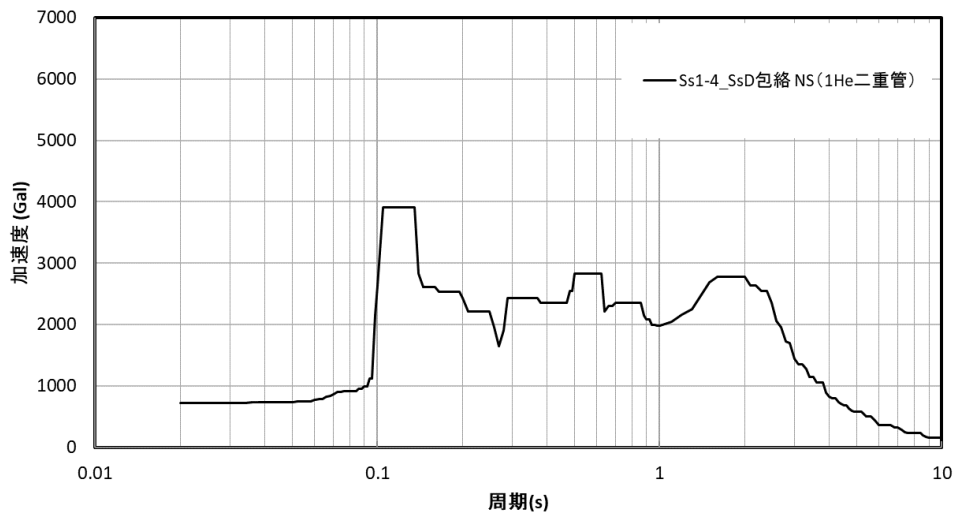
Sd-1 から Sd-4 と Sd-D の包絡波(第 3.37 図及び第 3.39 図)

(4) Sd5

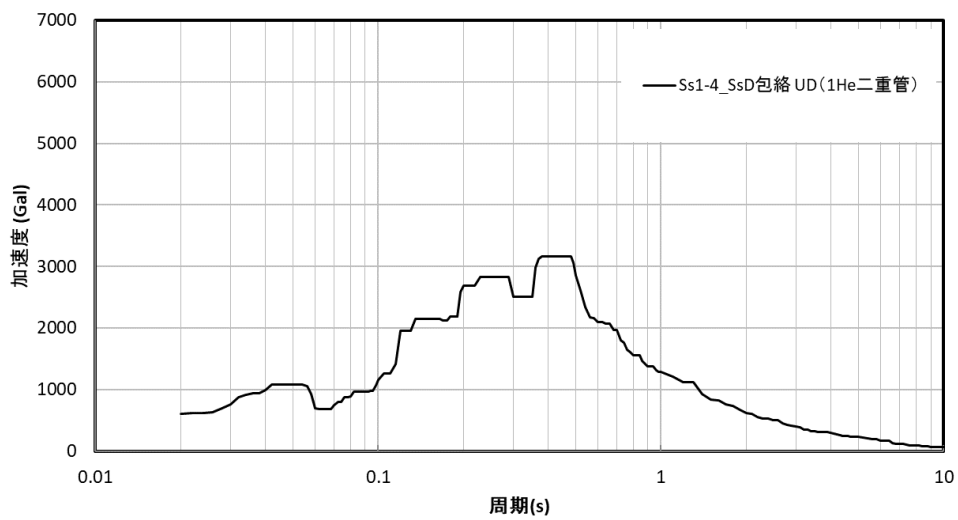
Sd-5 の単独波(第 3.38 図及び第 3.40 図)



(a) EW

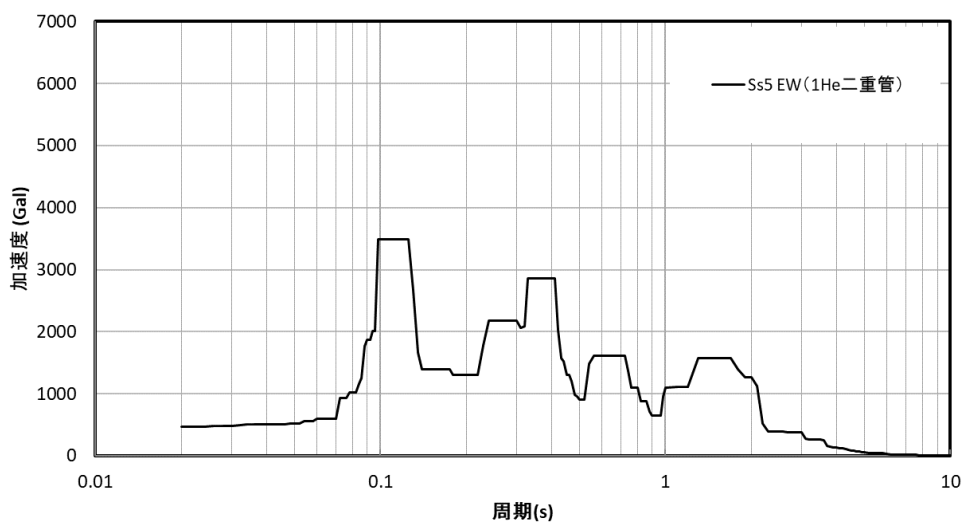


(b) NS

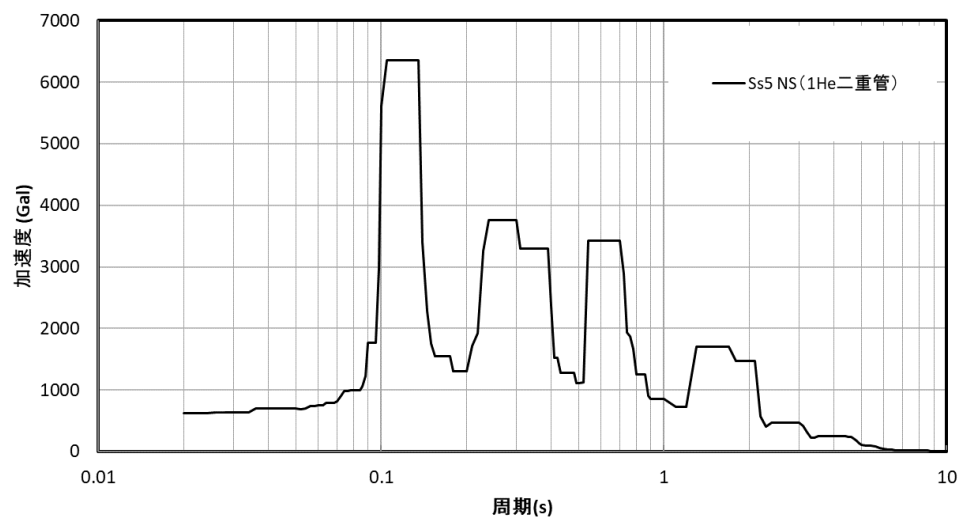


(c) UD

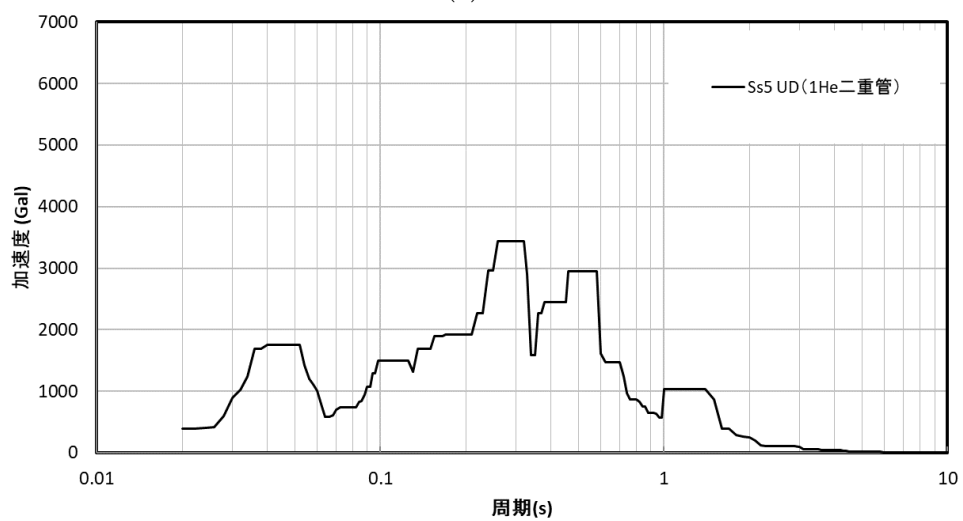
第 3.33 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル : Ss1-4_SsD



(a) EW

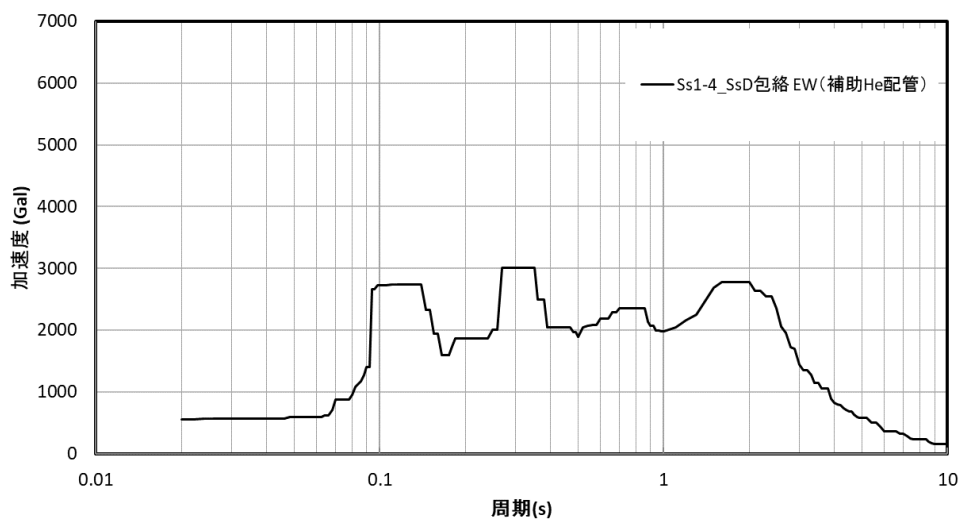


(b) NS

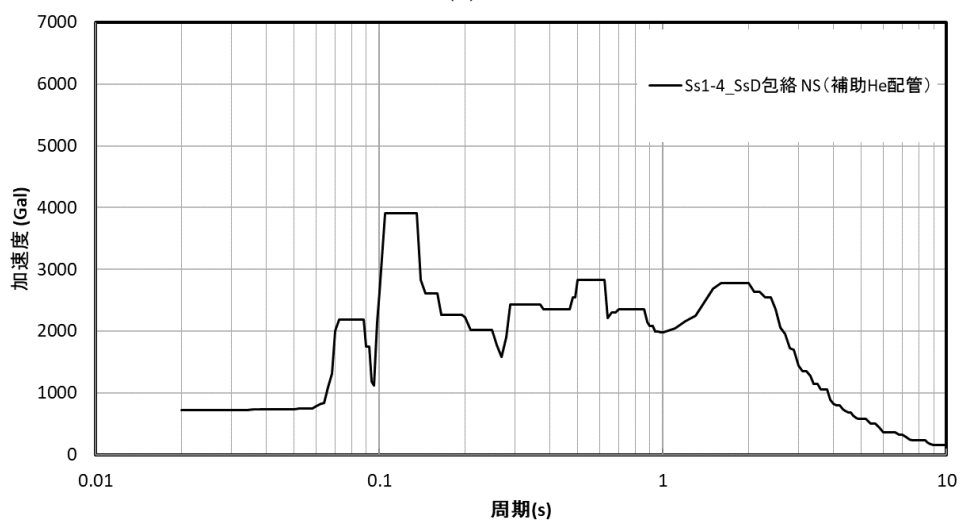


(c) UD

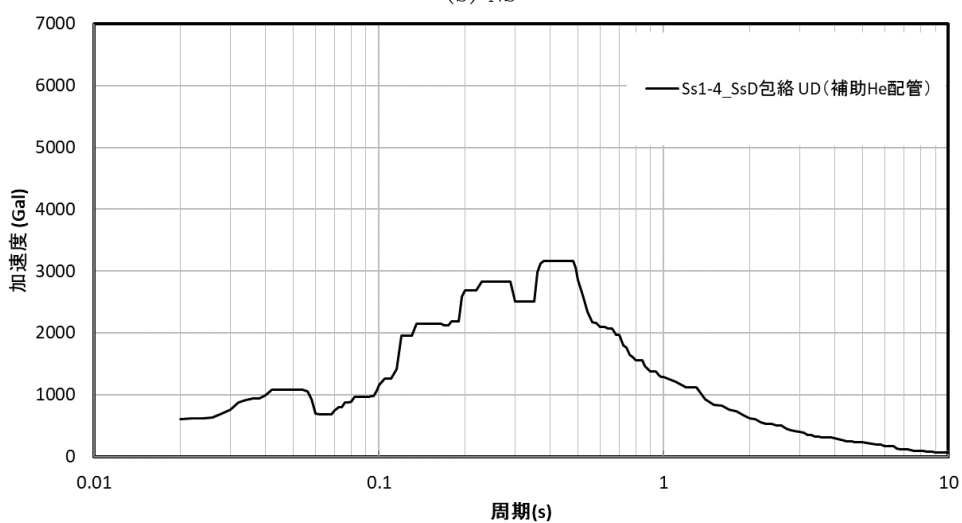
第 3.34 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル : Ss5



