

2020年3月
九州電力株式会社

玄海原子力発電所 第3号機

工事計画認可申請書

補足説明資料

【玄海3号機使用済燃料貯蔵設備増強工事】

本資料のうち、枠囲みの内容は、
商業機密あるいは防護上の観点から
公開できません。

目 次

- 補足説明資料 1 工事計画認可申請における適用条文等の整理について
- 補足説明資料 2 工事計画認可申請書に添付する書類の整理について
- 補足説明資料 3 耐震性に関する補足説明資料
- 補足説明資料 4 使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する補足説明資料

補足説明資料 1

工事計画認可申請における適用条文等の
整理について

1. 概 要

玄海原子力発電所 3 号機においては、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力を変更すること並びに 3 号機の核燃料物質取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備を 3 号機及び 4 号機共用とすることについて、令和元年 11 月 20 日付け原規規発第 1911201 号をもって発電用原子炉設置変更許可を受けている。

本資料では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく当該工事計画の手続きを行うにあたり、申請対象が適用を受ける「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の条文を整理すると共に、適合性の確認が必要となる条文を明確にする。

2. 適用条文の整理結果

本工事計画の申請対象は多岐に渡るため、変更内容に応じ申請対象を申請対象分類表のとおり分類し、その分類毎に適用条文を整理した。

・申請対象分類表

分類	施設区分 [設備区分]	申請対象	変更内容	適用条文 ^{※1}
① 貯蔵能力増強	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 [使用済燃料貯蔵設備] [使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備]	・使用済燃料ピットA ・使用済燃料ピットB	【容量の変更】 ・設備の変更なし	5,12,26,50,54, 69
		・使用済燃料ラック	【容量、主要寸法、材料の変更】 ・ラックの取替え（新設）	5,7,14,15,26, 50,54,69
		・破損燃料容器ラック	【容量、主要寸法の変更】 ・ラックの取替え（新設）	5,7,14,15,26, 50,54,69
		・使用済燃料ピット冷却器	【容量、伝熱面積の変更】 ・設備の変更なし	26
② 共用化	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 [使用済燃料貯蔵設備] [燃料取扱設備] [使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備]	・使用済燃料ピットA ^{※2} ・使用済燃料ピットB ^{※2} ・使用済燃料ラック ^{※2} ・破損燃料容器ラック ^{※2}	【名称の変更（4号機との共用）】 ・設備の変更なし（①を除く）	15,26,69
		・キャスクピット ・使用済燃料ピットクレーン ・燃料取扱棟クレーン ・燃料取扱棟内キャナル ・使用済燃料ピット冷却器 ・使用済燃料ピットポンプ ・使用済燃料ピットスキマポンプ ・使用済燃料ピット脱塩塔 ・使用済燃料ピットフィルタ ・使用済燃料ピットスキマフィルタ ・使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 配管		15,26