(a) EW

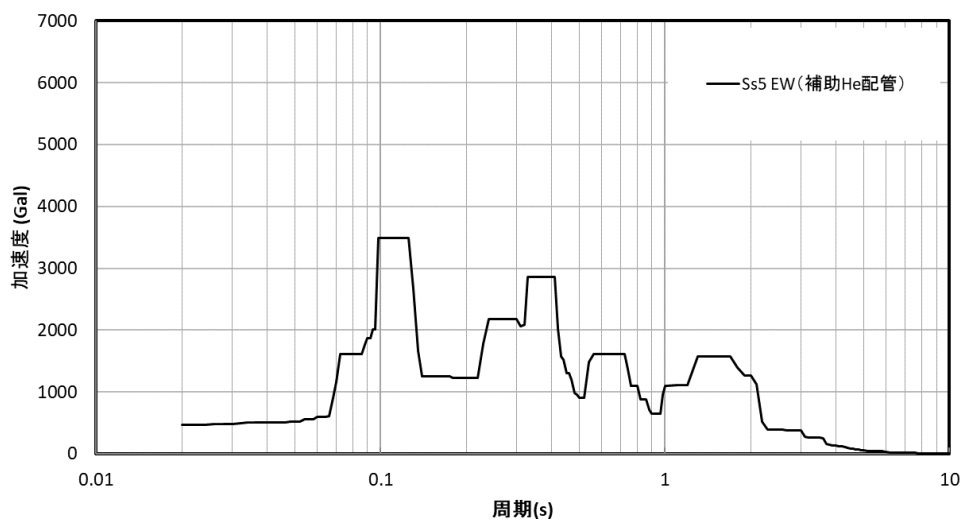


(b) NS

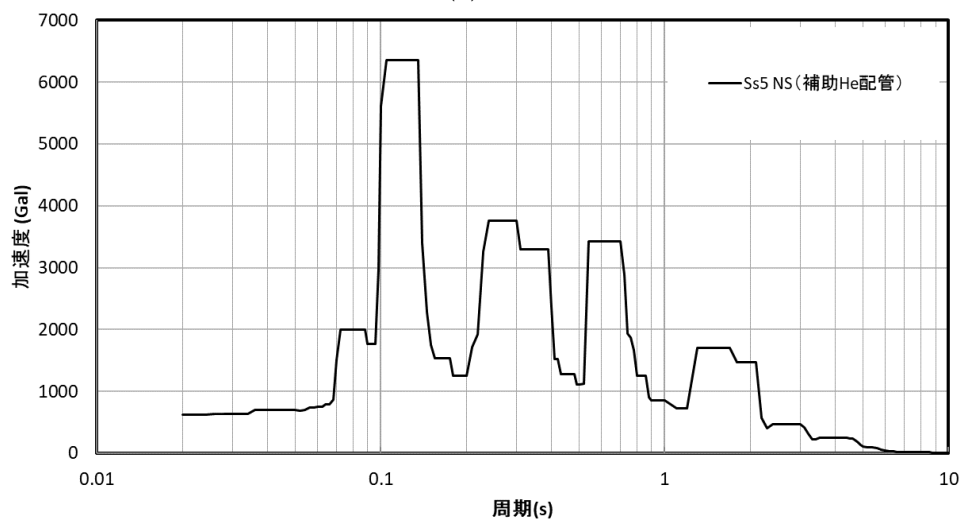


(c) UD

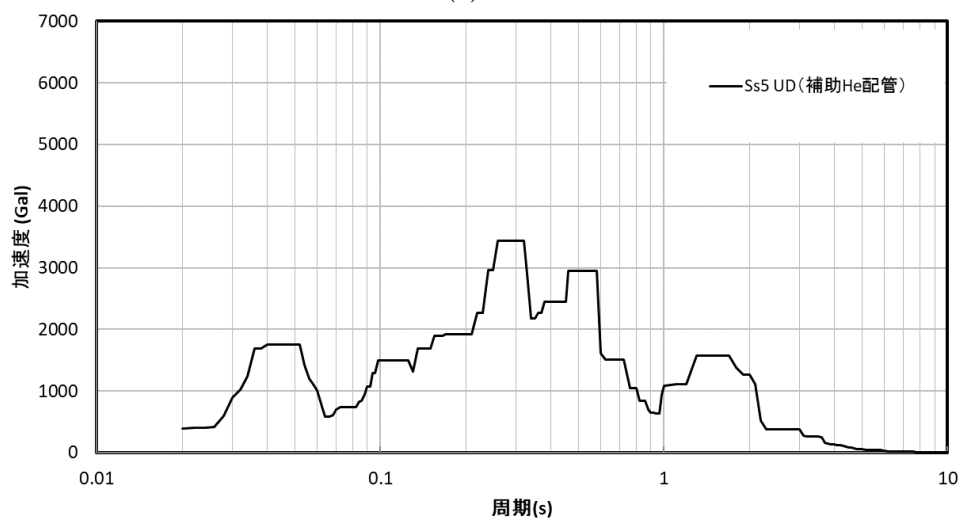
第 3.35 図 補助ヘリウム配管用スペクトル : Ss1-4_SsD



(a) EW

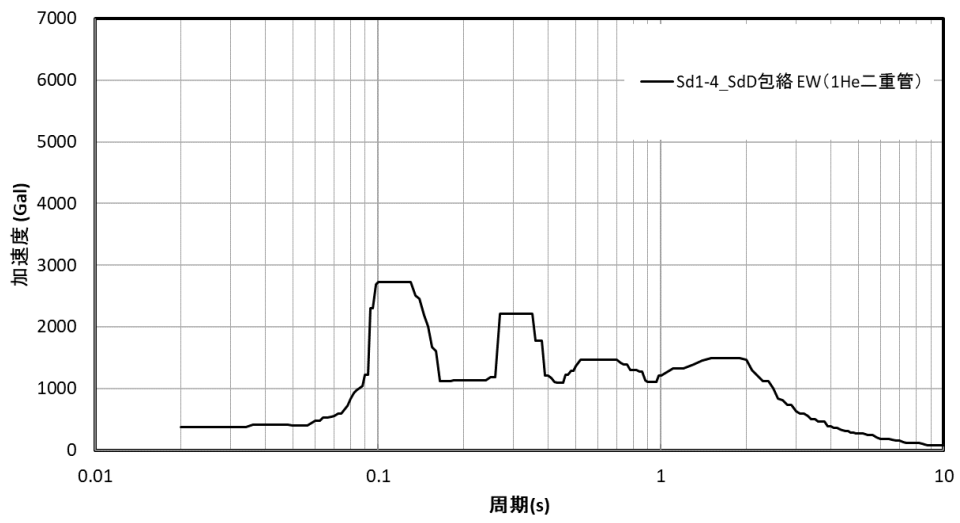


(b) NS

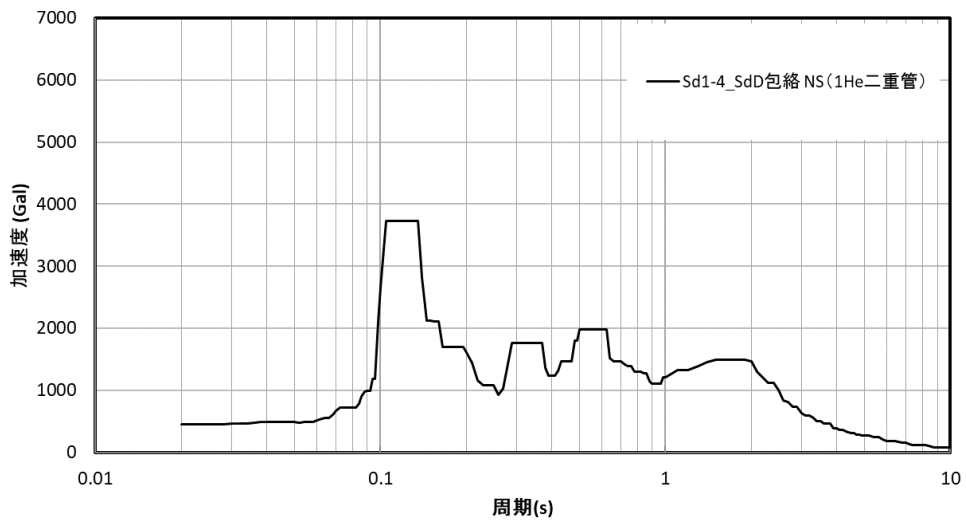


(c) UD

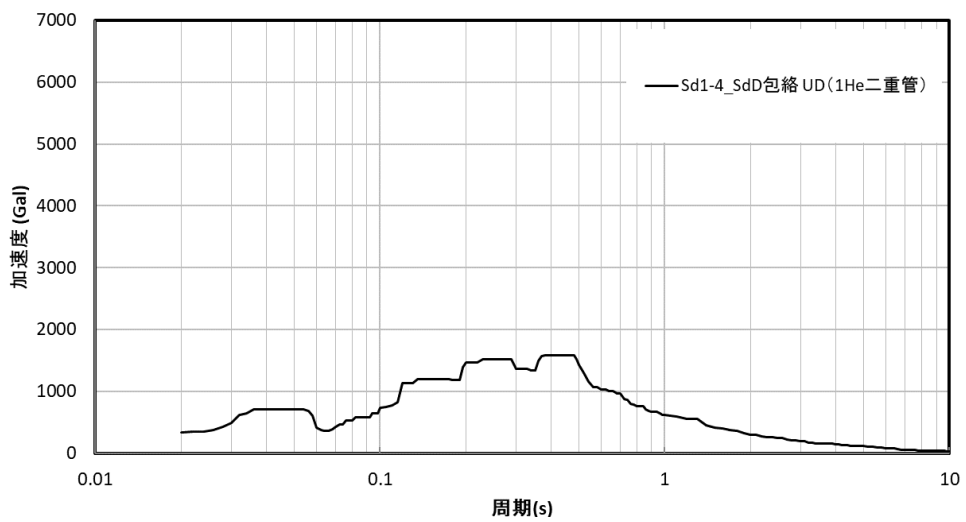
第 3.36 図 補助ヘリウム配管用スペクトル : Ss5



(a) EW

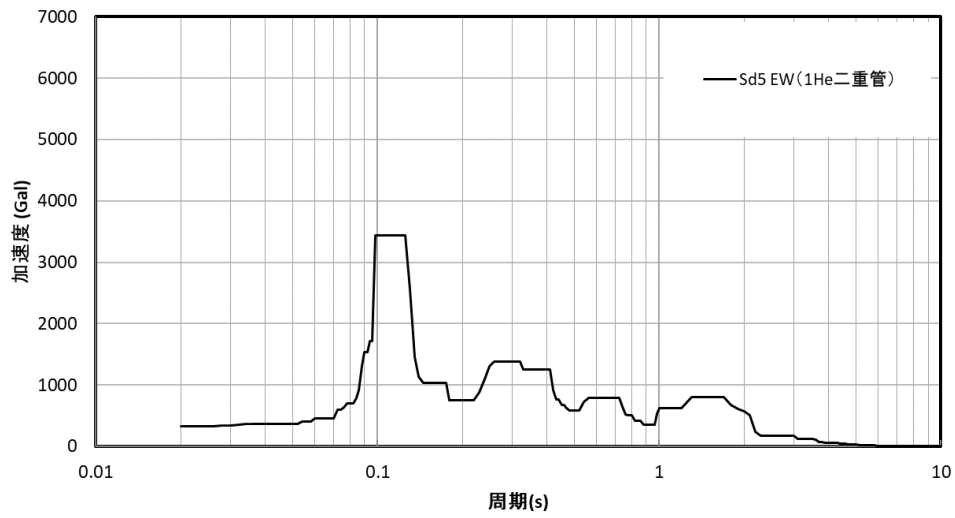


(b) NS

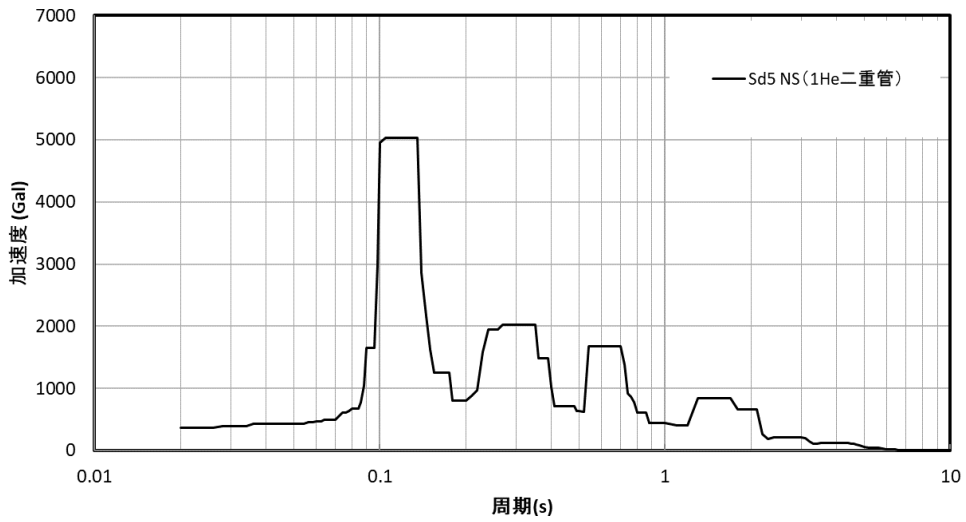


(c) UD

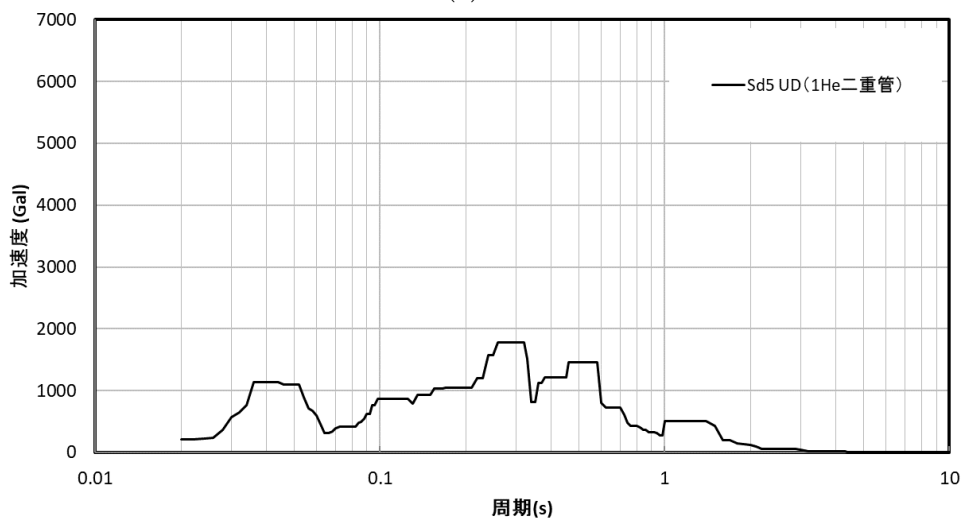
第 3. 37 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル : Sd1-4_SdD



(a) EW

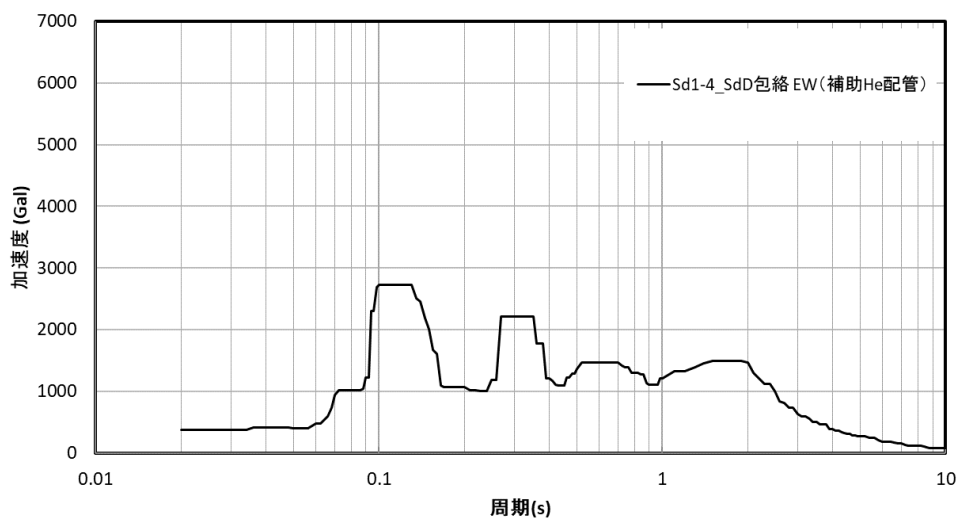


(b) NS

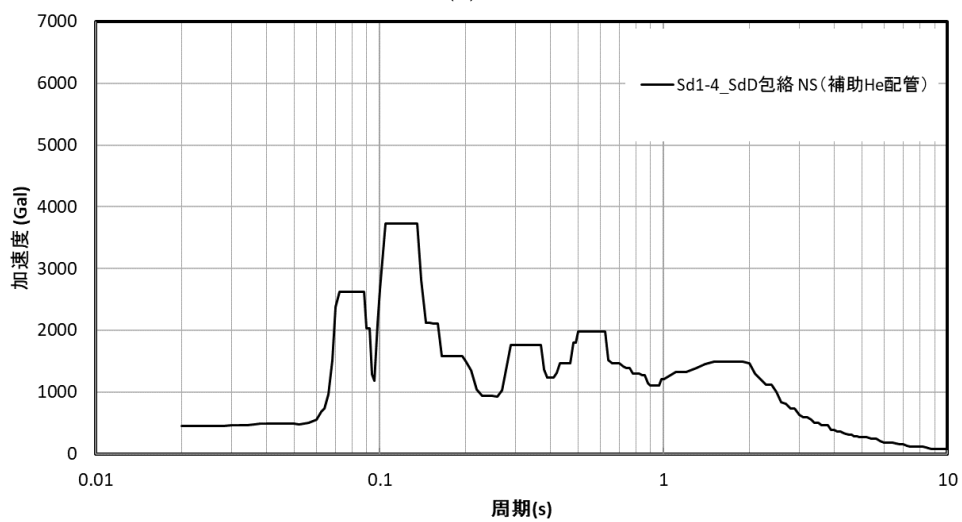


(c) UD

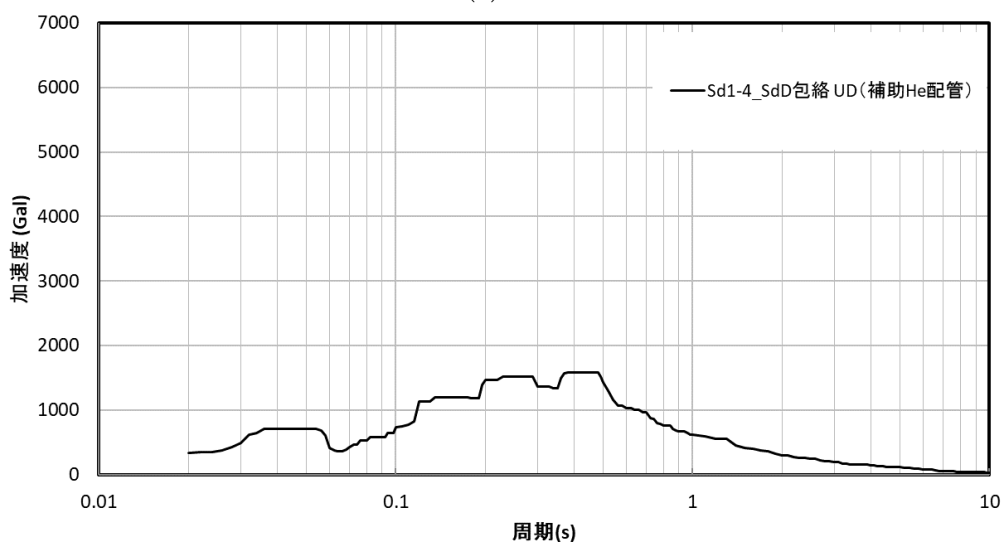
第 3.38 図 1 次ヘリウム配管用スペクトル : Sd5



(a) EW

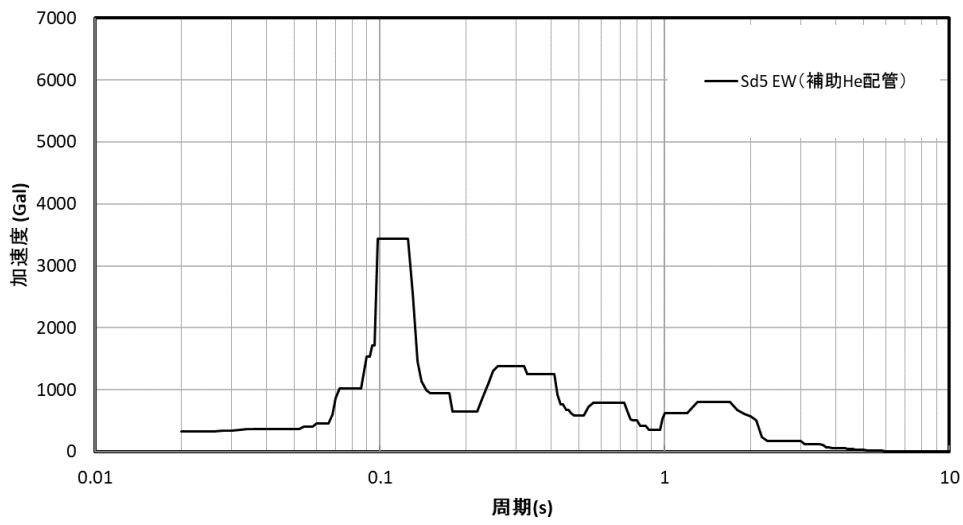


(b) NS

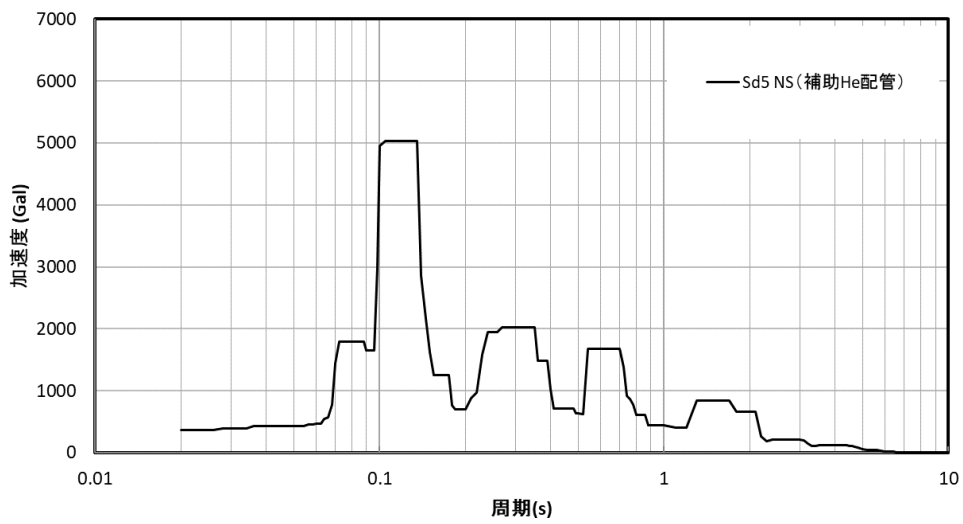


(c) UD

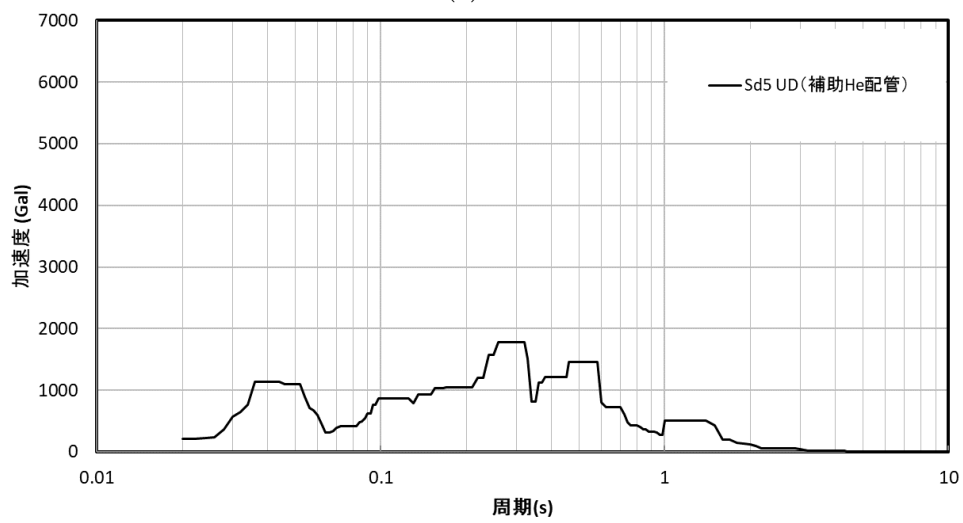
第 3. 39 図 補助ヘリウム配管用スペクトル : Sd1-4_SdD



(a) EW



(b) NS

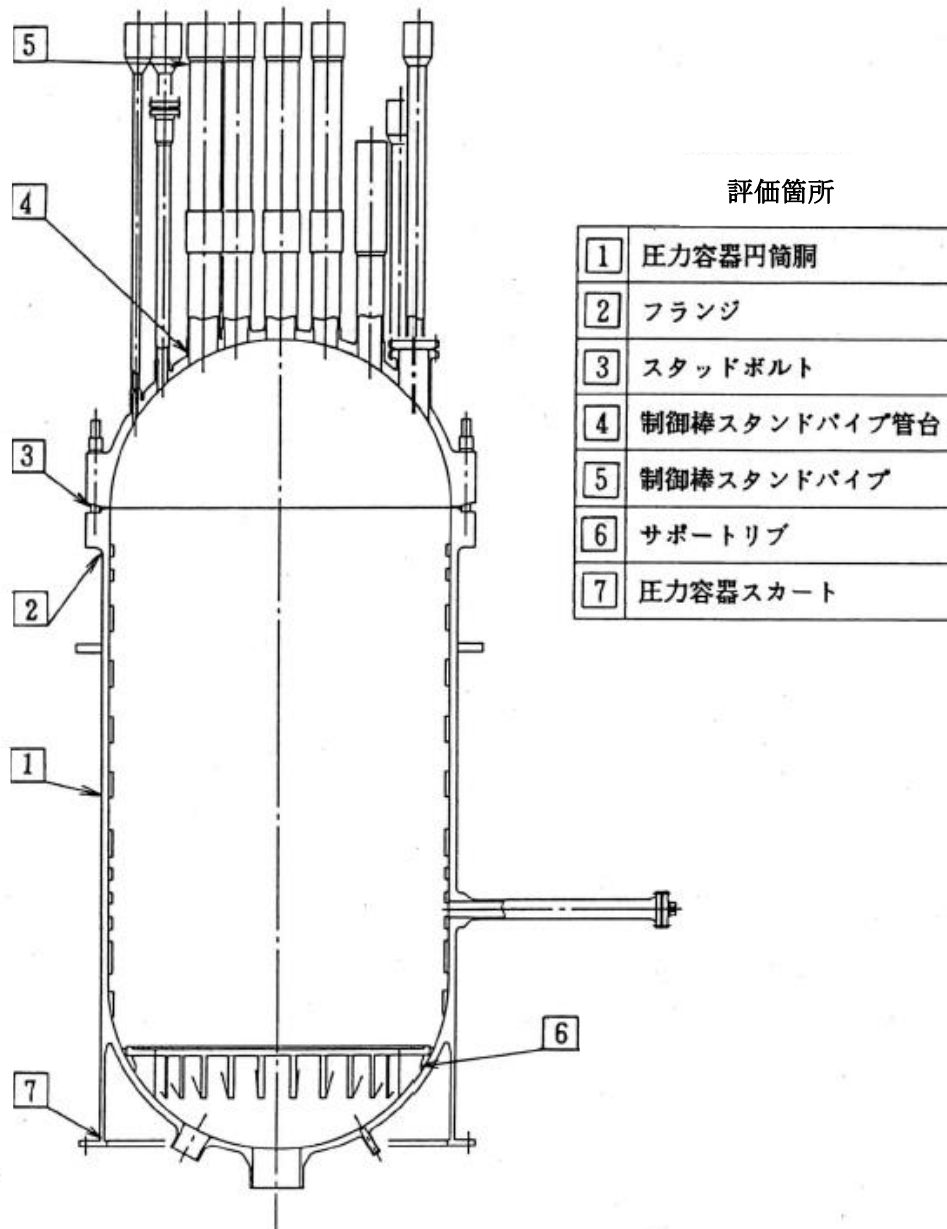


(c) UD

第 3.40 図 補助ヘリウム配管用スペクトル : Sd5

4. 原子炉圧力容器

本評価は原子炉圧力容器の耐震健全性を確認するものである。原子炉圧力容器の耐震性評価は、「Ⅲ-イ-2 高温ガス炉第1種容器の強度計算書作成の基本方針」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付け4安(原規)第47号)及び「Ⅳ-イ-4 原子炉容器の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第4回申請)平成4年9月30日付け4安(原規)第312号)に基づいて実施する。評価箇所を第4.1図に示す。



第4.1図 評価箇所

4.1 圧力容器円筒胴

4.1.1 形状、寸法及び材料

圧力容器円筒胴の形状とモデル寸法を第 4.2 図に、材料特性を第 4.1 表に示す。

4.1.2 機械的荷重

原子炉本体の時刻歴解析から得られた圧力容器円筒胴の機械的荷重を、第 4.2 表から第 4.5 表に示す。自重等の荷重値は、「IV-イ-4 原子炉容器の強度計算書」（設計及び工事の方法の認可(第 4 回申請)平成 4 年 9 月 30 日付け 4 安(原規)第 312 号)を参照した。

4.1.3 解析コード

解析コードには「FINAS(伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)」を用いた。

4.1.4 応力評価断面

応力評価を実施する断面を第 4.3 図に示す。

4.1.5 応力評価

原子炉圧力容器の圧力容器円筒胴の応力評価結果を、第 4.6 表から第 4.21 表に示す。各評価結果に示すように全て許容値を満足している。各表の計算値は、既往の設工認の評価に対して地震動から得られた評価値を加算したものである。