※1 適用を受ける条文のうち、今回の申請で適合性を確認する必要がある条文

※2 設計基準対象施設としてのみ4号機と共用

【今回の申請対象設備に関する適用条文の考え方について】

条 文	適用の考え方
5 条、50 条(地震)	使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの取替え(新設)に係るもの。
7 条(外部からの衝撃)	同上
12 条(溢水)	使用済燃料ピットの貯蔵能力増強に係るもの。
14 条(安全設備)	使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの取替え(新設)に係るもの。
15 条(設計基準対象施設)	使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの取替え(新設)及び設備の共用に係るもの。
26 条(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)	使用済燃料ピットの貯蔵能力増強、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの取替え(新設)、使用済燃料ピット冷却器の冷却能力の変更及び設備の共用に係るもの。
54 条(重大事故等対処設備)	使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの取替え(新設)に係るもの。
69 条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等)	使用済燃料ピットの貯蔵能力増強、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの取替え(新設)及び設備の共用に係るもの。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
設計基準対象施設				
第4条 設計基準対象施設の 地盤	○	×	×	①、②は、本条文の適用を受けるが、工事計画の変更に伴う重量変更の影響は軽微であることから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第5条 地震による損傷の防 止	○	○	×	①のうち、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックについては、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックを新規に設置することから適合性を確認する必要がある。 ②は、本条文の適用を受けるが、共用化に伴う設備の変更はないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第6条 津波による損傷の防 止	○	×	×	①、②は、本条文の適用を受けるが、設置場所に変更がなく、防護措置等に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第7条 外部からの衝撃によ る損傷の防止	○	○	×	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックを新規に設置することから適合性を確認する必要がある。 ②は、本条文の適用を受けるが、設置場所に変更がなく、防護措置等に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第8条 立ち入りの防止	○	×	×	①、②は、本条文の適用を受けるが、区域設定等に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第9条 発電用原子炉施設へ の人の不法な侵入等 の防止	○	×	×	①、②は、本条文の適用を受けるが、設置場所に変更がなく、防護措置等に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第10条 急傾斜地の崩壊の防 止	○	×	×	①、②は、本条文の適用を受けるが、設置場所に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
設計基準対象施設				
第 11 条 火災による損傷の防止	○	×	×	①、②は、本条文の適用を受けるが、新設する使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは火災防護に関する設計方針に変更がなく、その他の設備には変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第 12 条 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止	○	○	×	①は、使用済燃料ピットの貯蔵能力増強に伴い、遮蔽に必要な水位に変更があることから、適合性を確認する必要がある。 ②は、本条文の適用を受けるが、設置場所及び設備に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第 13 条 安全避難通路等	○	×	×	①、②は、本条文の適用を受けるが、設置場所に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第 14 条 安全設備	○	○	×	①は、安全重要度分類 PS-2 に該当する使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックを新規に設置することから、適合性を確認する必要がある。 ②は、設備の一部が安全重要度分類 PS-2 又は PS-3 に該当し、本条文の適用を受けるが、設置場所及び設備に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第 15 条 設計基準対象施設の機能	○	○	○	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックを新規に設置することから適合性を確認する必要がある。 ②は、設備を新たに共用化することから適合性を確認する必要がある。
第 16 条 全交流動力電源喪失対策設備	×	×	×	①、②は、全交流動力電源喪失対策設備ではないことから、本条文の適用を受けない。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
設計基準対象施設				
第17条 材料及び構造	○	×	×	①、②のうち、新規に設置する使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、クラス機器ではないことから、本条文の適用を受けない。その他の設備の一部は、本条文の適用を受けるが、設備の変更を伴わないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第18条 使用中の亀裂等による破壊の防止	○	×	×	同上
第19条 流体振動等による損傷の防止	×	×	×	①、②は、燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁ではないことから、本条文の適用を受けない。
第20条 安全弁等	×	×	×	①、②は、安全弁等、破壊板又は真空破壊弁を設ける設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第21条 耐圧試験等	○	×	×	①、②のうち、新規に設置する使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、クラス機器ではないことから、本条文の適用を受けない。その他の設備の一部は、本条文の適用を受けるが、設備の変更を伴わないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第22条 監視試験片	×	×	×	①、②は、監視試験片を備える設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第23条 炉心等	×	×	×	①、②は、燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物ではないことから、本条文の適用を受けない。
第24条 熱遮蔽材	×	×	×	①、②は、原子炉压力容器ではないことから、本条文の適用を受けない。
第25条 一次冷却材	×	×	×	①、②は、一次冷却材ではないことから、本条文の適用を受けない。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
設計基準対象施設				
第 26 条 燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備	○	○	○	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックを新規に設置し、使用済燃料ピットの貯蔵能力を増強することから、適合性を確認する必要がある。また、使用済燃料ピット冷却器の冷却能力の変更に伴う適合性を確認する必要がある。 ②は、設備を新たに共用化することから適合性を確認する必要がある。
第 27 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	×	×	①、②は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 28 条 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等	×	×	×	同上
第 29 条 一次冷却材処理装置	×	×	×	①、②は、一次冷却材処理装置ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 30 条 逆止め弁	×	×	×	①、②は、放射性物質を含む一次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処分する設備へ放射性物質を含まない流体を導く管ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 31 条 蒸気タービン	×	×	×	①、②は、蒸気タービンではないことから、本条文の適用を受けない。
第 32 条 非常用炉心冷却設備	×	×	×	①、②は、非常用炉心冷却設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 33 条 循環設備等	×	×	×	①、②は、一次冷却材の循環設備等ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 34 条 計測装置	×	×	×	①、②は、計測装置ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 35 条 安全保護装置	×	×	×	①、②は、安全保護装置ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 36 条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	×	×	①、②は、反応度制御系統及び原子炉停止系統ではないことから、本条文の適用を受けない。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
設計基準対象施設				
第 37 条 制御材駆動装置	×	×	×	①、②は、制御材駆動装置ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 38 条 原子炉制御室等	×	×	×	①、②は、原子炉制御室等ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 39 条 廃棄物処理設備等	×	×	×	①、②は、廃棄物処理設備等ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 40 条 廃棄物貯蔵設備等	×	×	×	①、②は、廃棄物貯蔵設備等ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 41 条 放射性物質による汚 染の防止	×	×	×	①、②は、放射性物質による汚染の防止に係る設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 42 条 生体遮蔽等	×	×	×	①、②は、生体遮蔽装置の変更を伴わないことから、本条文の適用を受けない。
第 43 条 換気設備	×	×	×	①、②は、換気設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 44 条 原子炉格納施設	×	×	×	①、②は、原子炉格納施設ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 45 条 保安電源設備	×	×	×	①、②は、保安電源設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 46 条 緊急時対策所	×	×	×	①、②は、緊急時対策所ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 47 条 警報装置等	×	×	×	①、②は、警報装置等ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 48 条 準用	×	×	×	①、②は、設計基準対象施設に施設する補助ボイラー、ガスタービン、内燃機関、電気設備ではないことから、本条文の適用を受けない。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
重大事故等対処施設				
第 49 条 重大事故等対処施設 の地盤	○	×	×	①、②のうち、重大事故等対処施設に該当する、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、本条文の適用を受けるが、工事計画の変更に伴う重量変更の影響は軽微であることから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第 50 条 地震による損傷の防 止	○	○	×	①のうち、重大事故等対処施設に該当する、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックについては、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの新規設置に伴う適合性を確認する必要がある。 ②のうち、重大事故等対処施設に該当する、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、本条文の適用を受けるが、共用化に伴う設備の変更はないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第 51 条 津波による損傷の防 止	○	×	×	①、②のうち、重大事故等対処施設に該当する、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、本条文の適用を受けるが、設置場所に変更がなく、防護措置等に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第 52 条 火災による損傷の防 止	○	×	×	①、②のうち、重大事故等対処施設に該当する、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、本条文の適用を受けるが、火災防護に関する設計方針に変更がないこと又は設備に変更がないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第 53 条 特定重大事故等対処 施設	×	×	×	①、②は、特定重大事故等対処施設ではないことから、本条文の適用を受けない。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
重大事故等対処施設				
第54条 重大事故等対処設備	○	○	×	①のうち、重大事故等対処施設に該当する、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックについては、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの新規設置に伴う適合性を確認する必要がある。 ②のうち、重大事故等対処施設に該当する、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、本条文の適用を受けるが、共用化に伴う設備の変更はないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第55条 材料及び構造	○	×	×	①、②のうち、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、重大事故等対処施設に該当するが、新規に設置する使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、クラス機器ではないことから、本条文の適用を受けない。使用済燃料ピットは、本条文の適用を受けるが、設備の変更を伴わないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。
第56条 使用中の亀裂等による破壊の防止	○	×	×	同上
第57条 安全弁等	×	×	×	①、②は、安全弁等、破壊弁又は真空破壊弁を設ける設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第58条 耐圧試験等	○	×	×	①、②のうち、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、重大事故等対処施設に該当するが、新規に設置する使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、クラス機器ではないことから、本条文の適用を受けない。使用済燃料ピットは、本条文の適用を受けるが、設備の変更を伴わないことから、既工事計画で確認された設計に影響を与えるものではない。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
重大事故等対処施設				
第 59 条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	×	×	×	①、②は、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 60 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	×	×	①、②は、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 61 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	×	×	×	①、②は、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 62 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	×	×	①、②は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 63 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	×	×	①、②は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 64 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	×	×	①、②は、原子炉格納容器内の冷却等のための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 65 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×	×	×	①、②は、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 66 条 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	×	×	×	①、②は、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
重大事故等対処施設				
第 67 条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×	×	×	①、②は、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 68 条 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×	×	×	①、②は、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 69 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	○	○	○	①、②のうち、重大事故等対処施設に該当する、使用済燃料ピット、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックは、使用済燃料ピットの貯蔵能力増強、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの新規設置及び共用化に伴う適合性を確認する必要がある。
第 70 条 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×	×	×	①、②は、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 71 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備	×	×	×	①、②は、重大事故等の収束に必要な水の供給設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 72 条 電源設備	×	×	×	①、②は、電源設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 73 条 計装設備	×	×	×	①、②は、計装設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 74 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	×	×	×	①、②は、運転員が原子炉制御室にとどまるための設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 75 条 監視測定設備	×	×	×	①、②は、監視測定設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 76 条 緊急時対策所	×	×	×	①、②は、緊急時対策所ではないことから、本条文の適用を受けない。