なお、以下の項目に関しては、記載した理由により評価の必要がない。

(1) 特別な応力制限

① 支圧応力の制限

本計算箇所は、構造上支圧荷重を受ける部分ではない。

② 純せん断応力の制限

本計算箇所は、構造上純粋にせん断荷重のみを受ける部分ではない。

③ 3 軸応力の制限

本計算箇所は、内圧による応力が主であるため、周方向及び軸方向の応力に比べ、板厚方向の応力は十分に小さい。したがって、3 軸の主応力が接近することはない。

(2) 座屈の防止(外圧座屈)

本計算箇所は、外圧座屈が発生するような有意な荷重を受ける部分ではない。

第 4.1 表 原子炉压力容器 压力容器円筒胴の材料特性

対象部位名	材料名	参照温度 ($^{\circ}\text{C}$)	ヤング率 (N/mm^2)	ポアソン比
压力容器円筒胴	SCMV4-2 NT	440	1.80×10^5	0.30

第 4.2 表 Ss1-4_SsD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器円筒胴)

	機械的荷重 (压力容器円筒胴)			
	Ss1-4_SsD 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M_z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	7362	5077	4653	0
運転状態 II	7362	5077	4653	0
運転状態 III	7362	5077	4653	0
運転状態 IV	7362	5077	4653	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.3 表 Ss5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器円筒胴)

	機械的荷重 (压力容器円筒胴)			
	Ss5 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M_z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	5267	3433	3378	0
運転状態 II	5267	3433	3378	0
運転状態 III	5267	3433	3378	0
運転状態 IV	5267	3433	3378	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.4 表 Sd1-4_SdD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器円筒胴)

	機械的荷重 (压力容器円筒胴)			
	Sd1-4_SdD 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	3944	2678	2496	0
運転状態 II	3944	2678	2496	0
運転状態 III	3944	2678	2496	0
運転状態 IV	3944	2678	2496	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.5 表 Sd5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器円筒胴)

	機械的荷重 (压力容器円筒胴)			
	Sd5 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	2500	1833	1616	0
運転状態 II	2500	1833	1616	0
運転状態 III	2500	1833	1616	0
運転状態 IV	2500	1833	1616	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.6 表 Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴
一次応力の制限(評価断面-内面)

運転状態	評価項目	温度 (℃)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計条件	$\langle P_m \rangle \leq S_o$	440	-	110	113	
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5 S_o$	440	-	110	170	
運転状態 I、II、(T)	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_m$	401	-	101	141	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	401	1.05×10^5	95	138	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_m$	401	-	101	212	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	401	1.05×10^5	95	150	$K_t = 1.08$
運転状態 III	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 1.2 S_m$	401	-	106	169	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	401	6.63×10	103	270	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2 K_s S_m$	401	-	106	254	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	401	6.63×10	103	312	$K_t = 1.16$
運転状態 I、II、III (T)	$\Sigma (t_i / t_{mi}) \leq B$	401 - -	1.07×10^5 - -	0.04 - -	1.00 - -	$B=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{bj}) \leq 1.0$	401 - -	1.07×10^5 - -	0.04 - -	1.00 - -	
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	515	-	110	233	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	1.50×10^2	105	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	515	-	111	350	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	1.50×10^2	105	129	$K_t = 1.04$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{ri}) \leq B_R$	515 401 -	1.50×10^2 1.07×10^5 -	0.29 - -	1.00 - -	$B_R=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{rbj}) \leq 1.0$	515 401 -	1.50×10^2 1.07×10^5 -	0.22 - -	1.00 - -	
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	100	-	140	241	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	140	361	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	140	361	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態 I～III及び試験状態において短期荷重による応力(*付応力)に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

※ 運転状態IVにおいて短期荷重による応力(*付応力)に Ss1-4_SsD 分を付加して評価した。

第 4.7 表 Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴
一次応力の制限(評価断面-内面)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計条件	$\langle P_m \rangle \leq S_o$	440	-	110	113	
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5 S_o$	440	-	110	170	
運転状態 I、II、(T)	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_m$	401	-	100	141	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	401	1.05×10^5	95	138	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_m$	401	-	100	212	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	401	1.05×10^5	95	150	$K_t = 1.08$
運転状態 III	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 1.2 S_m$	401	-	105	169	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	401	6.63×10	103	270	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2 K_s S_m$	401	-	105	254	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	401	6.63×10	103	312	$K_t = 1.16$
運転状態 I、II、III (T)	$\Sigma (t_i / t_{mi}) \leq B$	401 - -	1.07×10^5 - -	0.04 - -	1.00 - -	$B=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{bj}) \leq 1.0$	401 - -	1.07×10^5 - -	0.04 - -	1.00 - -	
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	515	-	109	233	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	1.50×10^2	105	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	515	-	110	350	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	1.50×10^2	105	129	$K_t = 1.04$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{ri}) \leq B_R$	515 401 -	1.50×10^2 1.07×10^5 -	0.29 - -	1.00 - -	$B_R=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{rbj}) \leq 1.0$	515 401 -	1.50×10^2 1.07×10^5 -	0.22 - -	1.00 - -	
	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	100	-	139	241	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	139	361	
試験状態	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	139	361	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	139	361	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態 I ~ III 及び試験状態において短期荷重による応力(*付応力)に Sd5 分を付加して評価した。

※ 運転状態 IV において短期荷重による応力(*付応力)に Ss5 分を付加して評価した。

第 4.8 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 圧力容器円筒胴 Sa の制限(評価断面-内面)

原子炉压力容器 圧力容器円筒胴(地震動 : Sd1-4_SdD)

$$T_o = 398 \quad (^\circ\text{C})$$

$$P' = \langle P_L + P_L^* + (P_b + P_b^*) / K_t \rangle_{\max} = 142 \text{ (MPa)}$$

$$Q' = \langle Q + Q^* \rangle_R$$

負荷サイクル	壁厚平均金属温度 ($^\circ\text{C}$)	$\langle Q + Q^* \rangle_R$ (MPa)	$P' + Q' \leq S_a$ (MPa)	備考	
				S_a の評価式	温度($^\circ\text{C}$)
2A01 2B01	401 401	0	142 219	1.25 S_t	401

第 4.9 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 圧力容器円筒胴 Sa の制限(評価断面-内面)

原子炉压力容器 圧力容器円筒胴(地震動 : Sd5)

$$T_o = 398 \quad (^\circ\text{C})$$

$$P' = \langle P_L + P_L^* + (P_b + P_b^*) / K_t \rangle_{\max} = 142 \text{ (MPa)}$$

$$Q' = \langle Q + Q^* \rangle_R$$

負荷サイクル	壁厚平均金属温度 ($^\circ\text{C}$)	$\langle Q + Q^* \rangle_R$ (MPa)	$P' + Q' \leq S_a$ (MPa)	備考	
				S_a の評価式	温度($^\circ\text{C}$)
2A01 2B01	401 401	0	142 219	1.25 S_t	401

第 4.10 表 Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 メカニカルラチェットの制限(評価断面-内面)
 原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動：Ss1-4_SsD)

$$X_s = \langle P_L + P_b \rangle / 1.5 S_{mH}$$

$$Y_s = S_n^* / 1.5 S_{mH}$$

負荷サイクル	最高金属温度 (°C)	$S_n^* \leq \beta_s (3 S_{mH})$ (MPa)	X_s	Y_s	領域	許容領域
Ss	403	33 1064	0.450	0.155	E	E, S ₁ , S ₂ , P
$\beta_s = 2.5$						

※ 既往の設工認の評価負荷サイクル S2 の S_n^* に Ss1-4_SsD 分を付加して評価

第 4.11 表 Ss5 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 メカニカルラチェットの制限(評価断面-内面)
 原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動：Ss5)

$$X_s = \langle P_L + P_b \rangle / 1.5 S_{mH}$$

$$Y_s = S_n^* / 1.5 S_{mH}$$

負荷サイクル	最高金属温度 (°C)	$S_n^* \leq \beta_s (3 S_{mH})$ (MPa)	X_s	Y_s	領域	許容領域
Ss	403	32 1064	0.450	0.150	E	E, S ₁ , S ₂ , P
$\beta_s = 2.5$						

※ 既往の設工認の評価負荷サイクル S2 の S_n^* に Ss5 分を付加して評価

第 4.12 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 累積疲れ損傷係数の算定(その 1) (評価断面-内面)

原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動：Sd1-4_SdD)

$$\varepsilon_t = K_\varepsilon' \varepsilon_n + K \varepsilon_c + K_T \varepsilon_F \quad K_\varepsilon' = K^2 (S^* / \bar{S})$$

ひずみサイクル	最高 金属温度 (°C)	回数 n	ε_n	ε_c	ε_F	K	K_ε'	ε_t	N_d	n / N_d	備考
			—	—	S_p (MPa)	—	K_e	S_0 (MPa)			
T C	100	10	—	—	142	—	—	72	1000000	0.000	D
2C01 C	100	30	—	—	105	—	—	53	1000000	0.000	D
C 3B01-Sd	403	1	4.919×10^{-4}	0.000	1.176×10^{-6}	1.00	1.00	4.931×10^{-4}	1000000	0.000	B
C 3B01	403	5	4.662×10^{-4}	2.177×10^{-6}	1.176×10^{-6}	1.00	1.00	4.696×10^{-4}	1000000	0.000	B
1A03 C	403	400	4.240×10^{-4}	2.727×10^{-5}	1.027×10^{-6}	1.00	1.00	4.523×10^{-4}	1000000	0.000	C
2B01 C	403	20	4.343×10^{-4}	5.232×10^{-7}	1.159×10^{-6}	1.00	1.00	4.359×10^{-4}	1000000	0.000	B
C 3A01	404	5	4.214×10^{-4}	3.711×10^{-7}	3.823×10^{-6}	1.00	1.00	4.256×10^{-4}	1000000	0.000	B
2A01 C	404	210	4.214×10^{-4}	3.711×10^{-7}	3.468×10^{-6}	1.00	1.00	4.252×10^{-4}	1000000	0.000	B
1C01 C	403	20	4.168×10^{-4}	2.108×10^{-7}	8.694×10^{-7}	1.00	1.00	4.179×10^{-4}	1000000	0.000	B
1A01 C	403	400	4.075×10^{-4}	2.322×10^{-11}	8.472×10^{-6}	1.00	1.00	4.159×10^{-4}	1000000	0.000	C
1B01 C	403	189	3.152×10^{-4}	1.179×10^{-7}	1.454×10^{-5}	1.00	1.00	3.299×10^{-4}	1000000	0.000	C
Sd	403	200	1.448×10^{-4}	0.000	0.000	1.00	1.00	1.448×10^{-4}	1000000	0.000	A
$K_T = 1.00 \quad D_f = \sum (n_i / N_{di}) = 0.002$											

(1) 備考の記号の意味は、次のとおりである。

- A : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (A)
- B : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (B)
- C : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (C)
- D : 「構造等の技術基準」別図第 1 による。

(2) 二段表示記号の下段の(S_p , K_e , S_0)は、ひずみサイクルが「構造等の技術基準」別表第 2 の温度範囲内にある場合に用いる。

※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル C 3B01-S1 に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.13 表 Sd5 地震動表 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 累積疲れ損傷係数の算定(その 1) (評価断面-内面)

原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動：Sd5)

$$\varepsilon_t = K_\varepsilon' \varepsilon_n + K_{\varepsilon_c} + K_T \varepsilon_F \quad K_\varepsilon' = K^2 (S^* / \bar{S})$$

ひずみサイクル	最高 金属温度 (℃)	回数 n	ε_n	ε_c	ε_F	K	K_ε'	ε_t	N_d	n / N_d	備考
			—	—	S_p (MPa)	—	K_e	S_0 (MPa)			
T C	100	10	—	—	142	—	—	72	1000000	0.000	D
2C01 C	100	30	—	—	105	—	—	53	1000000	0.000	D
C 3B01-Sd	403	1	4.865×10^{-4}	0.000	1.176×10^{-6}	1.00	1.00	4.877×10^{-4}	1000000	0.000	B
C 3B01	403	5	4.662×10^{-4}	2.177×10^{-6}	1.176×10^{-6}	1.00	1.00	4.696×10^{-4}	1000000	0.000	B
1A03 C	403	400	4.240×10^{-4}	2.727×10^{-5}	1.027×10^{-6}	1.00	1.00	4.523×10^{-4}	1000000	0.000	C
2B01 C	403	20	4.343×10^{-4}	5.232×10^{-7}	1.159×10^{-6}	1.00	1.00	4.359×10^{-4}	1000000	0.000	B
C 3A01	404	5	4.214×10^{-4}	3.711×10^{-7}	3.823×10^{-6}	1.00	1.00	4.256×10^{-4}	1000000	0.000	B
2A01 C	404	210	4.214×10^{-4}	3.711×10^{-7}	3.468×10^{-6}	1.00	1.00	4.252×10^{-4}	1000000	0.000	B
1C01 C	403	20	4.168×10^{-4}	2.108×10^{-7}	8.694×10^{-7}	1.00	1.00	4.179×10^{-4}	1000000	0.000	B
1A01 C	403	400	4.075×10^{-4}	2.322×10^{-11}	8.472×10^{-6}	1.00	1.00	4.159×10^{-4}	1000000	0.000	C
1B01 C	403	189	3.152×10^{-4}	1.179×10^{-7}	1.454×10^{-5}	1.00	1.00	3.299×10^{-4}	1000000	0.000	C
Sd	403	200	1.394×10^{-4}	0.000	0.000	1.00	1.00	1.394×10^{-4}	1000000	0.000	A
$K_T = 1.00 \quad D_f = \Sigma (n_i / N_{di}) = 0.002$											

(1) 備考の記号の意味は、次のとおりである。

- A : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (A)
- B : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (B)
- C : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (C)
- D : 「構造等の技術基準」別図第 1 による。

(2) 二段表示記号の下段の(S_p , K_e , S_0)は、ひずみサイクルが「構造等の技術基準」別表第 2 の温度範囲内にある場合に用いる。

※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル C 3B01-S1 に Sd5 分を付加して評価した。

第 4.14 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 累積クリープ損傷係数の算定(その 2) (評価断面-内面)

原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動：Sd1-4_SdD)

(1 / 2) D_{cN} の算定

ひずみサイクル	S_k (MPa)	温度 (°C)	時間 t (hr)	許容時間 T_d (hr)	$2 \Sigma (t/T_d)$	備考
1A03	165	403	1.05×10^5	7.10×10^5	0.296	C
1B01	165	403	5.44×10^2	7.10×10^5	0.002	C
1C01	165	403	3.98×10	7.10×10^5	0.000	C
2A01	165	404	6.84×10^2	6.89×10^5	0.002	C
2B01	165	403	8.52×10	7.10×10^5	0.000	C
3A01	165	404	1.63×10	6.89×10^5	0.000	C
3B01	165	403	6.63×10	7.10×10^5	0.000	C
$D_{cN} = \Sigma (D_{cN})_k = 2 \Sigma (t / T_d)_k = 0.300$						

(1) 備考の記号の意味は、次の通りである。

A : $S_k = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* \rangle$

B : $S_k = \text{Min} [1.25S_y/k, \text{Max} [\langle P_m \rangle + 0.5 \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* \rangle_r, \langle P_L + P_b + Q \rangle]]$

C : $S_k = S_g$

※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル C 3B01-S1 及び S1 に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

(2 / 2) D_{cp} の算定

ひずみサイクル	ϵ_t	$\text{Max} (3\bar{S}_m/E, 2S_g/E)$	n	D^{**}	nD^{**}	備考
C 3B01-Sd	4.931×10^{-4}	2.342×10^{-3}	1	0.0	0.0	$3 \bar{S}_m/E$
T= 404 (°C) $D_{cp} = \Sigma n_k D_k^{**} = 0.0$						

(1) 備考には $3\bar{S}_m/E$ 又は $2S_g/E$ のうち大きい方を示す。

第 4.15 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 圧力容器円筒胴 累積クリープ損傷係数の算定(その 2) (評価断面-内面)

原子炉压力容器 圧力容器円筒胴(地震動 : Sd5)

(1 / 2) D_{cN} の算定

ひずみサイクル	S_k (MPa)	温度 (°C)	時間 t (hr)	許容時間 T_d (hr)	$2 \Sigma (t/T_d)$	備考
1A03	165	403	1.05×10^5	7.10×10^5	0.296	C
1B01	165	403	5.44×10^2	7.10×10^5	0.002	C
1C01	165	403	3.98×10	7.10×10^5	0.000	C
2A01	165	404	6.84×10^2	6.89×10^5	0.002	C
2B01	165	403	8.52×10	7.10×10^5	0.000	C
3A01	165	404	1.63×10	6.89×10^5	0.000	C
3B01	165	403	6.63×10	7.10×10^5	0.000	C
$D_{cN} = \Sigma (D_{cN})_k = 2 \Sigma (t / T_d)_k = 0.300$						

(1) 備考の記号の意味は、次の通りである。

A : $S_k = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* \rangle$

B : $S_k = \text{Min} [1.25S_y/k, \text{Max} [\langle P_m \rangle + 0.5 \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* \rangle_r, \langle P_L + P_b + Q \rangle]]$

C : $S_k = S_g$

※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル C 3B01-S1 及び S1 に Sd5 分を付加して評価した。

(2 / 2) D_{cp} の算定

ひずみサイクル	ϵ_t	$\text{Max} (3\bar{S}_m/E, 2S_g/E)$	n	D^{**}	nD^{**}	備考
C 3B01-Sd	4.877×10^{-4}	2.342×10^{-3}	1	0.0	0.0	$3 \bar{S}_m/E$
T= 404 (°C) $D_{cp} = \Sigma n_k D_k^{**} = 0.0$						

(1) 備考には $3\bar{S}_m/E$ 又は $2S_g/E$ のうち大きい方を示す。

第 4.16 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 クリープ疲れ損傷の制限 (評価断面-内面)
 原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動 : Sd1-4_SdD)

評価項目	D_f	D_c	$D_f + D_c$	許容値
$D_f + D_c \leq D$	0.002	0.300	0.302	0.60
$D_c = D_{cN} + D_{cp}$ $D_{cN} = 0.300$ $D_{cp} = 0.000$				

第 4.17 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 クリープ疲れ損傷の制限 (評価断面-内面)
 原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動 : Sd5)

評価項目	D_f	D_c	$D_f + D_c$	許容値
$D_f + D_c \leq D$	0.002	0.300	0.302	0.60
$D_c = D_{cN} + D_{cp}$ $D_{cN} = 0.300$ $D_{cp} = 0.000$				

第 4.18 表 Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 座屈の防止

原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動 : Ss1-4_SsD)

圧縮及び曲げ座屈の防止					
運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計状態 I、II、III IV、試験状態	$F_c/A+D_oM/(2yI) \leq S_y / f_B$	440	17	76	y = 1.3 f _B = 3.0

※ 運転状態 I～IVにおいて既往の設工認の評価に Ss1-4_SsD 分を付加して評価した。

第 4.19 表 Ss5 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 座屈の防止

原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動 : Ss5)

圧縮及び曲げ座屈の防止					
運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計状態 I、II、III IV、試験状態	$F_c/A+D_oM/(2yI) \leq S_y / f_B$	440	16	76	y = 1.3 f _B = 3.0

※ 運転状態 I～IVにおいて既往の設工認の評価に Ss5 分を付加して評価した。

第 4.20 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 座屈の防止

原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動 : Sd1-4_SdD)

圧縮及び曲げ座屈の防止					
運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計状態 I、II、III IV、試験状態	$F_c/A+D_oM/(2yI) \leq S_y / f_B$	440	14	76	y = 1.3 f _B = 3.0

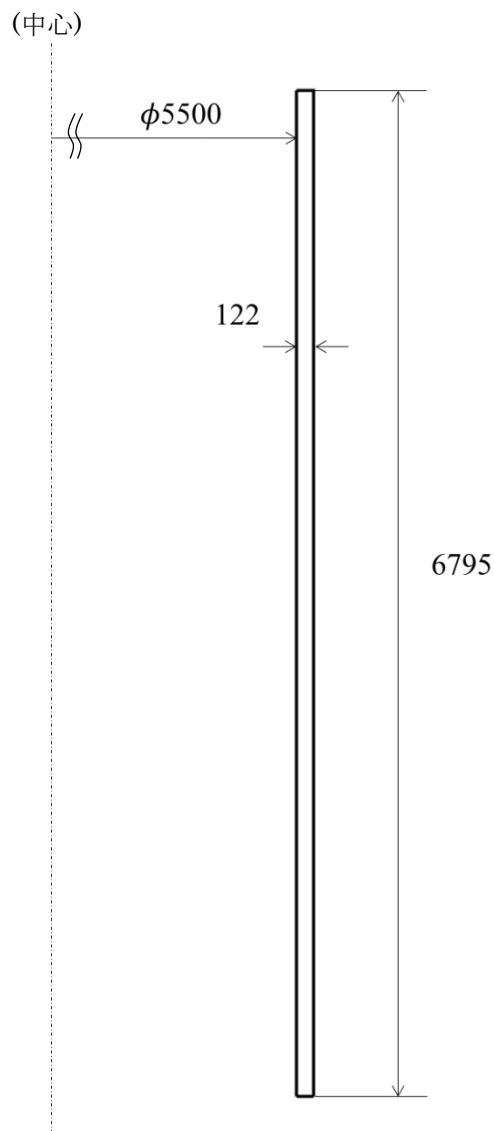
※ 運転状態 I～IVにおいて既往の設工認の評価に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.21 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 座屈の防止

原子炉压力容器 压力容器円筒胴(地震動 : Sd5)

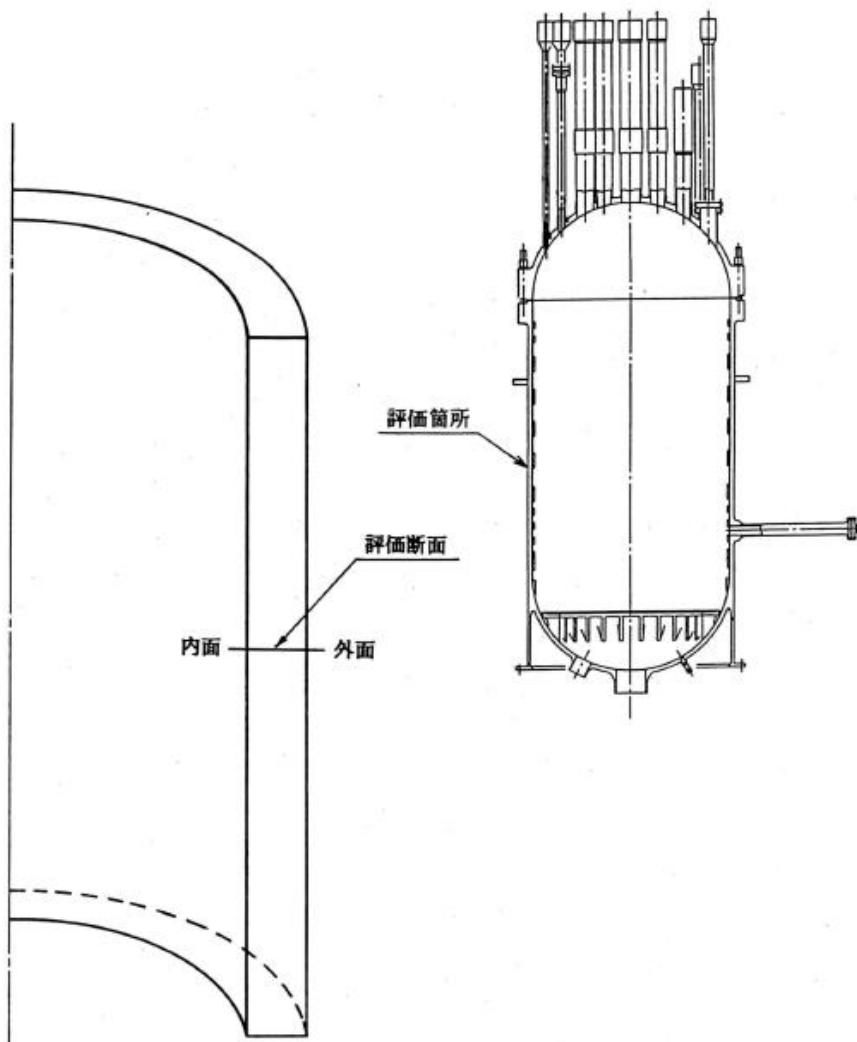
圧縮及び曲げ座屈の防止					
運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計状態 I、II、III IV、試験状態	$F_c/A+D_oM/(2yI) \leq S_y / f_B$	440	13	76	y = 1.3 f _B = 3.0

※ 運転状態 I～IVにおいて既往の設工認の評価に Sd5 分を付加して評価した。



(単位 : mm)

第 4.2 図 原子炉圧力容器 圧力容器円筒胴の形状及び寸法図



第 4.3 図 原子炉压力容器 压力容器円筒胴 応力評価断面

4.2 フランジ

フランジの解析について、フランジに作用する地震荷重は小さく、有意な応力は生じないため考慮しない。

4.3 スタッドボルト

スタッドボルトの解析について、スタッドボルトに作用する地震荷重は小さく、有意な応力を生じないため考慮しない。

4.4 制御棒スタンドパイプ管台

4.4.1 形状、寸法及び材料

制御棒スタンドパイプ管台の形状とモデル寸法を(単位:mm)

第4.4図に、材料特性を第4.22表に示す。

4.4.2 機械的荷重

原子炉本体の時刻歴解析から得られた原子炉圧力容器の制御棒スタンドパイプ管台の機械的荷重を、第4.23表から第4.26表に示す。自重等の荷重値は、「IV-イ-4 原子炉容器の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第4回申請)平成4年9月30日付け4安(原規)第312号)を参照した。

4.4.3 解析コード

解析コードには「FINAS(伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)」を用いた。

4.4.4 応力評価断面

応力評価を実施する断面を第4.5図に示す。

4.4.5 応力評価

原子炉圧力容器の制御棒スタンドパイプ管台の応力評価結果を、第4.27表から第4.39表に示す。各評価結果に示すように全て許容値を満足している。各表の計算値は、既往の設工認の評価に対して地震動から得られた評価値を加算したものである。なお、以下の項目に関しては、記載した理由により評価の必要がない。

(1) 特別な応力制限

① 支圧応力の制限

本計算箇所は、構造上支圧荷重を受ける部分ではない。

② 純せん断応力の制限

本計算箇所は、構造上純粋にせん断荷重のみを受ける部分ではない。

③ 3軸応力の制限

本計算箇所は、内圧による応力が主であるため、周方向及び軸方向の応力に比べ、板厚方向の応力は十分に小さい。したがって、3軸の主応力が接近することはない。

(2) 座屈の防止(外圧座屈、圧縮及び曲げ座屈)

本計算箇所は、外圧座屈、圧縮及び曲げ座屈が発生するような有意な荷重を受ける部分ではない。

第 4.22 表 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台の材料特性

対象部位名	材料名	参照温度 (°C)	ヤング率 (N/mm ²)	ポアソン比
制御棒スタンドパイプ管台	SFVA F 22B	375	1.82×10 ⁵	0.30

第 4.23 表 Ss1-4_SsD 地震動 機械的荷重(原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台)

	機械的荷重 (制御棒スタンドパイプ管台)			
	Ss1-4_SsD 地震動			
	反力 (×10 N)		モーメント (× 10 ⁴ N・mm)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	2523	7450	8524	0
運転状態 II	2523	7450	8524	0
運転状態 III	2523	7450	8524	0
運転状態 IV	2523	7450	8524	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.24 表 Ss5 地震動 機械的荷重(原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台)

	機械的荷重 (制御棒スタンドパイプ管台)			
	Ss5 地震動			
	反力 (×10 N)		モーメント (× 10 ⁴ N・mm)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	2236	4810	6734	0
運転状態 II	2236	4810	6734	0
運転状態 III	2236	4810	6734	0
運転状態 IV	2236	4810	6734	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.25 表 Sd1-4_SdD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台)

	機械的荷重 (制御棒スタンドパイプ管台)			
	Sd1-4_SdD 地震動			
	反力 ($\times 10^4$ N)		モーメント ($\times 10^4$ N・mm)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	1610	3950	4850	0
運転状態 II	1610	3950	4850	0
運転状態 III	1610	3950	4850	0
運転状態 IV	1610	3950	4850	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.26 表 Sd5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台)

	機械的荷重 (制御棒スタンドパイプ管台)			
	Sd5 地震動			
	反力 ($\times 10^4$ N)		モーメント ($\times 10^4$ N・mm)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	1285	2539	3574	0
運転状態 II	1285	2539	3574	0
運転状態 III	1285	2539	3574	0
運転状態 IV	1285	2539	3574	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.27 表 Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器
制御棒スタンドパイプ管台 一次応力の制限(評価断面-外面)

運転状態	評価項目	温度 (℃)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計条件	$\langle P_m \rangle \leq S_o$	440	-	42	113	
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5 S_o$	440	-	115	170	
運転状態 I、II、(T)	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_m$	249	-	45	144	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_m$	249	-	109	215	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	-	-	-	-	$K_t = -$
運転状態 III	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 1.2 S_m$	249	-	47	172	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2 K_s S_m$	249	-	125	258	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	-	-	-	-	$K_t = -$
運転状態 I、II、III (T)	$\Sigma (t_i / t_{mi}) \leq B$	-	-	-	-	$B=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{bj}) \leq 1.0$	-	-	-	-	
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	515	-	52	233	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	1.50×10^2	40	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	515	-	129	350	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	1.50×10^2	102	130	$K_t = 1.05$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{Ri}) \leq B_R$	515 - -	1.50×10^2 - -	0.01 - -	1.00	$B_R=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{Rbj}) \leq 1.0$	515 - -	1.50×10^2 - -	0.15 - -	1.00	
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	100	-	59	212	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	142	319	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	150	319	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態 I～III及び試験状態において短期荷重による応力(*付応力)に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

※ 運転状態IVにおいて短期荷重による応力(*付応力)に Ss1-4_SsD 分を付加して評価した。

第 4. 28 表 Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台
一次応力の制限(評価断面-外面)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計条件	$\langle P_m \rangle \leq S_o$	440	-	42	113	
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5 S_o$	440	-	115	170	
運転状態 I、II、(T)	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_m$	249	-	43	144	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_m$	249	-	105	215	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	-	-	-	-	$K_t = -$
運転状態 III	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 1.2 S_m$	249	-	45	172	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2 K_s S_m$	249	-	121	258	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	-	-	-	-	$K_t = -$
運転状態 I、II、III (T)	$\Sigma (t_i / t_{mi}) \leq B$	-	-	-	-	$B=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{bj}) \leq 1.0$	-	-	-	-	
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	515	-	50	233	$S_{mIV} = 2 S_o/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	1.50×10^2	40	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	515	-	123	350	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	1.50×10^2	102	130	$K_t = 1.05$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{Ri}) \leq B_R$	515 - -	1.50×10^2 - -	0.01	1.00	$B_R=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{Rbj}) \leq 1.0$	515 - -	1.50×10^2 - -	0.15	1.00	
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	100	-	57	212	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	140	319	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	146	319	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態Ⅰ～Ⅲ及び試験状態において短期荷重による応力(*付応力)に Sd5 分を付加して評価した。

※ 運転状態Ⅳにおいて短期荷重による応力(*付応力)に Ss5 分を付加して評価した。

第 4.29 表 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台 クリープ効果の判定(評価断面-外面)

評価項目	計算値	判定値	判定
$2 \sum (t_i / t_{di}) \leq 0.1$	0.0	0.1	クリープ効果が顕著でない。
$\sum \varepsilon_i \leq 0.002$	0.0	0.002	

第 4.30 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台 一次＋二次応力の制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Sd1-4_SdD)

$$S_n^* = \langle P_L^* + P_b^* + Q^* \rangle_R$$

$$S_n = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* \rangle_R$$

$$S_n' = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* - Q_{\tau b} - Q_{\tau b}^* \rangle_R$$

負荷サイクル	温度 (°C)	$S_n^* \leq 3 S_{RH}$ (MPa)	$S_n \leq 3 \bar{S}_m$ (MPa)	$S_n \leq \beta_s (3 \bar{S}_m)$ (MPa)	$S_n^* \leq 3 \bar{S}_m$ (MPa)	備考
Sd	253 253	57 432	- -	- -	- -	
C 3B01-Sd	40 253	- -	- -	526 1135	330 454	
C 3B01	40 253	- -	- -	491 1135	298 454	
2B01 C	253 40	- -	- -	482 1135	290 454	
1A03 C	253 40	- -	- -	479 1135	287 454	
2A01 C	253 40	- -	- -	468 1135	276 454	
C 3A01	40 253	- -	- -	468 1135	276 454	
1C01 C	253 40	- -	- -	456 1135	264 454	
1A01 C	80 40	- -	239 454	- -	- -	
$S_{RH} = 214$ (MPa)		$\beta_s = 2.5$				

※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル C 3B01-S1 及び S1 に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.31 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台 一次+二次応力の制限(評価断面-外面)
原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Sd5)

$$S_n^* = \langle P_L^* + P_b^* + Q^* \rangle_R$$

$$S_n = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* \rangle_R$$

$$S_n' = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* - Q_{\tau b} - Q_{\tau b}^* \rangle_R$$

負荷サイクル	温度 (°C)	$S_n^* \leq 3 S_{mH}$ (MPa)	$S_n \leq 3 \bar{S}_m$ (MPa)	$S_n \leq \beta_s (3 \bar{S}_m)$ (MPa)	$S_n^* \leq 3 \bar{S}_m$ (MPa)	備考
Ss	253 253	53 432	- -	- -	- -	
C 3B01-Sd	40 253	- -	- -	522 1135	326 454	
C 3B01	40 253	- -	- -	491 1135	298 454	
2B01 C	253 40	- -	- -	482 1135	290 454	
1A03 C	253 40	- -	- -	479 1135	287 454	
2A01 C	253 40	- -	- -	468 1135	276 454	
C 3A01	40 253	- -	- -	468 1135	276 454	
1C01 C	253 40	- -	- -	456 1135	264 454	
1A01 C	80 40	- -	239 454	- -	- -	
$S_{rH} = 214$ (MPa)		$\beta_s = 2.5$				

※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル C 3B01-S1 及び S1 に Sd5 分を付加して評価した。

第 4.32 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台 熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Sd1-4_SdD)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
I、II、III 試験状態	$\sigma_s \leq S_y^2 / \sigma_p$	249	364	909	$\sigma_p / S_y = 0.236$

※ 運転状態 I ～ III において既往の設工認の評価に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.33 表 Sd5 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台 熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Sd5)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
I、II、III 試験状態	$\sigma_s \leq S_y^2 / \sigma_p$	249	364	909	$\sigma_p / S_y = 0.236$

※ 運転状態 I ～ III において既往の設工認の評価に Sd5 分を付加して評価した。

第 4.34 表 Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台 メカニカルラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Ss1-4_SsD)

$$X_s = \langle P_L + P_b \rangle / 1.5 S_{mH}$$

$$Y_s = S_n^* / 1.5 S_{mH}$$

負荷サイクル	最高金属温度 (°C)	$S_n^* \leq \beta_s (3 S_{mH})$ (MPa)	X_s	Y_s	領域	許容領域
Ss	246	81 1081	0.460	0.372	E	E, S ₁ , S ₂ , P
$\beta_s = 2.5$						

※ 既往の設工認の評価負荷サイクル S1 に Ss1-4_SsD 分を付加して評価した。

第 4.35 表 Ss5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台 メカニカルラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Ss5)

$$X_s = \langle P_L + P_b \rangle / 1.5 S_{mH}$$

$$Y_s = S_n^* / 1.5 S_{mH}$$

負荷サイクル	最高金属温度 (°C)	$S_n^* \leq \beta_s (3 S_{mH})$ (MPa)	X_s	Y_s	領域	許容領域
Ss	246	75 1081	0.460	0.345	E	E, S ₁ , S ₂ , P
$\beta_s = 2.5$						

※ 既往の設工認の評価負荷サイクル S1 に Ss5 分を付加して評価した。

第 4.36 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台 累積疲れ損傷係数の算定(その 2)(評価断面-外面)
原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Sd1-4_SdD)

$$\varepsilon_t = K_\varepsilon \varepsilon_n + K_T \varepsilon_F$$

ひずみサイクル	最高金属温度 (℃)	回数 n	S _n (MPa)	ε _n	ε _F	K	K _ε	ε _t	N _d	n / N _d	備考
				—	S _p (MPa)	—	K _e	S ₀ (MPa)			
C 3B01-Sd	246	1	438	—	563	—	—	348	2552	0.000	D
C 3B01	246	5	398	—	513	—	—	257	8570	0.001	D
2B01 C	246	20	393	—	507	—	—	254	8865	0.002	D
1A03 C	246	400	391	—	506	—	—	253	8963	0.045	D
2A01 C	246	210	385	—	498	—	—	249	9372	0.022	D
C 3A01	246	5	385	—	498	—	—	249	9372	0.001	D
1C01 C	246	20	378	—	489	—	—	245	9866	0.002	D
1B04 C	246	189	185	—	242	—	—	121	125079	0.002	D
1A01 C	246	400	182	—	236	—	—	118	137903	0.003	D
T C	100	10	147	—	152	—	—	76	1000000	0.000	D
2C01 C	100	30	11	—	12	—	—	6	1000000	0.000	D
Sd	246	200	22	—	23	—	—	12	1000000	0.000	D

$$K_T = 1.00 \quad D_f = \sum (n_i / N_{di}) = 0.078$$

(1) 備考の記号の意味は、次のとおりである。

- A : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (A)
- B : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (B)
- C : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (C)
- D : 「構造等の技術基準」別図第 2 による。

(2) 二段表示記号の下段の(S_p, K_e, S₀)は、ひずみサイクルが「構造等の技術基準」別表第 2 の温度範囲内にある場合に用いる。

※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル C 3B01-S1 及び S1 に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.37 表 Sd5 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台 累積疲れ損傷係数の算定(その 2) (評価断面-外面)

原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Sd5)

$$\epsilon_t = K_\epsilon \epsilon_n + K_T \epsilon_F$$

ひずみサイクル	最高金属温度 (℃)	回数 n	S _n (MPa)	ε _n	ε _F	K	K _ε	ε _t	N _d	n / N _d	備考
				—	S _p (MPa)	—	K _e	S ₀ (MPa)			
C 3B01-Sd	246	1	434	—	559	—	—	343	2610	0.000	D
C 3B01	246	5	398	—	513	—	—	257	8570	0.001	D
2B01 C	246	20	393	—	507	—	—	254	8865	0.002	D
1A03 C	246	400	391	—	506	—	—	253	8963	0.045	D
2A01 C	246	210	385	—	498	—	—	249	9372	0.022	D
C 3A01	246	5	385	—	498	—	—	249	9372	0.001	D
1C01 C	246	20	378	—	489	—	—	245	9866	0.002	D
1B04 C	246	189	185	—	242	—	—	121	125079	0.002	D
1A01 C	246	400	182	—	236	—	—	118	137903	0.003	D
T C	100	10	147	—	152	—	—	76	1000000	0.000	D
2C01 C	100	30	11	—	12	—	—	6	1000000	0.000	D
Sd	246	200	18	—	19	—	—	10	1000000	0.000	D
K _T = 1.00 D _f = Σ (n _i / N _{d<i>i</i>}) = 0.078											

(1) 備考の記号の意味は、次のとおりである。

- A : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (A)
- B : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (B)
- C : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (C)
- D : 「構造等の技術基準」別図第 2 による。

(2) 二段表示記号の下段の(S_p, K_e, S₀)は、ひずみサイクルが「構造等の技術基準」別表第 2 の温度範囲内にある場合に用いる。

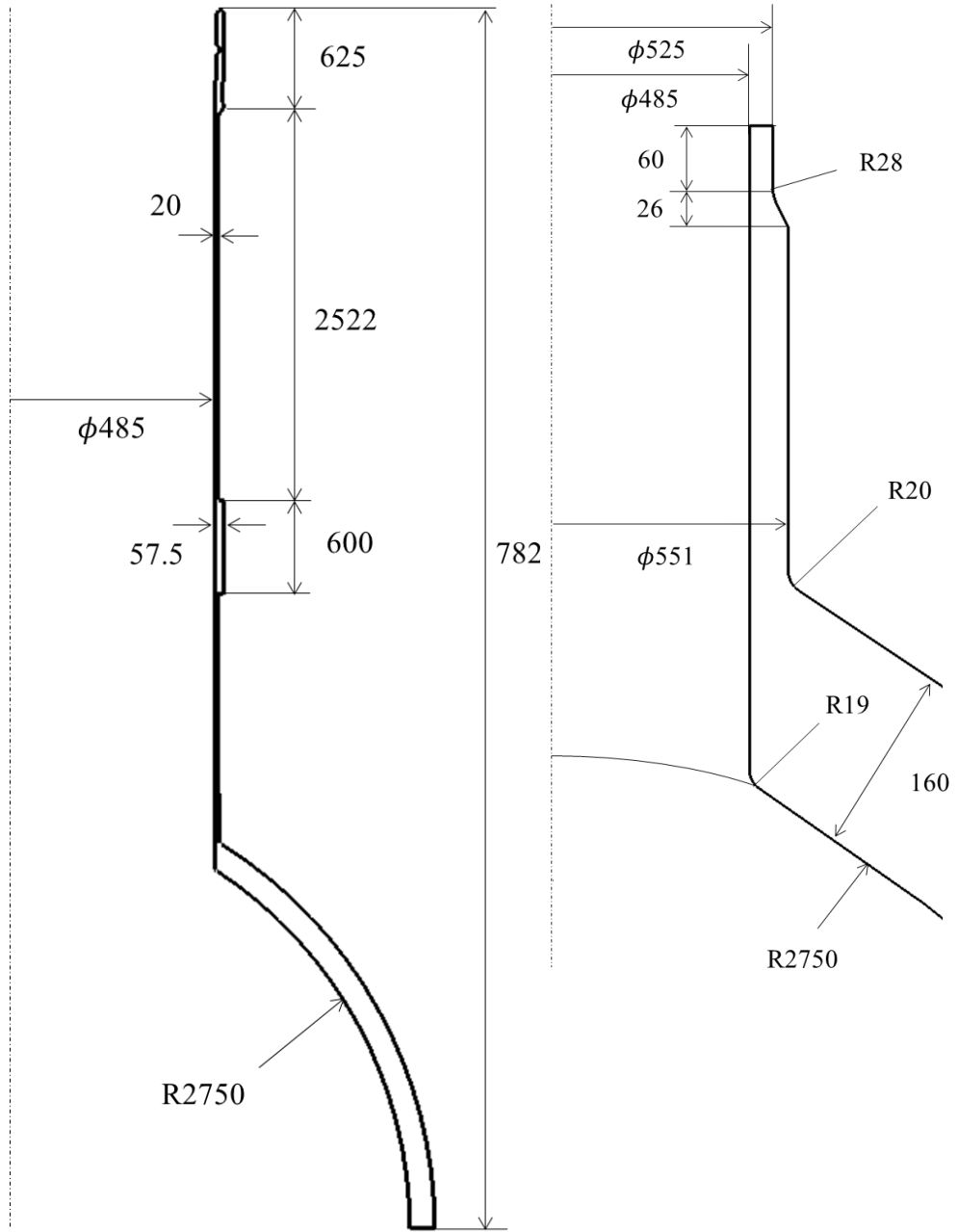
※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル C 3B01-S1 及び S1 に Sd5 分を付加して評価した。

第 4.38 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台 クリープ疲れ損傷の制限(評価断面-外面)
 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Sd1-4_SdD)

評価項目	D_f	D_c	$D_f + D_c$	許容値
$D_f + D_c \leq D$	0.078	0.000	0.078	1.00
$D_c = D_{cN} + D_{cp}$ $D_{cN} = 0.000$ $D_{cp} = 0.000$				