技術基準規則	要否判断			理由
	適用	申請		
		①	②	
重大事故等対処施設				
第 77 条 通信連絡を行うために必要な設備	×	×	×	①、②は、通信連絡を行うために必要な設備ではないことから、本条文の適用を受けない。
第 78 条 準用	×	×	×	①、②は、ガスタービン又は重大事故等対処施設に施設する電気設備ではないことから、本条文の適用を受けない。

工事計画変更認可申請において適合性を確認する必要がある条文一覧表

条文	技術基準規則DB (条)		備考
	総則		
適用範囲	1	適用範囲	—
	2	定義	—
	3	特殊な設計	—
	4	地盤	共通
	5	地震	共通
	6	津波	共通
	7	外部衝撃	共通
	8	立ち入り防止	共通
	9	不法侵入	共通
	10	急傾斜地	共通
	11	火災	共通
	12	溢水	共通
	13	避難通路	共通
	14	安全設備	共通
	15	設計基準対象施設	共通
	16	全交流電源喪失	個別
	17	材料構造	共通
	18	破壊の防止	共通
	19	流体振動	個別
	20	安全	共通
	21	耐圧試験	共通
	22	監視試験	個別
	23	炉心遮蔽材	個別
	24	熱遮蔽材	個別
	25	一次冷却材	個別
	26	燃料取扱設備	個別
	27	バウンダリ隔離装置	個別
	28	一次冷却材処理装置	個別
	29	逆止め弁	共通
	30	蒸気タービン	個別
	31	非常用炉心冷却設備	個別
	32	循環設備	個別
	33	計測装置	個別
	34	安全保護装置	個別
	35	反応度制御	個別
	36	制御棒	個別
	37	原子炉制御室	個別
	38	廃棄物処理設備	個別
	39	廃棄物貯蔵設備	個別
	40	汚染の防止	共通
	41	生体遮蔽	個別
	42	換気設備	個別
	43	原子炉格納施設	個別
	44	保安電源設備	個別
	45	緊急時対策所	個別
	46	警報装置等	個別
	47	警報装置等	個別
	48	準用	共通
施設区分 設備区分	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピット A, B	①
		使用済燃料ラック	①
	使用済燃料貯蔵設備	破損燃料容器ラック	①
		使用済燃料貯蔵設備	①
	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料ピット冷却器	①

工事計画変更認可申請において適合性を確認する必要がある条文一覧表

条文	技術基準規則 SA (条)														備考																			
	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62		63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78			
施設区分 設備区分	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通		
分類 設備等	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	共通	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	個別	共通			
核燃料物質 の取扱施設 及び貯蔵施設	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
使用済燃料 貯蔵設備	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
核燃料物質 の取扱施設 及び貯蔵施設	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
使用済燃料 貯蔵設備	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