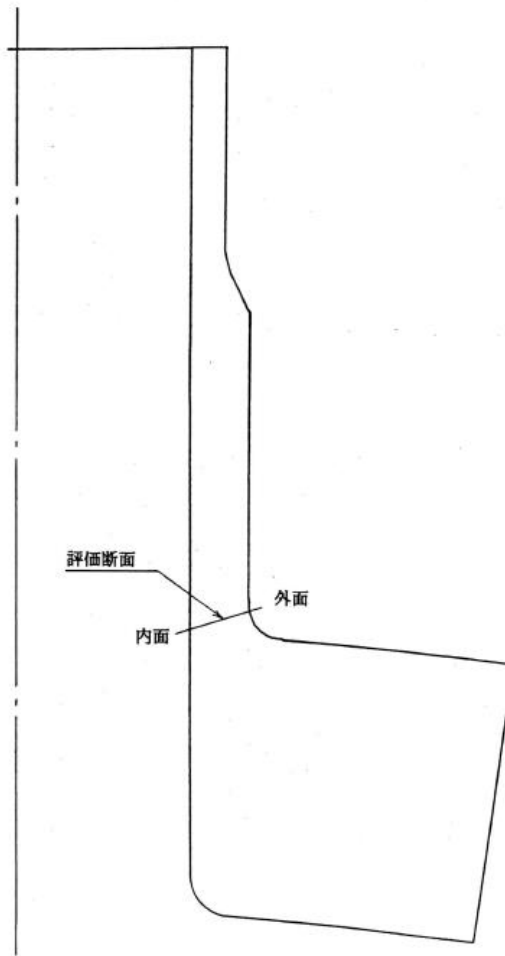
第 4.39 表 Sd5 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台 クリープ疲れ損傷の制限(評価断面-外面)
 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台(地震動：Sd5)

評価項目	D_f	D_c	$D_f + D_c$	許容値
$D_f + D_c \leq D$	0.078	0.000	0.078	1.00
$D_c = D_{cN} + D_{cp}$ $D_{cN} = 0.000$ $D_{cp} = 0.000$				



(単位：mm)

第 4.4 図 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台の形状及び寸法図



第 4.5 図 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ管台 応力評価断面

4.5 制御棒スタンドパイプ

4.5.1 形状、寸法及び材料

制御棒スタンドパイプの形状とモデル寸法を第 4.6 図に、材料特性を第 4.40 表に示す。

4.5.2 機械的荷重

原子炉本体の時刻歴解析から得られた原子炉圧力容器の制御棒スタンドパイプの機械的荷重を、第 4.41 表から第 4.44 表に示す。自重等の荷重値は、「IV-イ-4 原子炉容器の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 4 回申請)平成 4 年 9 月 30 日付け 4 安(原規)第 312 号)を参照した。

4.5.3 解析コード

解析コードには「FINAS(伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)」を用いた。

4.5.4 応力評価断面

応力評価を実施する断面を第 4.7 図に示す。

4.5.5 応力評価

原子炉圧力容器の制御棒スタンドパイプの応力評価結果を、第 4.45 表から第 4.56 表に示す。各評価結果に示すように全て許容値を満足している。各表の計算値は、既往の設工認の評価に対して地震動から得られた評価値を加算したものである。

なお、以下の項目に関しては、記載した理由により評価の必要がない。

(1) 特別な応力制限

① 支圧応力の制限

本計算箇所は、構造上支圧荷重を受ける部分ではない。

② 純せん断応力の制限

本計算箇所は、構造上純粋にせん断荷重のみを受ける部分ではない。

③ 3 軸応力の制限

本計算箇所は、内圧による応力が主であるため、周方向及び軸方向の応力に比べ、板厚方向の応力は十分に小さい。したがって、3 軸の主応力が接近することはない。

(2) 座屈の防止(外圧座屈、圧縮及び曲げ座屈)

本計算箇所は、外圧座屈、圧縮及び曲げ座屈が発生するような有意な荷重を受ける部分ではない。

第 4.40 表 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプの材料特性

対象部位名	材料名	参照温度 ($^{\circ}\text{C}$)	ヤング率 (N/mm^2)	ポアソン比
制御棒スタンドパイプ	SFVA F 22B	375	1.82×10^5	0.30

第 4.41 表 Ss1-4_SsD 地震動 機械的荷重(原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ)

	機械的荷重 (制御棒スタンドパイプ)			
	Ss1-4_SsD 地震動			
	反力 ($\times 10^4 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^4 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M_z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	2523	7450	8524	0
運転状態 II	2523	7450	8524	0
運転状態 III	2523	7450	8524	0
運転状態 IV	2523	7450	8524	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.42 表 Ss5 地震動 機械的荷重(原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ)

	機械的荷重 (制御棒スタンドパイプ)			
	Ss5 地震動			
	反力 ($\times 10^4 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^4 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M_z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	2236	4810	6734	0
運転状態 II	2236	4810	6734	0
運転状態 III	2236	4810	6734	0
運転状態 IV	2236	4810	6734	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.43 表 Sd1-4_SdD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ)

	機械的荷重 (制御棒スタンドパイプ)			
	Sd1-4_SdD 地震動			
	反力 (×10 N)		モーメント (× 10 ⁴ N・mm)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	1610	3950	4850	0
運転状態 II	1610	3950	4850	0
運転状態 III	1610	3950	4850	0
運転状態 IV	1610	3950	4850	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.44 表 Sd5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ)

	機械的荷重 (制御棒スタンドパイプ)			
	Sd5 地震動			
	反力 (×10 N)		モーメント (× 10 ⁴ N・mm)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	1285	2539	3574	0
運転状態 II	1285	2539	3574	0
運転状態 III	1285	2539	3574	0
運転状態 IV	1285	2539	3574	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.45 表 Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器
 制御棒スタンドパイプ
 一次応力の制限(非クリープ温度域) (評価断面-外面)

運転状態	許容応力 状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)
設計条件	(I _A , II _A)	$\langle P_m \rangle \leq S_m$	375	65	143
		$\langle P_L \rangle \leq 1.5S_m$	375	54	214
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5S_m$	375	54	214
運転状態 III	III _A	$\langle P_m \rangle \leq \text{Min} (S_y, 2S_u/3)$	40	61	274
		$\langle P_L \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y, S_u)$	40	50	411
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y, S_u)$	40	50	411
運転状態 IV	IV _A	$\langle P_m \rangle \leq 2S_u/3$	-	-	-
		$\langle P_L \rangle \leq S_u$	-	-	-
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq S_u$	-	-	-
試験状態	T _A	$\langle P_m \rangle \leq 0.9S_y$	100	81	212
		$\langle P_L \rangle \leq 1.35S_y$	100	66	319
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.35S_y$	100	66	319
運転状態 + Sd(+S1)	III _A S	$\langle P_m \rangle \leq \text{Min} (S_y, 2S_u/3)$	100	71	237
		$\langle P_L \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y, S_u)$	100	61	355
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y, S_u)$	100	64	355
運転状態 + Ss(+S2)	IV _A S	$\langle P_m \rangle \leq 2S_u/3$	100	80	287
		$\langle P_L \rangle \leq S_u$	100	70	431
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq S_u$	100	75	431

(1) Sd(+S1)には、地震荷重 Sd1-4_SdD に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。

(2) Ss(+S2)には、地震荷重 Ss1-4_SsD に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

第 4.46 表 Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉圧力容器
 制御棒スタンドパイプ
 一次応力の制限(非クリープ温度域) (評価断面-外面)

運転状態	許容応力 状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)
設計条件	(I _A , II _A)	$\langle P_m \rangle \leq S_m$	375	65	143
		$\langle P_L \rangle \leq 1.5S_m$	375	54	214
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5S_m$	375	54	214
運転状態 III	III _A	$\langle P_m \rangle \leq \text{Min} (S_y, 2S_u/3)$	40	61	274
		$\langle P_L \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y, S_u)$	40	50	411
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y, S_u)$	40	50	411
運転状態 IV	IV _A	$\langle P_m \rangle \leq 2S_u/3$	-	-	-
		$\langle P_L \rangle \leq S_u$	-	-	-
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq S_u$	-	-	-
試験状態	T _A	$\langle P_m \rangle \leq 0.9S_y$	100	81	212
		$\langle P_L \rangle \leq 1.35S_y$	100	66	319
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.35S_y$	100	66	319
運転状態 + Sd(+S1)	III _A S	$\langle P_m \rangle \leq \text{Min} (S_y, 2S_u/3)$	100	68	237
		$\langle P_L \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y, S_u)$	100	58	355
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y, S_u)$	100	60	355
運転状態 + Ss(+S2)	IV _A S	$\langle P_m \rangle \leq 2S_u/3$	100	76	287
		$\langle P_L \rangle \leq S_u$	100	66	431
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq S_u$	100	69	431

(1) Sd(+S1)には、地震荷重 Sd5 に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。

(2) Ss(+S2)には、地震荷重 Ss5 に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

第 4.47 表 Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器
 制御棒スタンドパイプ
 一次応力の制限(クリープ温度域) (評価断面-外面)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	515	-	83	233	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	1.50×10^2	62	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	515	-	76	350	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	1.50×10^2	51	143	$K_t = 1.15$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{Ri}) \leq B_R$	515	1.50×10^2	0.01	1.00	$B_R = 1.0$
		-	-			
-		-				
試験状態	$\Sigma (t_j / t_{Rbj}) \leq 1.0$	515	1.50×10^2	0.01	1.00	
		-	-			
		-	-			
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	-	-	-	-	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態IVにおいて短期荷重による応力(*付応力)に Ss1-4_SsD 分を付加して評価した。

第 4.48 表 Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ
一次応力の制限(クリープ温度域) (評価断面-外面)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	515	-	79	233	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	1.50×10^2	62	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	515	-	70	350	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	1.50×10^2	51	143	$K_t = 1.15$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{Ri}) \leq B_R$	515 - -	1.50×10^2 - -	0.01	1.00	$B_R=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{Rbj}) \leq 1.0$	515 - -	1.50×10^2 - -	0.01	1.00	
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	-	-	-	-	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態IVにおいて短期荷重による応力(*付応力)に Ss5 分を付加して評価した。

第 4.49 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ 一次+二次応力の制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ(地震動：Sd1-4_SdD)

$$S_n = \langle P_L + P_b + Q \rangle_R$$

$$S_n' = \langle P_L + P_b + Q - Q_{Tb} \rangle_R$$

運転状態	許容応力状態	負荷サイクル	$S_n \leq 3S_m$ (MPa)	$S_n' \leq 3 S_m$ (MPa)
運転状態 I 及び II	I _A , II _A	2C01 C	51 473	- -
		2B01 C	49 479	- -
		1A01 C	48 479	- -
		1A03 C	48 479	- -
		2A01 C	43 479	- -
		1C01 C	39 479	- -
		1B04 C	20 479	- -
地震荷重 Sd(+S1)	III _A S	Sd	48 473	- -
地震荷重 Sd(+S2)	IV _A S	Sd	47 473	- -

(1) Sd(+S1)には、地震荷重 Sd1-4_SdD に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。

(2) Sd(+S2)には、地震荷重 Sd1-4_SdD に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

第 4.50 表 Sd5 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ 一次+二次応力の制限(評価断面-外面)
 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ(地震動：Sd5)

$$S_n = \langle P_L + P_b + Q \rangle_R$$

$$S_n' = \langle P_L + P_b + Q - Q_{Tb} \rangle_R$$

運転状態	許容応力状態	負荷サイクル	$S_n \leq 3S_m$ (MPa)	$S_n' \leq 3 S_m$ (MPa)
運転状態 I 及び II	I _A , II _A	2C01 C	51 473	- -
		2B01 C	49 479	- -
		1A01 C	48 479	- -
		1A03 C	48 479	- -
		2A01 C	43 479	- -
		1C01 C	39 479	- -
		1B04 C	20 479	- -
地震荷重 Sd(+S1)	III _A S	Sd	40 473	- -
地震荷重 Sd(+S2)	IV _A S	Sd	39 473	- -

(1) Sd(+S1)には、地震荷重 Sd5 に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。

(2) Sd(+S2)には、地震荷重 Sd5 に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

第 4.51 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ 熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ(地震動 : Sd1-4_SdD)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
I、II、III 試験状態	$\sigma_s \leq S_y^2 / \sigma_p$	100	11	960	$\sigma_p / S_y = 0.247$

※ 運転状態 I ~ III において既往の設工認の評価に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.52 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ 熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ(地震動 : Sd5)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
I、II、III 試験状態	$\sigma_s \leq S_y^2 / \sigma_p$	100	11	960	$\sigma_p / S_y = 0.247$

※ 運転状態 I ~ III において既往の設工認の評価に Sd5 分を付加して評価した。

第 4.53 表 Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ 疲れ解析(評価断面-外面)

原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ(地震動 : Ss1-4_SsD)

$$S_e = S_p / 2$$

運 転 状 態	ひずみサイクル		最高金属温度 (° C)	回数		S_p (MPa)	K_e	S_e (MPa)	N_d	n/N_d
				n	S_n (MPa)					
運転状態 I 及び II	2C01	C	100	30	47	51	-	26	1000000	0.0000
	2B01	C	40	20	46	49	-	25	1000000	0.0000
	1A01	C	40	400	45	48	-	24	1000000	0.0004
	1A03	C	40	400	45	48	-	24	1000000	0.0004
	2A01	C	40	210	41	44	-	22	1000000	0.0002
	1C01	C	40	20	36	39	-	20	1000000	0.0000
	1B04	C	40	189	19	20	-	10	1000000	0.0002

疲れ累積係数 $U_n = 0.002 \leq 1.00$

地震荷重 $S_s(+S1)$	S_s	100	200	35	36	-	18	1000000	0.0002
地震荷重 $S_s(+S2)$	S_s	100	200	34	35	-	18	1000000	0.0002

疲れ累積係数 $U_f = U_n + U_s = 0.002 \leq 1.0$

- (1) 地震荷重 $S_s(+S1)$ と $S_s(+S2)$ での疲れ累積係数のうち大きいものを U_s とする。
- (2) $S_s(+S1)$ には、地震荷重 Ss1-4_SsD に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。
- (3) $S_s(+S2)$ には、地震荷重 Ss1-4_SsD に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

第 4.54 表 Ss5 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ 疲れ解析(評価断面-外面)

原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ(地震動 : Ss5)

$$S_e = S_p / 2$$

運 転 状 態	ひずみサイクル		最高金属温度 (° C)	回数		S_n (MPa)	S_p (MPa)	K_e	S_e (MPa)	N_d	n/N_d
				n							
運転状態 I 及び II	2C01	C	100	30	47	51	-	26	1000000	0.0000	
	2B01	C	40	20	46	49	-	25	1000000	0.0000	
	1A01	C	40	400	45	48	-	24	1000000	0.0004	
	1A03	C	40	400	45	48	-	24	1000000	0.0004	
	2A01	C	40	210	41	44	-	22	1000000	0.0002	
	1C01	C	40	20	36	39	-	20	1000000	0.0000	
	1B04	C	40	189	19	20	-	10	1000000	0.0002	

疲れ累積係数 $U_n = 0.002 \leq 1.00$

地震荷重 $S_s(+S1)$	S_s	100	200	29	30	-	15	1000000	0.0002
地震荷重 $S_s(+S2)$	S_s	100	200	28	29	-	15	1000000	0.0002

疲れ累積係数 $U_f = U_n + U_s = 0.002 \leq 1.0$

- (1) 地震荷重 $S_s(+S1)$ と $S_s(+S2)$ での疲れ累積係数のうち大きいものを U_s とする。
- (2) $S_s(+S1)$ には、地震荷重 S_s5 に既往の設工認の地震荷重 $S1$ の評価値が加算されている。
- (3) $S_s(+S2)$ には、地震荷重 S_s5 に既往の設工認の地震荷重 $S2$ の評価値が加算されている。

第 4.55 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ 疲れ解析(評価断面-外面)

原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ(地震動 : Sd1-4_SdD)

$$S_{\ell} = S_p / 2$$

運 転 状 態	ひずみサイクル		最高金属温度 (°C)	回数		S_p (MPa)	K_e	S_{ℓ} (MPa)	N_d	n/N_d
				n	S_n (MPa)					
運転状態 I 及び II	2C01	C	100	30	47	51	-	26	1000000	0.0000
	2B01	C	40	20	46	49	-	25	1000000	0.0000
	1A01	C	40	400	45	48	-	24	1000000	0.0004
	1A03	C	40	400	45	48	-	24	1000000	0.0004
	2A01	C	40	210	41	44	-	22	1000000	0.0002
	1C01	C	40	20	36	39	-	20	1000000	0.0000
	1B04	C	40	189	19	20	-	10	1000000	0.0002

疲れ累積係数 $U_n = 0.002 \leq 1.00$

地震荷重 Sd(+S1)	Sd	100	200	24	25	-	13	1000000	0.0002
地震荷重 Sd(+S2)	Sd	100	200	24	24	-	12	1000000	0.0002

疲れ累積係数 $U_f = U_n + U_s = 0.002 \leq 1.0$

- (1) 地震荷重 Sd(+S1) と Sd(+S2) での疲れ累積係数のうち大きいものを U_s とする。
- (2) Sd(+S1) には、地震荷重 Sd1-4_SdD に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。
- (3) Sd(+S2) には、地震荷重 Sd1-4_SdD に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

第 4.56 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ 疲れ解析(評価断面-外面)

原子炉压力容器 制御棒スタンドパイプ(地震動 : Sd5)

$$S_e = S_p / 2$$

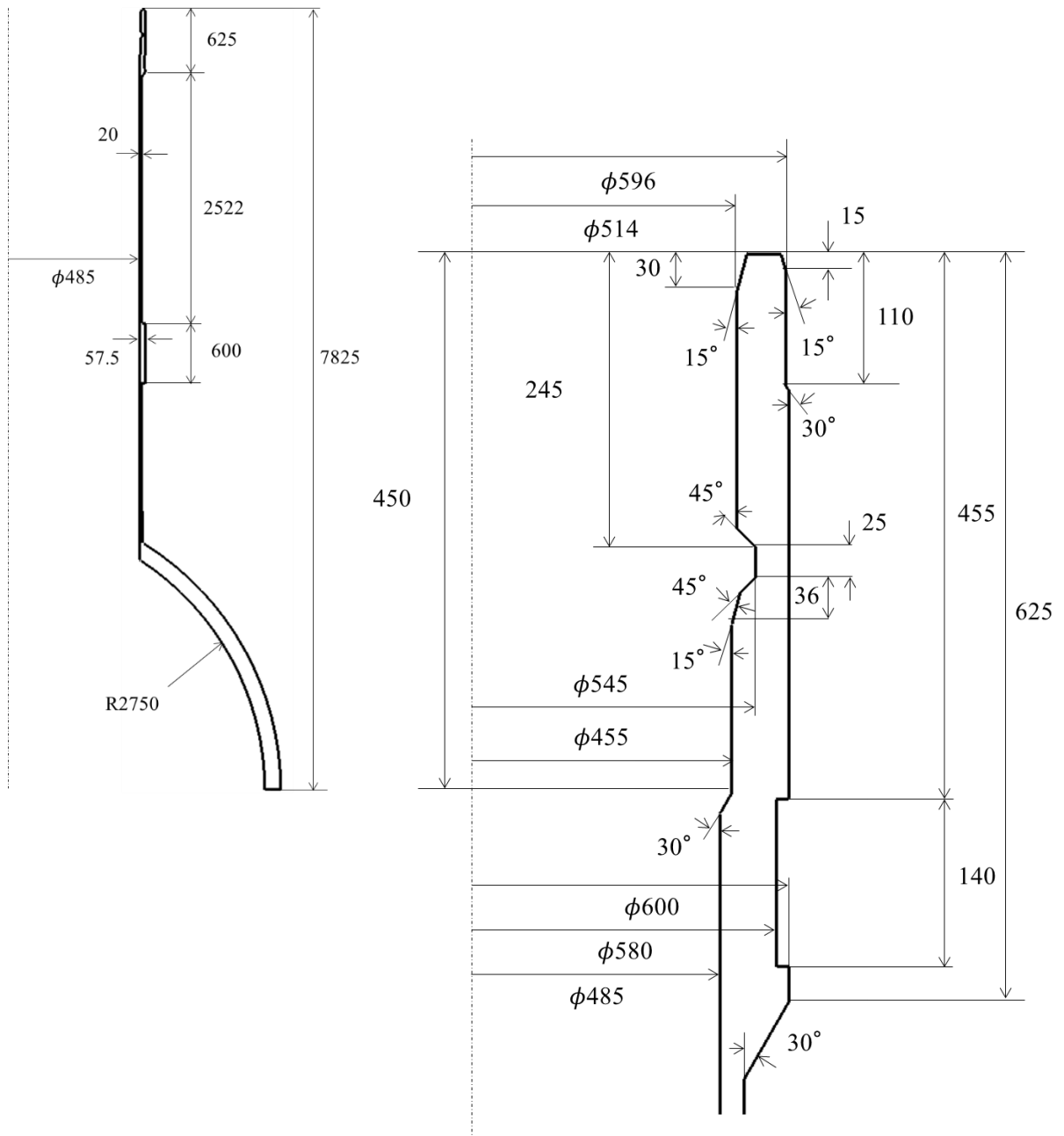
運 転 状 態	ひずみサイクル		最高金属温度 (°C)	回数		K_e	S_e (MPa)	N_d	n/N_d	
				n	S_n (MPa)					S_p (MPa)
運転状態 I 及び II	2C01	C	100	30	47	51	-	26	1000000	0.0000
	2B01	C	40	20	46	49	-	25	1000000	0.0000
	1A01	C	40	400	45	48	-	24	1000000	0.0004
	1A03	C	40	400	45	48	-	24	1000000	0.0004
	2A01	C	40	210	41	44	-	22	1000000	0.0002
	1C01	C	40	20	36	39	-	20	1000000	0.0000
	1B04	C	40	189	19	20	-	10	1000000	0.0002

疲れ累積係数 $U_n = 0.002 \leq 1.00$

地震荷重 Sd(+S1)	Sd	100	200	20	21	-	11	1000000	0.0002
地震荷重 Sd(+S2)	Sd	100	200	20	20	-	10	1000000	0.0002