○：適用を受ける条文のうち、今回の申請で適合性を確認する必要がある条文

ー：適合性確認が不要な条文

補足説明資料 2

工事計画認可申請書に添付する
書類の整理について

1. 概 要

玄海原子力発電所 3 号機においては、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力を変更すること並びに 3 号機の核燃料物質取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備を 3 号機及び 4 号機共用とすることについて、令和元年 11 月 20 日付け原規規発第 1911201 号をもって発電用原子炉設置変更許可を受けている。

本資料では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「電気事業法」に基づく当該工事計画の手続きを行うにあたり、工事計画認可申請書に添付する書類について整理する。

2. 添付書類の整理結果

本工事計画の申請対象は多岐に渡るため、変更内容に応じ申請対象を申請対象分類表のとおり分類し、その分類毎に必要な添付書類を整理した。

・ 申請対象分類表

分類	施設区分 [設備区分]	申請対象	変更内容
① 貯蔵能力増強	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 [使用済燃料貯蔵設備] [使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備]	・ 使用済燃料ピット A ・ 使用済燃料ピット B	【容量の変更】 ・ 設備の変更なし
		・ 使用済燃料ラック	【容量、主要寸法、材料の変更】 ・ ラックの取替え（新設）
		・ 破損燃料容器ラック	【容量、主要寸法の変更】 ・ ラックの取替え（新設）
		・ 使用済燃料ピット冷却器	【容量、伝熱面積の変更】 ・ 設備の変更なし
② 共用化	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 [使用済燃料貯蔵設備] [燃料取扱設備] [使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備]	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット A ※¹ ・ 使用済燃料ピット B ※¹ ・ 使用済燃料ラック ※¹ ・ 破損燃料容器ラック ※¹ ・ キャスクピット ・ 使用済燃料ピットクレーン ・ 燃料取扱棟クレーン ・ 燃料取扱棟内キャナル ・ 使用済燃料ピット冷却器 ・ 使用済燃料ピットポンプ ・ 使用済燃料ピットスキマポンプ ・ 使用済燃料ピット脱塩塔 ・ 使用済燃料ピットフィルタ ・ 使用済燃料ピットスキマフィルタ ・ 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備配管 	<ul style="list-style-type: none"> 【名称の変更（4号機との共用）】 ・ 設備の変更なし（①を除く）

※1 設計基準対象施設としてのみ4号機と共用

2. 1 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく工事計画認可申請書に添付する書類の整理について

工事計画認可申請書に添付すべき書類は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」の別表第二の上覧に記載される種類に応じて、下欄に記載される添付書類を添付する必要があるが、別表第二では「認可の申請又は届出に係る工事の内容に係るものに限る。」との規定があるため、本申請範囲である「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」のうち、本工事に要求される添付書類の要否の検討を行った。検討結果を表1に示す。

2. 2 「電気事業法」に基づく工事計画認可申請書に添付する書類の整理について

「電気事業法」に基づく工事計画の手続き対象となる工事については、「原子力発電工作物の保安に関する命令」（以下「保安命令」という。）の別表第一及び別表第三に規定されているが、今回の工事は、保安命令別表第一中欄及び下欄に規定された「使用済燃料貯蔵設備の改造の工事」に該当するため、電気事業法第47条及び第48条に基づく工事の計画の認可及び事前届出が必要となる。

表1で「○：添付が必要」と整理された添付書類については、いずれも

- ① 保安命令別表第二下欄に記載のない添付書類
- ② 「原子力発電工作物の保安に関する省令第15条第1号の規定に基づく指示について」（平成25年7月8日原規技発第1307081号・20130628商第22号）により、添付することを要しない旨の指示があった書類

のどちらかに該当するため、電気事業法に基づく工事計画認可申請書及び工事計画届出書においては、添付書類を省略する。

表 1 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく工事計画認可申請において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果

(1/7)

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)		理由
	①	②	
各発電用原子炉施設に共通			
送電関係一覧図	×	×	①、②は、送電設備ではないことから添付は不要。
急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明書	×	×	急傾斜地崩壊危険区域はないため添付は不要。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	×	①、②は、地形図に影響を与えないため添付は不要。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	×	①、②は、主要設備の配置に影響を与えないため添付は不要。
単線結線図（接地線（計器用変成器を除く。）については電線の種類、太さ及び接地の種類も併せて記載すること。）	×	×	①、②は、単線結線図に影響を与えないため添付は不要。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	×	①、②は、新技術に該当しないため添付は不要。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	×	①、②は、発電用原子炉施設の熱精算に影響を与えないため添付は不要。
熱出力計算書	×	×	①、②は、熱出力計算書に影響を与えないため添付は不要。

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)		理由
	①	②	
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	○	令和元年 11 月 20 日付け原規規発第 1911201 号にて許可された設置許可との整合性を示す必要があるため添付する。
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	×	①、②は、放射性物質の濃度に影響を与えないため添付は不要。
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	×	①、②は、工場又は事業所内の人が常時勤務等する場所における線量に影響を与えないため添付は不要。
発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	○	×	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックが新規に設置するものであり、損傷の防止について説明するため添付する。 ②は、設備の共用化であるため添付は不要。
放射性物質により汚染するおそれがある管理区域並びにその地下に施設する排水路並びに当該排水路に施設する排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	×	①、②は、排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備ではないため添付は不要。
取水口及び放水口に関する説明書	×	×	①、②は、取水口及び放水口ではないため添付は不要。