疲れ累積係数 $U_f = U_n + U_s = 0.002 \leq 1.0$

- (1) 地震荷重 Sd(+S1) と Sd(+S2) での疲れ累積係数のうち大きいものを U_s とする。
- (2) Sd(+S1) には、地震荷重 Sd5 に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。
- (3) Sd(+S2) には、地震荷重 Sd5 に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。



(単位：mm)

第 4.6 図 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプの形状及び寸法図



第 4.7 図 原子炉圧力容器 制御棒スタンドパイプ 応力評価断面

4.6 サポートリブ

4.6.1 形状、寸法及び材料

サポートリブの形状とモデル寸法を第 4.8 図に、材料特性を第 4.57 表に示す。

4.6.2 機械的荷重

原子炉本体の時刻歴解析から得られた原子炉圧力容器のサポートリブの機械的荷重を、第 4.58 表から第 4.61 表に示す。自重等の荷重値は、「IV-イ-4 原子炉容器の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 4 回申請)平成 4 年 9 月 30 日付け 4 安(原規)第 312 号)を参照した。

4.6.3 解析コード

解析コードには「FINAS(伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)」を用いた。

4.6.4 応力評価断面

応力評価を実施する断面を第 4.9 図に示す。

4.6.5 応力評価

原子炉圧力容器のサポートリブの応力評価結果を、第 4.62 表から第 4.76 表に示す。各評価結果に示すように全て許容値を満足している。各表の計算値は、既往の設工認の評価に対して地震動から得られた評価値を加算したものである。

なお、以下の項目に関しては、記載した理由により評価の必要がない。

(1) 特別な応力制限

① 支圧応力の制限

本計算箇所は、構造上支圧荷重を受ける部分ではない。

② 純せん断応力の制限

本計算箇所は、構造上純粋にせん断荷重のみを受ける部分ではない。

③ 3 軸応力の制限

本計算箇所は、内圧による応力が主であるため、周方向及び軸方向の応力に比べ、板厚方向の応力は十分に小さい。したがって、3 軸の主応力が接近することはない。

(2) 座屈の防止(外圧座屈、圧縮及び曲げ座屈)

本計算箇所は、外圧座屈、圧縮及び曲げ座屈が発生するような有意な荷重を受ける部分ではない。

第 4.57 表 原子炉压力容器 サポートリブの材料特性

対象部位名	材料名	参照温度 ($^{\circ}\text{C}$)	ヤング率 (N/mm^2)	ポアソン比
サポートリブ	SCMV4-2 NT	440	1.80×10^5	0.30

第 4.58 表 Ss1-4_SsD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 サポートリブ)

	機械的荷重 (サポートリブ)			
	Ss1-4_SsD 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M_z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	286	122	27	0
運転状態 II	286	122	27	0
運転状態 III	286	122	27	0
運転状態 IV	286	122	27	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.59 表 Ss5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 サポートリブ)

	機械的荷重 (サポートリブ)			
	Ss5 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M_z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	166	82	16	0
運転状態 II	166	82	16	0
運転状態 III	166	82	16	0
運転状態 IV	166	82	16	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.60 表 Sd1-4_SdD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 サポートリブ)

	機械的荷重 (サポートリブ)			
	Sd1-4_SdD 地震動			
	反力 ($\times 10^3$ N)		モーメント ($\times 10^7$ N・mm)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	174	64	16	0
運転状態 II	174	64	16	0
運転状態 III	174	64	16	0
運転状態 IV	174	64	16	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.61 表 Sd5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 サポートリブ)

	機械的荷重 (サポートリブ)			
	Sd5 地震動			
	反力 ($\times 10^3$ N)		モーメント ($\times 10^7$ N・mm)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	91	44	9	0
運転状態 II	91	44	9	0
運転状態 III	91	44	9	0
運転状態 IV	91	44	9	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.62 表 Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器
サポートトリブ 一次応力の制限(評価断面-外面)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計条件	$\langle P_m \rangle \leq S_o$ $\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5 S_o$	440	-	8	113	
		440	-	31	170	
運転状態 I、II、(T)	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_m$	427	-	6	139	
		397	1.05×10^5	5	142	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	427	-	21	208	$K_s = 1.50$
		397	1.05×10^5	20	177	$K_t = 1.24$
運転状態 III	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 1.2 S_m$	397	-	9	170	
		410	5.45×10	5	261	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2 K_s S_m$	397	-	32	255	$K_s = 1.50$
		410	5.45×10	20	326	$K_t = 1.25$
運転状態 I、II、III (T)	$\Sigma (t_i / t_{mi}) \leq B$	397	1.06×10^5	0.04	1.00	B=1.0
		427	1.93×10^2			
		410	9.25×10			
	$\Sigma (t_j / t_{bj}) \leq 1.0$	397	1.06×10^5	0.04	1.00	
		427	1.93×10^2			
		410	9.25×10			
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	397	-	8	284	$S_{mIV} = 2 S_o/3$
		515	1.50×10^2	5	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	397	-	30	427	$K_s = 1.50$
		515	1.50×10^2	20	154	$K_t = 1.24$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{ri}) \leq B_R$	515	1.50×10^2	0.01	1.00	B _R =1.0
		397	1.06×10^5			
		427	1.93×10^2			
	$\Sigma (t_j / t_{rbj}) \leq 1.0$	515	1.50×10^2	0.01	1.00	
		397	1.06×10^5			
		427	1.93×10^2			
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9 S_y$	100	-	6	241	
		100	-	6	361	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35 S_y$	100	-	21	361	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態 I～III及び試験状態において短期荷重による応力(*付応力)に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

※ 運転状態IVにおいて短期荷重による応力(*付応力)に Ss1-4_SsD 分を付加して評価した。

第 4.63 表 Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉圧力容器
サポートリブ 一次応力の制限(評価断面-外面)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
設計条件	$\langle P_m \rangle \leq S_o$	440	-	8	113	
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5 S_o$	440	-	31	170	
運転状態 I、II、(T)	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_m$	427	-	6	139	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	397	1.05×10^5	5	142	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_m$	427	-	21	208	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	397	1.05×10^5	20	177	$K_t = 1.24$
運転状態 III	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 1.2 S_m$	397	-	9	170	
	$\langle P_m \rangle \leq S_t$	410	5.45×10	5	261	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.2 K_s S_m$	397	-	32	255	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq K_t S_t$	410	5.45×10	20	326	$K_t = 1.25$
運転状態 I、II、III (T)	$\Sigma (t_i / t_{mi}) \leq B$	397	1.06×10^5	0.04	1.00	$B=1.0$
		427	1.93×10^2			
		410	9.25×10			
	$\Sigma (t_j / t_{bj}) \leq 1.0$	397	1.06×10^5	0.04	1.00	
		427	1.93×10^2			
		410	9.25×10			
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	397	-	8	284	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	1.50×10^2	5	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	397	-	29	427	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	1.50×10^2	20	154	$K_t = 1.24$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{Ri}) \leq B_R$	515	1.50×10^2	0.01	1.00	$B_R=1.0$
		397	1.06×10^5			
		427	1.93×10^2			
	$\Sigma (t_j / t_{Rbj}) \leq 1.0$	515	1.50×10^2	0.01	1.00	
		397	1.06×10^5			
		427	1.93×10^2			
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	100	-	6	241	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	6	361	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	100	-	21	361	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態 I ~ III 及び試験状態において短期荷重による応力(*付応力)に Sd5 分を付加して評価した。

※ 運転状態 IV において短期荷重による応力(*付応力)に Ss5 分を付加して評価した。

第 4.64 表 原子炉压力容器 サポートリブ 長期一次応力の判定(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 サポートリブ

評価項目	計算値 (MPa)	判定値 (MPa)	判定
$\langle P_L + P_b \rangle \leq S_{LP}$	20	57	長期一次応力が低い。
$S_{LP} = \text{Min}(S_{RH} , S_g/g) \quad D_{c1} = 0.300 \quad S_g = 173 \text{ (MPa)}$ $S_{RH} = 117 \text{ (MPa)} \quad g = 3.0$ $S_g/g = 57.8 \text{ (MPa)}$			

第 4.65 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ 一次+二次応力の制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 サポートリブ(地震動：Sd1-4_SdD)

$$S_n^* = \langle P_L^* + P_b^* + Q^* \rangle_R$$

$$S_n = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* \rangle_R$$

$$S_n' = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* - Q_{\tau b} - Q_{\tau b}^* \rangle_R$$

負荷サイクル	温度 (°C)	$S_n^* \leq 3 S_{mH}$ (MPa)	$S_n \leq 3 \overline{S_m}$ (MPa)	$S_n \leq \beta_s (3 \overline{S_m})$ (MPa)	$S_n^* \leq 3 \overline{S_m}$ (MPa)	備考
Sd	397 397	24 426	- -	- -	- -	
T 1A05-Sd	100 397	- -	26 350	- -	- -	
T 1C03	100 397	- -	19 350	- -	- -	
1C03 2C01	397 100	- -	16 350	- -	- -	
2A03 2C01	375 100	- -	15 350	- -	- -	
1A01 2A03	101 375	- -	11 350	- -	- -	
S _{rH} = 117 (MPa)		$\beta_s = 2.5$				

※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル T 1A05-S1 及び S1 に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.66 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ 一次+二次応力の制限(評価断面-外面)

原子炉压力容器 サポートリブ(地震動：Sd5)

$$S_n^* = \langle P_L^* + P_b^* + Q^* \rangle_R$$

$$S_n = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* \rangle_R$$

$$S_n' = \langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* + Q + Q^* - Q_{\tau b} - Q_{\tau b}^* \rangle_R$$

負荷サイクル	温度 (°C)	$S_n^* \leq 3 S_{RH}$ (MPa)	$S_n \leq 3 \bar{S}_m$ (MPa)	$S_n \leq \beta_s (3 \bar{S}_m)$ (MPa)	$S_n^* \leq 3 \bar{S}_m$ (MPa)	備考
Sd	397 397	24 426	- -	- -	- -	
T 1A05-Sd	100 397	- -	26 350	- -	- -	
T 1C03	100 397	- -	19 350	- -	- -	
1C03 2C01	397 100	- -	16 350	- -	- -	
2A03 2C01	375 100	- -	15 350	- -	- -	
1A01 2A03	101 375	- -	11 350	- -	- -	
$S_{RH} = 117$ (MPa)		$\beta_s = 2.5$				

※ 既往の設工認の評価ひずみサイクル T 1A05-S1 及び S1 に Sd5 分を付加して評価した。

第 4.67 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉圧力容器 サポートリブ Sa の制限(評価断面-外面)

原子炉圧力容器 サポートリブ(地震動 : Sd1-4_SdD)

$$T_o = 398 \quad (^\circ\text{C})$$

$$P' = \langle P_L + P_L^* + (P_b + P_b^*) / K_t \rangle_{\text{max}} = 17 \text{ (MPa)}$$

$$Q' = \langle Q + Q^* \rangle_R$$

負荷サイクル	壁厚平均金属温度 ($^\circ\text{C}$)	$\langle Q + Q^* \rangle_R$ (MPa)	$P' + Q' \leq S_a$ (MPa)	備考	
				S_a の評価式	温度($^\circ\text{C}$)
T 1C03	100 397	18	35 275	$(S_{yH}' + S_{yC}') / 2$	397 40

第 4.68 表 Sd5 地震動 原子炉圧力容器 サポートリブ Sa の制限(評価断面-外面)

原子炉圧力容器 サポートリブ(地震動 : Sd5)

$$T_o = 398 \quad (^\circ\text{C})$$

$$P' = \langle P_L + P_L^* + (P_b + P_b^*) / K_t \rangle_{\text{max}} = 17 \text{ (MPa)}$$

$$Q' = \langle Q + Q^* \rangle_R$$

負荷サイクル	壁厚平均金属温度 ($^\circ\text{C}$)	$\langle Q + Q^* \rangle_R$ (MPa)	$P' + Q' \leq S_a$ (MPa)	備考	
				S_a の評価式	温度($^\circ\text{C}$)
T 1C03	100 397	18	35 275	$(S_{yH}' + S_{yC}') / 2$	397 40

第 4.69 表 Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ メカニカルラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 サポートリブ(地震動 : Ss1-4_SsD)

$$X_s = \langle P_L + P_b \rangle / 1.5 S_{mH}$$

$$Y_s = S_n^* / 1.5 S_{mH}$$

負荷サイクル	最高金属温度 (°C)	$S_n^* \leq \beta_s (3 S_{mH})$ (MPa)	X_s	Y_s	領域	許容領域
Ss	397	19 1066	0.090	0.089	E	E, S ₁ , S ₂ , P
$\beta_s = 2.5$						

※ 既往の設工認の負荷サイクル S1 に Ss1-4_SsD 分を付加して評価した。

第 4.70 表 Ss5 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ メカニカルラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 サポートリブ(地震動 : Ss5)

$$X_s = \langle P_L + P_b \rangle / 1.5 S_{mH}$$

$$Y_s = S_n^* / 1.5 S_{mH}$$

負荷サイクル	最高金属温度 (°C)	$S_n^* \leq \beta_s (3 S_{mH})$ (MPa)	X_s	Y_s	領域	許容領域
Ss	397	18 1066	0.090	0.084	E	E, S ₁ , S ₂ , P
$\beta_s = 2.5$						

※ 既往の設工認の負荷サイクル S1 に Ss5 分を付加して評価した。

第 4.71 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉圧力容器 サポートリブ 累積疲れ損傷係数の算定(その 2) (評価断面-外面)

原子炉圧力容器 サポートリブ(地震動：Sd1-4_SdD)

$$\varepsilon_t = K_\varepsilon \varepsilon_n + K_T \varepsilon_F$$

ひずみサイクル	最高金属温度 (℃)	回数 n	S _n (MPa)	ε _n	ε _F	K	K _ε	ε _t	N _d	n / N _d	備考
				—	S _p (MPa)	—	K _e	S ₀ (MPa)			
1B02 1A05-Sd	397	1	19	1.020×10 ⁻⁴	3.075×10 ⁻⁵	2.02	2.02	2.368×10 ⁻⁴	1000000	0.000	C
1A01 1B02	397	188	6	3.126×10 ⁻⁵	3.873×10 ⁻⁵	3.28	3.28	1.412×10 ⁻⁴	1000000	0.000	C
T 1C03	397	10	18	9.763×10 ⁻⁵	4.102×10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.386×10 ⁻⁴	1000000	0.000	B
1C03 2C01	397	10	15	8.231×10 ⁻⁵	4.102×10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.233×10 ⁻⁴	1000000	0.000	B
2C01 3A03	427	5	15	7.784×10 ⁻⁵	3.962×10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.175×10 ⁻⁴	1000000	0.000	B
2A03 2C01	427	15	15	7.784×10 ⁻⁵	3.930×10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.171×10 ⁻⁴	1000000	0.000	B
1A01 3B04	410	5	11	5.632×10 ⁻⁵	4.662×10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.029×10 ⁻⁴	1000000	0.000	C
1A01 2B04	410	20	11	5.632×10 ⁻⁵	4.582×10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.021×10 ⁻⁴	1000000	0.000	C
1A01 2A03	427	187	11	5.653×10 ⁻⁵	4.202×10 ⁻⁵	1.00	1.00	9.855×10 ⁻⁵	1000000	0.000	C
2A03 C	427	8	8	4.329×10 ⁻⁵	3.955×10 ⁻⁵	1.00	1.00	8.285×10 ⁻⁵	1000000	0.000	B
1A05 C	397	400	1	2.205×10 ⁻⁵	3.871×10 ⁻⁶	1.18	1.18	2.988×10 ⁻⁵	1000000	0.000	C
Sd	397	200	4	1.278×10 ⁻⁴	0.000	1.49	1.49	1.900×10 ⁻⁴	1000000	0.000	A

$$K_T = 1.00 \quad D_f = \sum (n_i / N_{di}) = 0.002$$

(1) 備考の記号の意味は、次のとおりである。

- A : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (A)
- B : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (B)
- C : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (C)
- D : 「構造等の技術基準」別図第 2 による。

(2) 二段表示記号の下段の(S_p, K_e, S₀)は、ひずみサイクルが「構造等の技術基準」別表第 2 の温度範囲内にある場合に用いる。

(3) 既往の設工認の評価ひずみサイクル 1B02 1A05S1 及び S1 に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.72 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ 累積疲れ損傷係数の算定(その 2) (評価断面-外面)

原子炉压力容器 サポートリブ(地震動：Sd5)

$$\varepsilon_t = K_\varepsilon \varepsilon_n + K_T \varepsilon_F$$

ひずみサイクル	最高金属 温度 (°C)	回数 n	S _n (MPa)	ε _n	ε _F	K	K _ε	ε _t	N _d	n / N _d	備考
				—	S _p (MPa)	—	K _e	S ₀ (MPa)			
1B02 1A05-Sd	397	1	19	1.020 × 10 ⁻⁴	3.075 × 10 ⁻⁵	2.02	2.02	2.368 × 10 ⁻⁴	1000000	0.000	C
1A01 1B02	397	188	6	3.126 × 10 ⁻⁵	3.873 × 10 ⁻⁵	3.28	3.28	1.412 × 10 ⁻⁴	1000000	0.000	C
T 1C03	397	10	18	9.763 × 10 ⁻⁵	4.102 × 10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.386 × 10 ⁻⁴	1000000	0.000	B
1C03 2C01	397	10	15	8.231 × 10 ⁻⁵	4.102 × 10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.233 × 10 ⁻⁴	1000000	0.000	B
2C01 3A03	427	5	15	7.784 × 10 ⁻⁵	3.962 × 10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.175 × 10 ⁻⁴	1000000	0.000	B
2A03 2C01	427	15	15	7.784 × 10 ⁻⁵	3.930 × 10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.171 × 10 ⁻⁴	1000000	0.000	B
1A01 3B04	410	5	11	5.632 × 10 ⁻⁵	4.662 × 10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.029 × 10 ⁻⁴	1000000	0.000	C
1A01 2B04	410	20	11	5.632 × 10 ⁻⁵	4.582 × 10 ⁻⁵	1.00	1.00	1.021 × 10 ⁻⁴	1000000	0.000	C
1A01 2A03	427	187	11	5.653 × 10 ⁻⁵	4.202 × 10 ⁻⁵	1.00	1.00	9.855 × 10 ⁻⁵	1000000	0.000	C
2A03 C	427	8	8	4.329 × 10 ⁻⁵	3.955 × 10 ⁻⁵	1.00	1.00	8.285 × 10 ⁻⁵	1000000	0.000	B
1A05 C	397	400	1	2.205 × 10 ⁻⁵	3.871 × 10 ⁻⁶	1.18	1.18	2.988 × 10 ⁻⁵	1000000	0.000	C
Sd	397	200	4	1.278 × 10 ⁻⁴	0.000	1.49	1.49	1.900 × 10 ⁻⁴	1000000	0.000	A

$$K_T = 1.00 \quad D_f = \sum (n_i / N_{di}) = 0.002$$

(1) 備考の記号の意味は、次のとおりである。

- A : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (A)
- B : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (B)
- C : 材料強度基準等に示す許容ひずみ範囲 (C)
- D : 「構造等の技術基準」別図第 2 による。

(2) 二段表示記号の下段の(S_p, K_e, S₀)は、ひずみサイクルが「構造等の技術基準」別表第 2 の温度範囲内にある場合に用いる。

(3) 既往の設工認の評価ひずみサイクル 1B02 1A05S1 及び S1 に Sd5 分を付加して評価した。

第 4.73 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ 累積クリープ損傷係数の算定(その 3) (評価断面-外面)
原子炉压力容器 サポートリブ(地震動 : Sd1-4_SdD)

(1 / 2) D_{cN} の算定

ひずみサイクル	S_n (MPa)	$3\bar{S}_m$ (MPa)	n^*	D^*	n^*D^*	備考
T 1A05-Sd	26	405	0	0.0000	0.0000	$S_g = 17$ $T = 398$ (°C)
$D_{c2} = D_o^* + \sum (D_i^*) = 0.0$ ($D_o^* = 0.0$) $D_{cN} = D_{c1} + D_{c2} = 0.300$ ($D_{c1} = 0.300$)						

(1) $n^* = \sum n_i$ は、 S_n が $3\bar{S}_m$ を超えた回数を示す。

(2) 既往の設工認の評価ひずみサイクル T 2A05-S1 に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

(2 / 2) D_{cp} の算定

ひずみサイクル	ϵ_t	$\text{Max} (3\bar{S}_m/E, 2S_g/E)$	n	D^{**}	nD^{**}	備考
1B02 1A05-Sd	2.368×10^{-4}	2.231×10^{-3}	1	0.00	0.00	$3\bar{S}_m/E$
$T = 398$ (°C) $D_{cp} = \sum n_k D_k^{**} = 0.0$						

(1) 備考には $3\bar{S}_m/E$ 又は $2S_g/E$ のうち大きい方を示す。

(2) 既往の設工認の評価ひずみサイクル 1B02 2A05-S1 に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.74 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 サポートリブ 累積クリープ損傷係数の算定(その 3) (評価断面-外面)
原子炉压力容器 サポートリブ(地震動 : Sd5)

(1 / 2) D_{cN} の算定

ひずみサイクル	S_n (MPa)	$3\bar{S}_m$ (MPa)	n^*	D^*	n^*D^*	備考
T 1A05-Sd	26	405	0	0.0000	0.0000	$S_g = 17$ $T = 398$ (°C)
$D_{c2} = D_o^* + \sum (D_i^*) = 0.0$ ($D_o^* = 0.0$) $D_{cN} = D_{c1} + D_{c2} = 0.300$ ($D_{c1} = 0.300$)						

(1) $n^* = \sum n_i$ は、 S_n が $3\bar{S}_m$ を超えた回数を示す。

(2) 既往の設工認の評価ひずみサイクル T 2A05-S1 に Sd5 分を付加して評価した。

(2 / 2) D_{cp} の算定

ひずみサイクル	ϵ_t	$\text{Max} (3\bar{S}_m/E, 2S_g/E)$	n	D^{**}	nD^{**}	備考
1B02 1A05-Sd	2.368×10^{-4}	2.231×10^{-3}	1	0.00	0.00	$3\bar{S}_m/E$
$T = 398$ (°C) $D_{cp} = \sum n_k D_k^{**} = 0.0$						

(1) 備考には $3\bar{S}_m/E$ 又は $2S_g/E$ のうち大きい方を示す。

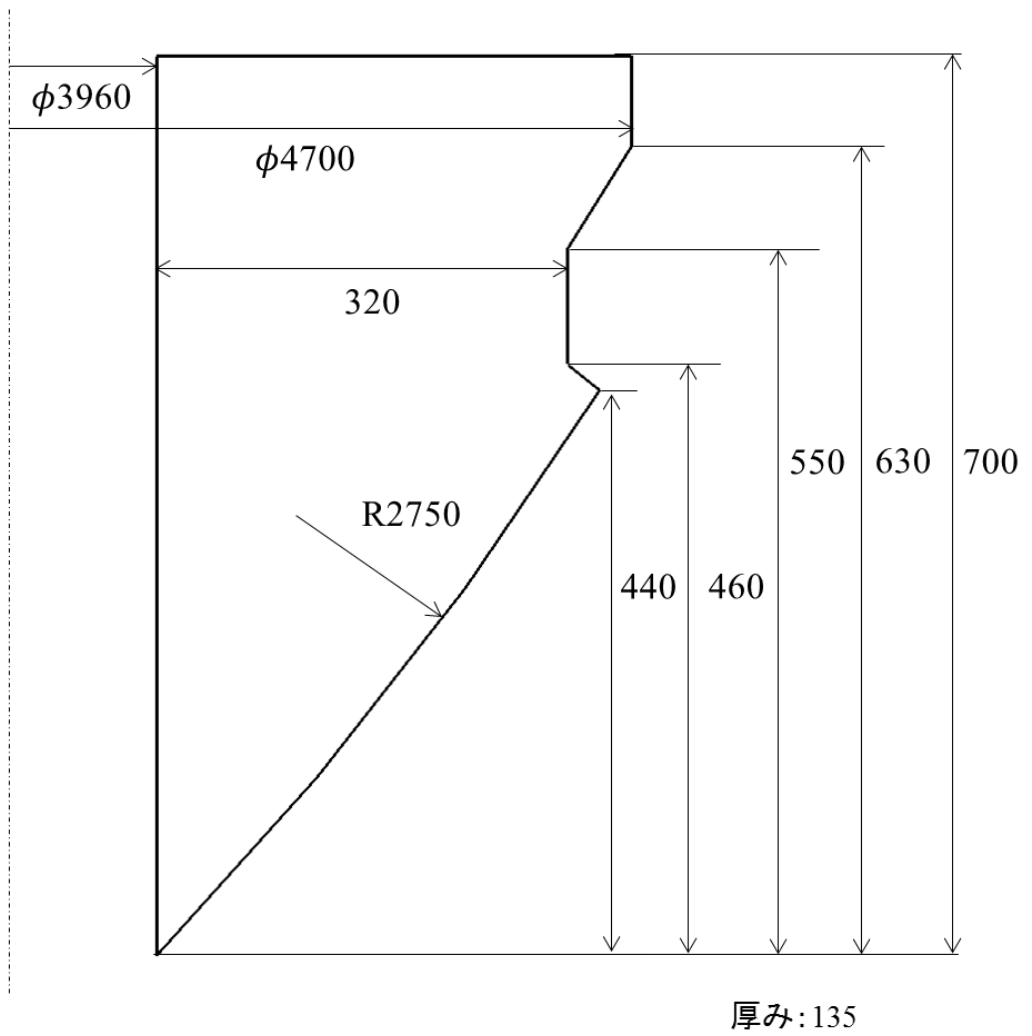
(2) 既往の設工認の評価ひずみサイクル 1B02 2A05-S1 に Sd5 分を付加して評価した。

第 4.75 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉圧力容器 サポートリブ クリープ疲れ損傷の制限(評価断面-外面)
 原子炉圧力容器 サポートリブ(地震動 : Sd1-4_SdD)

評価項目	D_f	D_c	$D_f + D_c$	許容値
$D_f + D_c \leq D$	0.002	0.300	0.302	0.60
$D_c = D_{cN} + D_{cp}$ $D_{cN} = 0.300$ $D_{cp} = 0.000$				

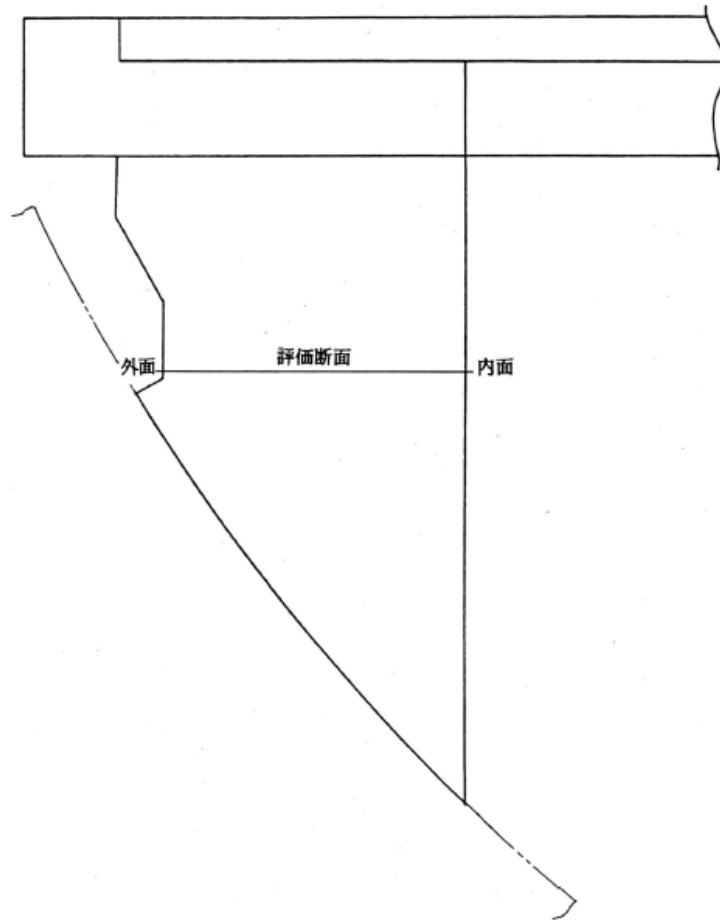
第 4.76 表 Sd5 地震動 原子炉圧力容器 サポートリブ クリープ疲れ損傷の制限(評価断面-外面)
 原子炉圧力容器 サポートリブ(地震動 : Sd5)

評価項目	D_f	D_c	$D_f + D_c$	許容値
$D_f + D_c \leq D$	0.002	0.300	0.302	0.60
$D_c = D_{cN} + D_{cp}$ $D_{cN} = 0.300$ $D_{cp} = 0.000$				



(単位: mm)

第 4.8 図 原子炉圧力容器 サポートリブの形状及び寸法図



第 4.9 図 原子炉圧力容器 サポートリブ 応力評価断面

4.7 圧力容器スカート

4.7.1 形状、寸法及び材料

圧力容器スカートの形状とモデル寸法を第 4.10 図に、材料特性を第 4.77 表に示す。

4.7.2 機械的荷重

原子炉本体、1次ヘリウム配管(二重管)及び補助ヘリウム配管の解析から得られた、原子炉圧力容器の圧力容器スカートの機械的荷重を、第 4.78 表から第 4.81 表に示す。自重等の荷重値は、「IV-イ-4 原子炉容器の強度計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 4 回申請)平成 4 年 9 月 30 日付け 4 安(原規)第 312 号)を参照した。

4.7.3 解析コード

解析コードには「FINAS(伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)」を用いた。

4.7.4 応力評価断面

応力評価を実施する断面を第 4.11 図に示す。

4.7.5 応力評価

原子炉圧力容器の圧力容器スカート部の応力評価結果を、第 4.82 表から第 4.97 表に示す。各評価結果に示すように全て許容値を満足している。各表の計算値は、既往の設工認の評価に対して地震動から得られた評価値を加算したものである。

なお、以下の項目に関しては、記載した理由により評価の必要がない。

(1) 特別な応力制限

① 支圧応力の制限

本計算箇所は、構造上支圧荷重を受ける部分ではない。

② 純せん断応力の制限

本計算箇所は、構造上純粋にせん断荷重のみを受ける部分ではない。

③ 3 軸応力の制限

本計算箇所は、自重及び地震荷重による応力が主であるため、周方向及び軸方向の応力に比べ、板厚方向の応力は十分に小さい。したがって、3 軸の主応力が接近することはない。

(2) 座屈の防止(外圧座屈)

本計算箇所は、外圧座屈が発生するような有意な荷重を受ける部分ではない。

第 4.77 表 原子炉压力容器 压力容器スカートの材料特性

対象部位名	材料名	参照温度 ($^{\circ}\text{C}$)	ヤング率 (N/mm^2)	ポアソン比
压力容器スカート	SCMV4-2 NT	440	1.80×10^5	0.30
	SFVA F 22B			

第 4.78 表 Ss1-4_SsD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器スカート)

	機械的荷重 (压力容器スカート)			
	Ss1-4_SsD 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M_z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	7794	5369	6079	0
運転状態 II	7794	5369	6079	0
運転状態 III	7794	5369	6079	0
運転状態 IV	7794	5369	6079	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.79 表 Ss5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器スカート)

	機械的荷重 (压力容器スカート)			
	Ss5 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M_z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	5768	3657	4427	0
運転状態 II	5768	3657	4427	0
運転状態 III	5768	3657	4427	0
運転状態 IV	5768	3657	4427	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.80 表 Sd1-4_SdD 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器スカート)

	機械的荷重 (压力容器スカート)			
	Sd1-4_SdD 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	4239	2845	3270	0
運転状態 II	4239	2845	3270	0
運転状態 III	4239	2845	3270	0
運転状態 IV	4239	2845	3270	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.81 表 Sd5 地震動 機械的荷重(原子炉压力容器 压力容器スカート)

	機械的荷重 (压力容器スカート)			
	Sd5 地震動			
	反力 ($\times 10^3 \text{ N}$)		モーメント ($\times 10^7 \text{ N} \cdot \text{mm}$)	
	H (水平力)	F (軸力)	M (モーメント)	M _z (ねじり)
設計条件	-	-	-	-
運転状態 I	2807	1964	2123	0
運転状態 II	2807	1964	2123	0
運転状態 III	2807	1964	2123	0
運転状態 IV	2807	1964	2123	0
試験状態	-	-	-	-

第 4.82 表 Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器
 压力容器スカート
 一次応力の制限(非クリープ温度域) (評価断面-外面)

運転状態	許容応力状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)
設計条件	(I _A 、 II _A)	$\langle P_m \rangle \leq S_m$	350	21	143
		$\langle P_L \rangle \leq 1.5S_m$	350	25	214
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5S_m$	350	25	214
運転状態 III	III _A	$\langle P_m \rangle \leq \text{Min} (S_y , 2S_u / 3)$	76	1	282
		$\langle P_L \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y , S_u)$	76	8	423
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y , S_u)$	76	8	423
運転状態 IV	IV _A	$\langle P_m \rangle \leq 2S_u / 3$	-	-	-
		$\langle P_L \rangle \leq S_u$	-	-	-
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq S_u$	-	-	-
試験状態	T _A	$\langle P_m \rangle \leq 0.9S_y$	100	1	241
		$\langle P_L \rangle \leq 1.35S_y$	100	8	361
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.35S_y$	100	8	361
運転状態 + Sd(+S1)	III _A S	$\langle P_m \rangle \leq \text{Min} (S_y , 2S_u / 3)$	100	37	268
		$\langle P_L \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y , S_u)$	100	41	403
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y , S_u)$	100	47	403
運転状態 + Ss(+S2)	IV _A S	$\langle P_m \rangle \leq 2S_u / 3$	100	51	309
		$\langle P_L \rangle \leq S_u$	100	54	464
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq S_u$	100	66	464

(1) Sd(+S1)には、地震荷重 Sd1-4_SdD に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。

(2) Ss(+S2)には、地震荷重 Ss1-4_SsD に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

第 4.83 表 Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート
一次応力の制限(非クリープ温度域) (評価断面-外面)

運転状態	許容応力状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)
設計条件	(I _A 、 II _A)	$\langle P_m \rangle \leq S_m$	350	21	143
		$\langle P_L \rangle \leq 1.5S_m$	350	25	214
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.5S_m$	350	25	214
運転状態 III	III _A	$\langle P_m \rangle \leq \text{Min} (S_y , 2S_u/3)$	76	1	282
		$\langle P_L \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y , S_u)$	76	8	423
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y , S_u)$	76	8	423
運転状態 IV	IV _A	$\langle P_m \rangle \leq 2S_u/3$	-	-	-
		$\langle P_L \rangle \leq S_u$	-	-	-
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq S_u$	-	-	-
試験状態	T _A	$\langle P_m \rangle \leq 0.9S_y$	100	1	241
		$\langle P_L \rangle \leq 1.35S_y$	100	8	361
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq 1.35S_y$	100	8	361
運転状態 + Sd(+S1)	III _A S	$\langle P_m \rangle \leq \text{Min} (S_y , 2S_u/3)$	100	31	268
		$\langle P_L \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y , S_u)$	100	35	403
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq \text{Min} (1.5S_y , S_u)$	100	40	403
運転状態 + Ss(+S2)	IV _A S	$\langle P_m \rangle \leq 2S_u/3$	100	44	309
		$\langle P_L \rangle \leq S_u$	100	47	464
		$\langle P_L + P_b \rangle \leq S_u$	100	55	464

- (1) Sd(+S1)には、地震荷重 Sd5 に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。
(2) Ss(+S2)には、地震荷重 Ss5 に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

第 4.84 表 Ss1-4_SsD 地震動及び Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器
 压力容器スカート
 一次応力の制限(クリープ温度域) (評価断面-外面)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	515	-	50	233	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	1.50×10^2	21	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	515	-	65	350	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	1.50×10^2	25	150	$K_t = 1.20$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{Ri}) \leq B_R$	515	1.50×10^2	0.01	1.00	$B_R=1.0$
		-	-	-	-	
	$\Sigma (t_j / t_{Rbj}) \leq 1.0$	515	1.50×10^2	0.01	1.00	
		-	-	-	-	
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	-	-	-	-	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態IVにおいて短期荷重による応力(*付応力)に Ss1-4_SsD 分を付加して評価した。

第 4.85 表 Ss5 地震動及び Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート
一次応力の制限(クリープ温度域) (評価断面-外面)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	時間 (hr)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
運転状態 IV	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq S_{mIV}$	515	-	42	233	$S_{mIV} = 2 S_u/3$
	$\langle P_m \rangle \leq 2S_R/3$	515	1.50×10^2	21	124	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq K_s S_{mIV}$	515	-	54	350	$K_s = 1.50$
	$\langle P_L + P_b \rangle \leq 2K_t S_R/3$	515	1.50×10^2	25	150	$K_t = 1.20$
運転状態 I、II、III IV、(T)	$\Sigma (t_i / t_{Ri}) \leq B_R$	515 - -	1.50×10^2 - -	0.01	1.00	$B_R=1.0$
	$\Sigma (t_j / t_{Rbj}) \leq 1.0$	515 - -	1.50×10^2 - -	0.01	1.00	
試験状態	$\langle P_m + P_m^* \rangle \leq 0.9S_y$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* \rangle \leq 1.35S_y$	-	-	-	-	
	$\langle P_L + P_L^* + P_b + P_b^* \rangle \leq 1.35S_y$	-	-	-	-	

(1) (T)は、試験状態のうち「構造等の技術基準」別表第2の適用温度範囲を超える試験状態を示す。

※ 運転状態IVにおいて短期荷重による応力(*付応力)に Ss5 分を付加して評価した。

第 4.86 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 一次+二次応力の制限(評価断面-外面)
原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動: Sd1-4_SdD)

$$S_n = \langle P_L + P_b + Q \rangle_R$$

$$S_n' = \langle P_L + P_b + Q - Q_{Tb} \rangle_R$$

運転状態	許容応力状態	負荷サイクル	$S_n \leq 3S_m$ (MPa)	$S_n' \leq 3 S_m$ (MPa)
運転状態 I 及び II	I _A , II _A	2B01 2C01	568 464	168 464
		1C03 2C01	564 464	169 464
		1C03 C	562 466	168 466
		2A03 C	561 466	168 466
		1B01 C	559 466	169 466
		1A03 C	553 466	166 466
		1A01 C	290 466	- -
地震荷重 Sd(+S1)	III _A S	Sd	45 464	- -
地震荷重 Sd(+S2)	IV _A S	Sd	45 464	- -

(1) Sd(+S1)には、地震荷重 Sd1-4_SdD に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。

(2) Sd(+S2)には、地震荷重 Sd1-4_SdD に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

(3) S_nが 3S_mを超えるので、弾塑性解析を適用した。

第 4.87 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 一次+二次応力の制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動 : Sd5)

$$S_n = \langle P_L + P_b + Q \rangle_R$$

$$S_n' = \langle P_L + P_b + Q - Q_{Tb} \rangle_R$$

運転状態	許容応力状態	負荷サイクル	$S_n \leq 3S_m$ (MPa)	$S_n' \leq 3 S_m$ (MPa)
運転状態 I 及び II	I _A , II _A	2B01 2C01	568 464	168 464
		1C03 2C01	564 464	169 464
		1C03 C	562 466	168 466
		2A03 C	561 466	168 466
		1B01 C	559 466	169 466
		1A03 C	553 466	166 466
		1A01 C	290 466	- -
地震荷重 Sd(+S1)	III _A S	Sd	30 464	- -
地震荷重 Sd(+S2)	IV _A S	Sd	30 464	- -

(1) Sd(+S1)には、地震荷重 Sd5 に既往の設工認の地震荷重 S1 の評価値が加算されている。

(2) Sd(+S2)には、地震荷重 Sd5 に既往の設工認の地震荷重 S2 の評価値が加算されている。

(3) S_nが 3S_mを超えるので、弾塑性解析を適用した。

第 4.88 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動：Sd1-4_SdD)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
I、II、III 試験状態	$\sigma_s \leq S_y^2 / \sigma_p$	100	578	184061	$\sigma_p / S_y = 0.002$

※ 運転状態 I ～ III において既往の設工認の評価に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

第 4.89 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 熱応力ラチェットの制限(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動：Sd5)

運転状態	評価項目	温度 (°C)	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
I、II、III 試験状態	$\sigma_s \leq S_y^2 / \sigma_p$	100	578	184061	$\sigma_p / S_y = 0.002$

※ 運転状態 I ～ III において既往の設工認の評価に Sd5 分を付加して評価した。

第 4.90 表 Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 弾塑性解析(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動：Ss1-4_SsD)

(1 / 4) 材料の制限

評価式	σ_y (MPa)	σ_P (MPa)	σ_y / σ_P
$\sigma_y / \sigma_P \leq 0.8$	314	520	0.61

(2 / 4) 材料の使用温度の制限

	使用温度 (°C)	制限温度 (°C)
低合金鋼 マルテンサイト系ステンレス鋼 及び 炭素鋼	100	375

(3 / 4) 繰返しピーク応力の制限

評価式	計算値 (MPa)	制限値 (MPa)
$S1 \leq S_{10}$	539	3991

(4 / 4) 疲れ累積係数の制限

$$S_{\ell} = K_e S_p / 2$$

運 転 状 態	ひずみサイクル	最高金属温度 (°C)	回数 n	S_n (MPa)	S_p (MPa)	K_e	S_{ℓ} (MPa)	N_d	n/ N_d
運転状態 I 及び II	2B01 2C01	100	20	567	563	1.88	529	1222	0.0164
	1C03 2C01	100	10	564	559	1.85	516	1310	0.0076
	1C03 C	76	10	562	558	1.80	503	1418	0.0070
	2A03 C	76	210	561	557	1.79	498	1460	0.1438
	1B01 C	76	189	559	555	1.78	494	1498	0.1261
	1A03 C	76	400	552	550	1.71	472	1701	0.2350
	1A01 C	76	400	290	327	-	163	55501	0.0072

$$\text{疲れ累積係数 } U_n = 0.544 \leq 1.00$$

地震荷重 $S_s(+S1)$	S_s	100	200	81	81	-	41	1000000	0.0002
地震荷重 $S_s(+S2)$	S_s	100	200	81	81	-	41	1000000	0.0002

$$\text{疲れ累積係数 } U_f = U_n + U_s = 0.544 \leq 1.0$$

- (1) 地震荷重 $S_{s1-4_SsD(+S1)}$ と $S_{s1-4_SsD(+S2)}$ での疲れ累積係数のうち大きいものを U_s とする。
- (2) $S_s(+S1)$ には、地震荷重 S_{s1-4_SsD} に既往の設工認の地震荷重 $S1$ の評価値が加算されている。
- (3) $S_s(+S2)$ には、地震荷重 S_{s1-4_SsD} に既往の設工認の地震荷重 $S2$ の評価値が加算されている。

第 4.91 表 Ss5 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 弾塑性解析(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動：Ss5)