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)		理由
	①	②	
設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	○	×	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの新規設置及び使用済燃料ピット冷却器の容量等の変更を説明するため添付する。 ②は、設備の共用化であるため添付は不要。
環境測定装置（放射線管理用計測装置に係るものを除く。）の構造図及び取付箇所を明示した図面	×	×	①、②は、環境測定装置ではないため添付は不要。
クラス1機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書（クラス1機器にあっては、支持構造物を含めて記載すること。）	×	×	①、②は、クラス1機器及び炉心支持構造物ではないため添付は不要。
安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	○	○	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックが新規に設置するものであり、健全性について説明するため添付する。 ②は、設備の共用化に伴い使用条件に玄海3,4号機共用が追加となるため添付する。
発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	×	×	①、②は火災防護対策に影響を与えないため添付は不要。

実用発電用原子炉の設置、運転 等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)		理由
	①	②	
発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	○	×	①は、使用済燃料ピットの貯蔵能力増強に伴い、遮蔽に必要な水位に変更があることから、溢水について説明するため添付する。 ②は、設備の共用化であるため添付は不要。
発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	×	×	①、②は、新設する使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックの設置場所に変更はなく、その他の設備に変更はないことから添付は不要。
通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	×	①、②は、通信連絡設備ではないため添付は不要。
安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	×	×	①、②は、安全避難通路ではないため添付は不要。
非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	×	①、②は、非常用照明ではないため添付は不要。

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)		理由
	①	②	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設			
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	○	①は、取替え後の使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックを明示するため添付する。 ②は、設備を共用化するものであり、使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備配管の申請範囲を明示するため添付する。
耐震性に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	○	×	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックが新規に設置するものであり、耐震性について説明するため添付する。 ②は、設備の共用化であるため添付は不要。
強度に関する説明書（支持構造物を含めて記載すること。）	×	×	①、②は、容器、管等ではないため添付は不要。
構造図	○	×	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックが新規に設置するものであることから添付する。また、使用済燃料ピット冷却器の冷却能力の変更を図面に反映するため添付する。 ②は、設備の共用化であるため添付は不要。
使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	×	×	①、②は、使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成を変更しないため添付は不要。

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の要否 (○・×)		理由
	①	②	
使用済燃料貯蔵用容器の密封性を監視する装置の構成に関する説明書、検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	×	×	①、②は、使用済燃料貯蔵用容器ではないため添付は不要。
燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	○	○	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックが新規に設置するものであり、未臨界性について説明するため添付する。 ②は、設備を共用化するものであり、共用化を踏まえて未臨界性を説明するため添付する。
燃料体等又は重量物の落下による使用済燃料貯蔵槽内の燃料体等の破損の防止及び使用済燃料貯蔵槽の機能喪失の防止に関する説明書	×	○	①は、使用済燃料ラック、破損燃料容器ラックを新規に使用済燃料ピット内に設置するものであり、使用済燃料ピットへ落下するものではないことから添付は不要。 ②は、設備を共用化するものであり、共用化を踏まえて玄海4号機の燃料の破損防止等について説明するため添付する。
使用済燃料運搬用容器、使用済燃料貯蔵槽及び使用済燃料貯蔵用容器の冷却能力に関する説明書	○	○	①は、使用済燃料ピットの貯蔵能力を増強し、使用済燃料ピット冷却器の容量等を変更することから、冷却性について説明するため添付する。 ②は、設備を共用化するものであり、共用化を踏まえて冷却性を説明するため添付する。

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 別表第二添付書類	添付の可否 (○・×)		理由
	①	②	
使用済燃料貯蔵槽の水深の遮蔽能力に関する説明書	○	○	①は、使用済燃料ピットの貯蔵能力を増強するものであり、遮蔽能力について説明するため添付する。 ②は、設備を共用化するものであり、共用化を踏まえて遮蔽能力を説明するため添付する。
使用済燃料運搬用容器の放射線遮蔽材及び使用済燃料貯蔵用容器の放射線遮蔽材の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	×	×	①、②は、使用済燃料運搬用容器及び使用済燃料貯蔵用容器ではないため添付は不要。
設計及び工事に係る品質管理の方法等に関する説明書	○	○	本申請における品質管理の方法を説明する必要があることから添付する。
兼用キャスクにあっては、外運搬規則第二十一条第二項の規定による容器の設計に関する原子力規制委員会の承認を受けたことに関する説明書	×	×	①、②は、兼用キャスクではないため添付は不要。

補足説明資料 3

耐震性に関する補足説明資料

目 次

補足説明資料3-1 使用済燃料貯蔵設備増強による他施設への耐震影響評価

補足説明資料3-2 既工認との耐震評価手法及び条件の整理一覧

補足説明資料3-3 応力解析における応力平均化の考え方

補足説明資料 3-1

使用済燃料貯蔵設備増強
による他施設への耐震影響評価

目 次

	頁
1. 概 要	1
2. 建物・構築物及び基礎地盤に対する影響評価	2
2.1 建物・構築物及び基礎地盤に対する影響評価方針	2
2.2 建物・構築物及び基礎地盤に対する影響評価結果	7
3. 機器・配管系への影響評価	14
3.1 影響評価方針及び方法	14
3.2 影響評価結果	14
4. まとめ	45

1. 概 要

原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析モデルは、同一基礎版上の構造物である原子炉格納容器、内部コンクリート、蒸気発生器、原子炉周辺棟、燃料取扱棟及び中間補機棟を剛な基礎に連成させ、地盤との相互作用を考慮して構成されている。

施設の評価では、この地震応答解析モデルを用いて地震応答解析を実施し、建物・構築物（原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の基礎、原子炉格納容器、内部コンクリート、蒸気発生器、原子炉周辺棟、燃料取扱棟及び中間補機棟）及び基礎地盤並びに機器・配管系（原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析モデルの各質点の応答加速度又は応答変位を用いた評価を実施している機器・配管系）の耐震評価に必要となる応答を算出して評価を実施している。

今回の使用済燃料貯蔵設備増強（以下、「リラッキング」という。）に伴い、この地震応答解析モデルの原子炉周辺棟の質点重量を変更することから、リラッキング前の地震応答解析モデルを用いて評価を実施している、平成 29 年 8 月 25 日付け原規規発第 1708253 号にて認可された工事計画の添付資料 3「耐震性に関する説明書」（以下、「既工認」という。）の建物・構築物及び基礎地盤並びに機器・配管系の耐震評価が変更になる可能性がある。

したがって、この影響検討を、影響評価方針の違いから、以下「2. 建物・構築物及び基礎地盤に対する影響評価」と「3. 機器・配管系への影響評価」に分けて実施する。

リラッキング前後の総重量比較を第 1-1 表に示す。

第 1-1 表 リラッキング前後の総重量比較

項 目	変更前		変更後	
	使用済燃料 ラック	破損燃料容器 ラック	使用済燃料 ラック	破損燃料容器 ラック
ラックセル数	1050	14	1672	2
総重量 (ton)	約 1200		約 1800	

2. 建物・構築物及び基礎地盤に対する影響評価

2.1 建物・構築物及び基礎地盤に対する影響評価方針

2.1.1 評価方針

建物・構築物及び基礎地盤に対する影響評価を実施するにあたり、リラッキングに伴い、原子炉周辺棟の質点重量を変更したモデル（以下、「本工認モデル」という。）を用いて地震応答解析を実施する（添付資料 6-3「原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」参照）。この結果をもとに、「1. 概要」で示した地震応答解析モデルを構成する建物・構築物（原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の基礎、原子炉格納容器、内部コンクリート、蒸気発生器、原子炉周辺棟、燃料取扱棟及び中間補機棟）のうち、リラッキングに伴い、質点重量を変更する原子炉周辺棟とそれ以外の建物・構築物（原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の基礎、原子炉格納容器、内部コンクリート、蒸気発生器、燃料取扱棟及び中間補機棟）（以下、「その他の建物・構築物」という。）及び基礎地盤に分けて以下の通り検討する。原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の概略平面図を第 2-1 図、地震応答解析モデルを第 2-2 図及び第 2-3 図に示す。

(1) 原子炉周辺棟

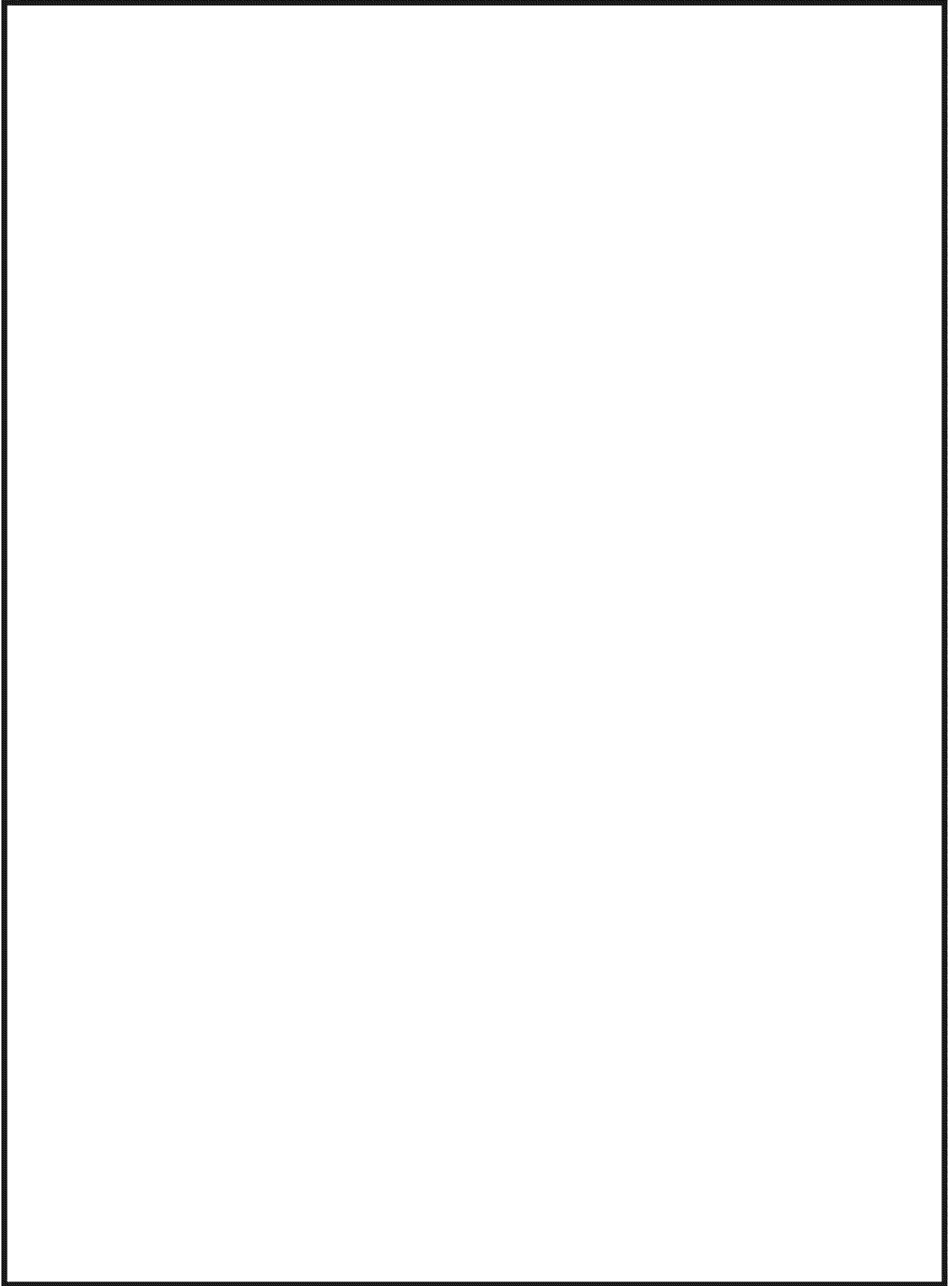
リラッキングに伴い、質点重量を変更しており、リラッキングに伴う影響が大きいと考えられることから、最大せん断ひずみを用いた耐震評価を実施する。