(1 / 4) 材料の制限

評価式	σ_y (MPa)	σ_P (MPa)	σ_y / σ_P
$\sigma_y / \sigma_P \leq 0.8$	314	520	0.61

(2 / 4) 材料の使用温度の制限

	使用温度 (°C)	制限温度 (°C)
低合金鋼 マルテンサイト系ステンレス鋼 及び 炭素鋼	100	375

(3 / 4) 繰返しピーク応力の制限

評価式	計算値 (MPa)	制限値 (MPa)
$S_1 \leq S_{10}$	539	3991

(4 / 4) 疲れ累積係数の制限

$$S_e = K_e S_p / 2$$

運 転 状 態	ひずみサイクル	最高金属温度 (°C)	回数 n	S_n (MPa)	S_p (MPa)	K_e	S_e (MPa)	N_d	n/N_d
運転状態 I 及び II	2B01 2C01	100	20	567	563	1.88	529	1222	0.0164
	1C03 2C01	100	10	564	559	1.85	516	1310	0.0076
	1C03 C	76	10	562	558	1.80	503	1418	0.0070
	2A03 C	76	210	561	557	1.79	498	1460	0.1438
	1B01 C	76	189	559	555	1.78	494	1498	0.1261
	1A03 C	76	400	552	550	1.71	472	1701	0.2350
	1A01 C	76	400	290	327	-	163	55501	0.0072

$$\text{疲れ累積係数 } U_n = 0.544 \leq 1.00$$

地震荷重 $S_s(+S1)$	S_s	100	200	59	59	-	30	1000000	0.0002
地震荷重 $S_s(+S2)$	S_s	100	200	59	59	-	30	1000000	0.0002

$$\text{疲れ累積係数 } U_f = U_n + U_s = 0.544 \leq 1.0$$

- (1) 地震荷重 $S_s(+S1)$ と $S_s(+S2)$ での疲れ累積係数のうち大きいものを U_s とする。
- (2) $S_s(+S1)$ には、地震荷重 S_{s5} に既往の設工認の地震荷重 S_1 の評価値が加算されている。
- (3) $S_s(+S2)$ には、地震荷重 S_{s5} に既往の設工認の地震荷重 S_2 の評価値が加算されている。

第 4.92 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 弾塑性解析(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動：Sd1-4_SdD)

(1 / 4) 材料の制限

評価式	σ_y (MPa)	σ_P (MPa)	σ_y / σ_P
$\sigma_y / \sigma_P \leq 0.8$	314	520	0.61

(2 / 4) 材料の使用温度の制限

	使用温度 (°C)	制限温度 (°C)
低合金鋼 マルテンサイト系ステンレス鋼 及び 炭素鋼	100	375

(3 / 4) 繰返しピーク応力の制限

評価式	計算値 (MPa)	制限値 (MPa)
$S1 \leq S_{10}$	539	3991

(4 / 4) 疲れ累積係数の制限

$$S_{\ell} = K_e S_p / 2$$

運 転 状 態	ひずみサイクル	最高金属温度 (°C)	回数 n	S_n (MPa)	S_p (MPa)	K_e	S_{ℓ} (MPa)	N_d	n/N_d
運転状態 I 及び II	2B01 2C01	100	20	567	563	1.88	529	1222	0.0164
	1C03 2C01	100	10	564	559	1.85	516	1310	0.0076
	1C03 C	76	10	562	558	1.80	503	1418	0.0070
	2A03 C	76	210	561	557	1.79	498	1460	0.1438
	1B01 C	76	189	559	555	1.78	494	1498	0.1261
	1A03 C	76	400	552	550	1.71	472	1701	0.2350
	1A01 C	76	400	290	327	-	163	55501	0.0072

$$\text{疲れ累積係数 } U_n = 0.544 \leq 1.00$$

地震荷重 $S_d(+S1)$	S_d	100	200	45	45	-	23	1000000	0.0002
地震荷重 $S_d(+S2)$	S_d	100	200	45	45	-	23	1000000	0.0002

$$\text{疲れ累積係数 } U_f = U_n + U_s = 0.544 \leq 1.0$$

- (1) 地震荷重 $S_d(+S1)$ と $S_d(+S2)$ での疲れ累積係数のうち大きいものを U_s とする。
- (2) $S_d(+S1)$ には、地震荷重 S_{d1-4_SdD} に既往の設工認の地震荷重 $S1$ の評価値が加算されている。
- (3) $S_d(+S2)$ には、地震荷重 S_{d1-4_SdD} に既往の設工認の地震荷重 $S2$ の評価値が加算されている。

第 4.93 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 弾塑性解析(評価断面-外面)
 原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動：Sd5)

(1 / 4) 材料の制限

評価式	σ_y (MPa)	σ_P (MPa)	σ_y / σ_P
$\sigma_y / \sigma_P \leq 0.8$	314	520	0.61

(2 / 4) 材料の使用温度の制限

	使用温度 (°C)	制限温度 (°C)
低合金鋼 マルテンサイト系ステンレス鋼 及び 炭素鋼	100	375

(3 / 4) 繰返しピーク応力の制限

評価式	計算値 (MPa)	制限値 (MPa)
$S1 \leq S_{10}$	539	3991

(4 / 4) 疲れ累積係数の制限

$$S_{\ell} = K_e S_p / 2$$

運 転 状 態	ひずみサイクル	最高金属温度 (°C)	回数 n	S_n (MPa)	S_p (MPa)	K_e	S_{ℓ} (MPa)	N_d	n/N_d
運転状態 I 及び II	2B01 2C01	100	20	567	563	1.88	529	1222	0.0164
	1C03 2C01	100	10	564	559	1.85	516	1310	0.0076
	1C03 C	76	10	562	558	1.80	503	1418	0.0070
	2A03 C	76	210	561	557	1.79	498	1460	0.1438
	1B01 C	76	189	559	555	1.78	494	1498	0.1261
	1A03 C	76	400	552	550	1.71	472	1701	0.2350
	1A01 C	76	400	290	327	-	163	55501	0.0072

疲れ累積係数 $U_n = 0.544 \leq 1.00$

地震荷重 $S_d(+S1)$	S_d	100	200	30	30	-	15	1000000	0.0002
地震荷重 $S_d(+S2)$	S_d	100	200	30	30	-	15	1000000	0.0002

疲れ累積係数 $U_f = U_n + U_s = 0.544 \leq 1.0$

- (1) 地震荷重 $S_d(+S1)$ と $S_d(+S2)$ での疲れ累積係数のうち大きいものを U_s とする。
- (2) $S_d(+S1)$ には、地震荷重 S_d5 に既往の設工認の地震荷重 $S1$ の評価値が加算されている。
- (3) $S_d(+S2)$ には、地震荷重 S_d5 に既往の設工認の地震荷重 $S2$ の評価値が加算されている。

第 4.94 表 Ss1-4_SsD 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 座屈の防止(評価断面-外面)

原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動 : Ss1-4_SsD)

軸方向に圧縮荷重を受ける円筒形の胴の許容圧縮応力

運転状態	評価項目	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
IV	$\sigma_3 \leq 1.5 \sigma_c$	71	108	$\sigma_c = \text{Min}(S_m, B / 100)$ = 72.6

※ 運転状態IVにおいて既往の設工認の評価に Ss1-4_SsD 分を付加して評価した。

第 4.95 表 Ss5 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 座屈の防止(評価断面-外面)

原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動 : Ss5)

軸方向に圧縮荷重を受ける円筒形の胴の許容圧縮応力

運転状態	評価項目	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
IV	$\sigma_3 \leq 1.5 \sigma_c$	60	108	$\sigma_c = \text{Min}(S_m, B / 100)$ = 72.6

※ 運転状態IVにおいて既往の設工認の評価に Ss5 分を付加して評価した。

第 4.96 表 Sd1-4_SdD 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 座屈の防止(評価断面-外面)

原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動 : Sd1-4_SdD)

軸方向に圧縮荷重を受ける円筒形の胴の許容圧縮応力

運転状態	評価項目	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
I、II	$\sigma_1 \leq \sigma_c$	32	72	$\sigma_c = \text{Min}(S_m, B / 100)$ = 72.6
III	$\sigma_2 \leq 1.2 \sigma_c$	32	86	

※ 運転状態 I ～ III において既往の設工認の評価に Sd1-4_SdD 分を付加して評価した。

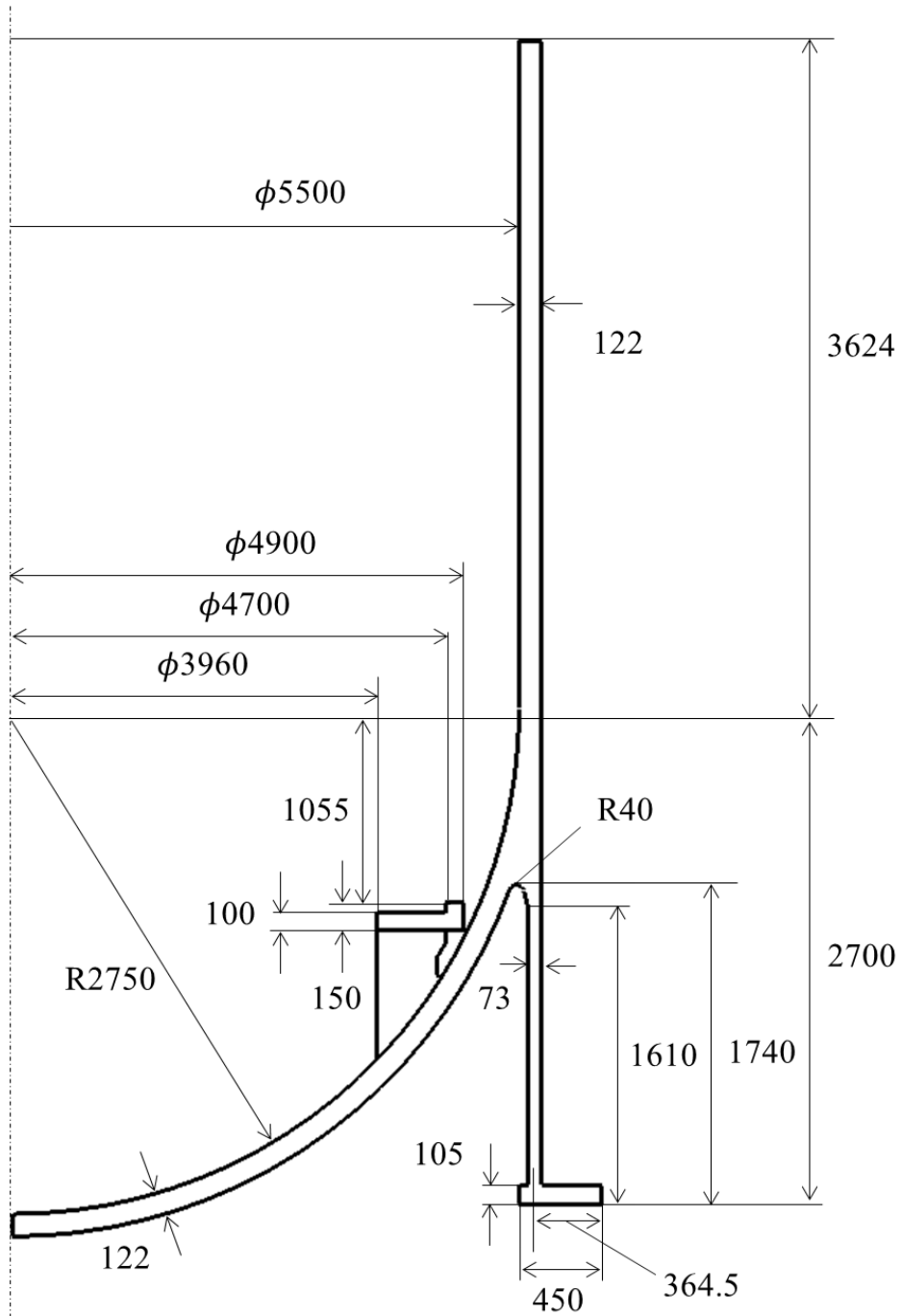
第 4.97 表 Sd5 地震動 原子炉压力容器 压力容器スカート 座屈の防止(評価断面-外面)

原子炉压力容器 压力容器スカート(地震動 : Sd5)

軸方向に圧縮荷重を受ける円筒形の胴の許容圧縮応力

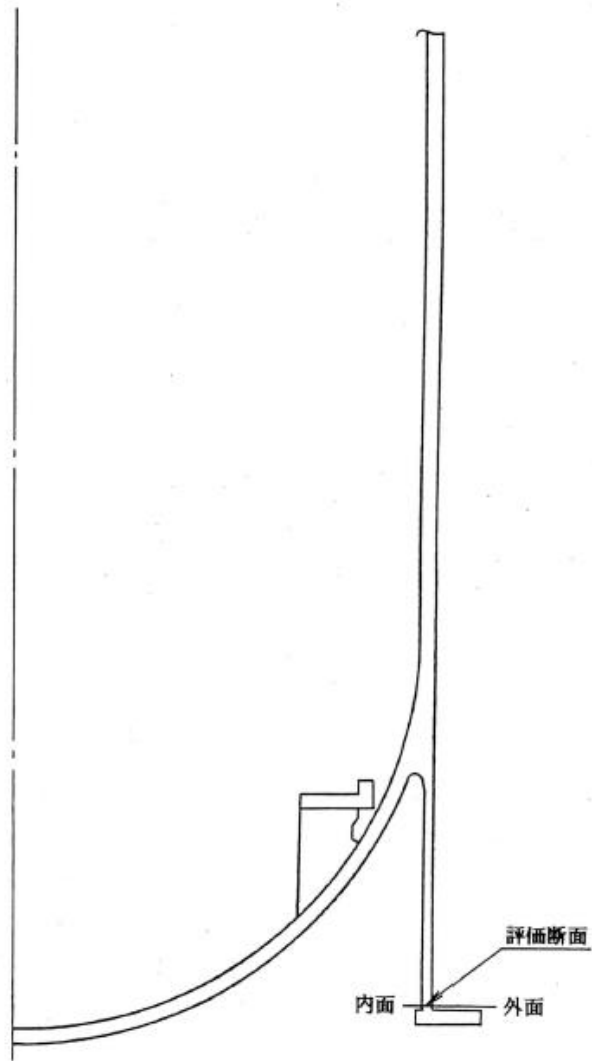
運転状態	評価項目	計算値 (MPa)	許容値 (MPa)	備考
I、II	$\sigma_1 \leq \sigma_c$	25	72	$\sigma_c = \text{Min}(S_m, B / 100)$ = 72.6
III	$\sigma_2 \leq 1.2 \sigma_c$	25	86	

※ 運転状態 I ～ III において既往の設工認の評価に Sd5 分を付加して評価した。



(単位 : mm)

第 4.10 図 原子炉圧力容器 圧力容器スカート形状及び寸法図



第 4.11 図 原子炉压力容器 压力容器スカート 応力評価断面

5. まとめ

原子炉本体の耐震性評価は、2.2 評価結果及び 4. 原子炉圧力容器に示すとおり、発生値が評価基準値を満足しており、耐震余裕を有することを確認した。

- 1-4-3. 機器・配管系及び建物・構築物の構造(耐震性及び波及的影響)に関する説明書
(核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性評価)

目 次

1. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性評価.....	添 1 - 4 - 3 - 1
2. 応答倍率法による評価.....	添 1 - 4 - 3 - 3
2.1 評価手法	添 1 - 4 - 3 - 3
2.2 評価結果	添 1 - 4 - 3 - 3
3. 既往の設工認と同等の評価.....	添 1 - 4 - 3 - 8
3.1 移送台車	添 1 - 4 - 3 - 8
4. まとめ	添 1 - 4 - 3 - 9

表 目 次

第 1.1 表	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の評価対象設備.....	添 1 - 4 - 3 - 1
第 1.2 表	固有周期解析の結果(Bクラス)	添 1 - 4 - 3 - 2
第 2.1 表	Sクラス評価(基準地震動 S_s による許容応力状態Ⅳ _A S)...	添 1 - 4 - 3 - 4
第 2.2 表	Sクラス評価(弾性設計用地震動 S_d による許容応力状態Ⅲ _A S).....	添 1 - 4 - 3 - 5
第 2.3 表	Bクラス評価.....	添 1 - 4 - 3 - 6

1. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性評価

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の評価対象設備及び耐震重要度分類を第 1.1 表に、B クラス設備の固有周期解析の結果を第 1.2 表に示す。

第 1.1 表 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の評価対象設備

耐震重要度分類	クラス別施設	設備機器
S クラス	使用済燃料を貯蔵するための施設	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。)
B クラス	使用済燃料を冷却するための施設	プール水冷却浄化設備(プール水冷却に関する部分)
	使用済燃料を貯蔵するための施設	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。)
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び放射線業務従事者等に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	燃料交換機
		燃料出入機
	原子炉建家内附属機器	
	使用済燃料貯蔵建家内附属機器	

第 1.2 表 固有周期解析の結果(B クラス)

設備機器		据付場所(m)	固有周期(s)	参考資料 ^{※1}
燃料交換機		内部コンクリート構造物 E. L. 36.7	0.427 評価対象	V-ニ-2
燃料出入機		使用済燃料貯蔵建家 E. L. 36.7	0.053 評価対象	ニ-1-2
プール水冷却浄化設備	プール水冷却器 長手方向	原子炉建家 E. L. 22.7	0.017	IV-ニ-3
	プール水冷却器 横方向	原子炉建家 E. L. 22.7	0.011	IV-ニ-3
使用済燃料貯蔵建家内使用済 燃料貯蔵設備 貯蔵ラック		使用済燃料貯蔵建家 E. L. 36.7	0.080 評価対象	ニ-1-3
原子炉建家内 附属機器	床上ドアバルブ 1	内部コンクリート構造物 E. L. 36.7	0.427 評価対象	V-ニ-3
	床上ドアバルブ 2	原子炉建家 E. L. 36.7	0.188 評価対象	ニ-1-4
使用済燃料貯蔵建家内附属 機器	移送台車	使用済燃料貯蔵建家 E. L. 36.7	— 評価対象	ニ-1-5

※1：既往の設工認添付計算書

「V-ニ-2 燃料交換機の耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 5 回申請)平成 5 年 7 月 9 日付け 5 安(原規)第 84 号)

「ニ-1-2 燃料出入機の耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(使用済燃料貯蔵建家の設置)平成 11 年 9 月 8 日付け 11 安(原規)第 124 号)

「IV-ニ-3 プール水冷却浄化設備の耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 4 回申請)平成 4 年 9 月 30 日付け 4 安(原規)第 312 号)

「ニ-1-3 使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(使用済燃料貯蔵建家の設置)平成 11 年 9 月 8 日付け 11 安(原規)第 124 号)

「V-ニ-3 床上ドアバルブの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 5 回申請)平成 5 年 7 月 9 日付け 5 安(原規)第 84 号)

「ニ-1-4 床上ドアバルブの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(使用済燃料貯蔵建家の設置)平成 11 年 9 月 8 日付け 11 安(原規)第 124 号)

「ニ-1-5 移送台車の耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(使用済燃料貯蔵建家の設置)平成 11 年 9 月 8 日付け 11 安(原規)第 124 号)

2. 応答倍率法による評価

2.1 評価手法

添付書類 1-4-1. に基づき評価を行う。

2.2 評価結果

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性の評価結果を第 2.1 表から第 2.3 表に示す。

第 2.1 表 S クラス評価(基準地震動 S_s による許容応力状態Ⅳ_AS)

No.	評価対象設備	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					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	S	胴部	膜	18	30	254	Ⅲ-ニ-11	
				1次+2次	24	54	315		
			取付 ボルト	引張	30	67	153		

※1：既往の設工認添付計算書

「Ⅲ-ニ-11 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付
け4安(原規)第47号)

第 2.2 表 S クラス評価(弾性設計用地震動 Sd による許容応力状態Ⅲ_AS)

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
ロ-Sd-1	原子炉建家 内使用済燃 料貯蔵設備 貯蔵ラック	S	胴部	膜	25	40	157	Ⅲ-ニ-11	
				1次+2次	40	70	315		
			取付 ボルト	引張	80	143	153		

※1：既往の設工認添付計算書

「Ⅲ-ニ-11 原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第3回申請)平成4年4月9日付
け4安(原規)第47号)

第 2.3 表 B クラス評価

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
ロ-B-1	使用済燃料 貯蔵建家内 使用済燃料 貯蔵設備 貯蔵ラック	B	胴部	膜	19	20	170	ニ-1-3	
				1次+2次	30	33	341		
			取付ボルト	引張	59	66	153		
ロ-B-2	燃料出入機	B	グリッパ駆 動装置胴	1次一般膜	12	14	220	ニ-1-2	
			下部胴取付 ボルト	引張	115	133	398		
				せん断	47	54	305		
ロ-B-3	燃料交換機	B	上部胴	一次一般膜	68	76	196	V-ニ-2	
			取付ボルト	引張	229	257	371		
				せん断	35	39	285		
ロ-B-4	床上ドアバ ルブ 1	B	床上ドアバ ルブ取付ボ ルト	引張	176	197	371	V-ニ-3	
				せん断	28	32	285		

No.	機器	耐震 クラス	評価部位	分類	計算値		許容値 MPa	参考資料※1	備考
					方法 1 MPa	方法 2 MPa			
ロ-B-5	床上ドアバルブ 2	B	床上ドアバルブ取付ボルト	引張	140	259	371	ニ-1-4	
				せん断	45	83	285		

※1：既往の設工認添付計算書

「ニ-1-3 使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラックの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(使用済燃料貯蔵建家の設置)平成 11 年 9 月 8 日付け 11 安(原規)第 124 号)

「ニ-1-2 燃料出入機の耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(使用済燃料貯蔵建家の設置)平成 11 年 9 月 8 日付け 11 安(原規)第 124 号)

「V-ニ-2 燃料交換機の耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 5 回申請)平成 5 年 7 月 9 日付け 5 安(原規)第 84 号)

「V-ニ-3 床上ドアバルブの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(第 5 回申請)平成 5 年 7 月 9 日付け 5 安(原規)第 84 号)

「ニ-1-4 床上ドアバルブの耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(使用済燃料貯蔵建家の設置)平成 11 年 9 月 8 日付け 11 安(原規)第 124 号)

3. 既往の設工認と同等の評価

3.1 移送台車

移送台車は、設計当時に静的震度にて評価されており、本評価に用いる地震力の方が設計当時の地震力よりも小さいことから評価を省略する(「ニ-1-5 移送台車の耐震計算書」(設計及び工事の方法の認可(使用済燃料貯蔵建家の設置)平成 11 年 9 月 8 日付け 11 安(原規)第 124 号))。

4. まとめ

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の耐震性評価は、2.2 評価結果に示すとおり、発生値は評価基準値を満足しており、耐震余裕を有することを確認した。