(2) その他の建物・構築物

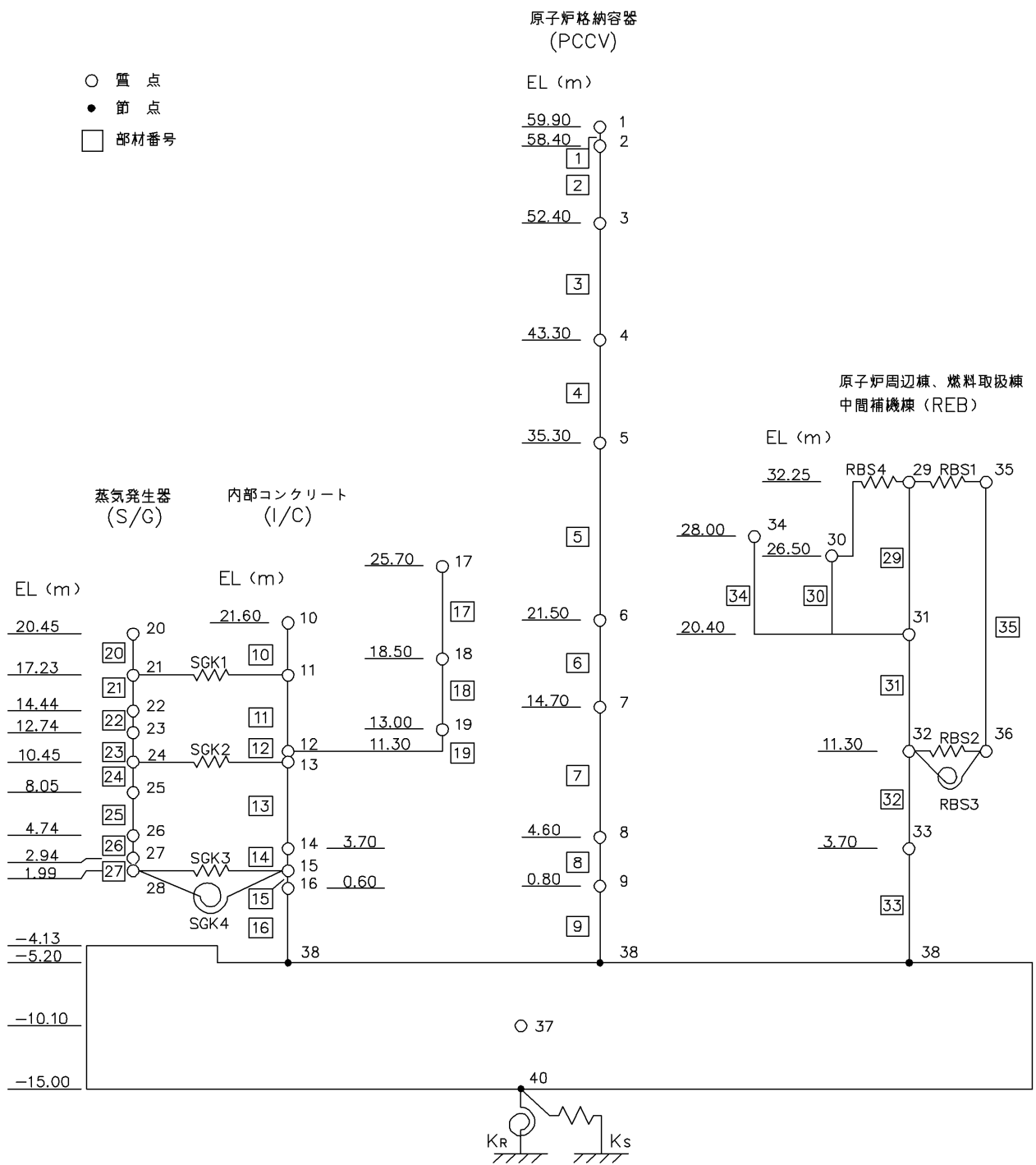
リラッキングに伴い、質点重量を変更していないこと及び原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の全体重量に対する使用済燃料ラック及び破損燃料容器ラックの重量比は極めて小さいことから、リラッキングに伴う影響は少ないと考えられるが、リラッキング前後の固有値（固有周期及び固有振動数）を比較することで、その他の建物・構築物の耐震性に与える影響を確認する。

(3) 基礎地盤

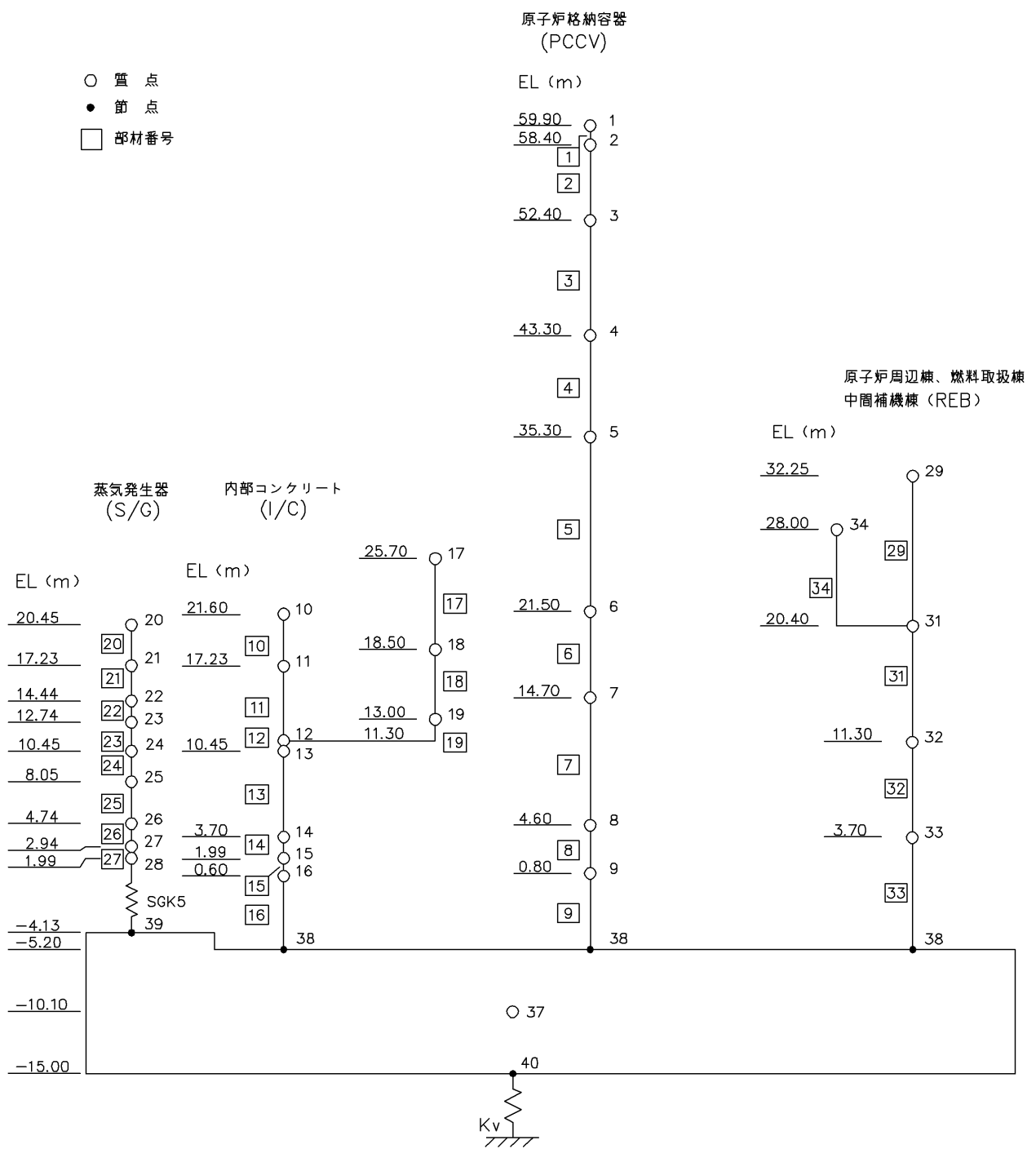
原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の全体重量に対する使用済燃料ラック及び破損燃料容器ラックの重量比は極めて小さいことから、リラッキングに伴う影響は少ないと考えられるが、リラッキング前後の最大接地圧を比較することで、基礎地盤の安定性に与える影響を確認する。



第 2-1 図 原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の概略平面図(EL.11.30m)



第2-2図 地震応答解析モデル(水平方向)



第2-3図 地震応答解析モデル(鉛直方向)

2.1.2 評価方法

(1) 原子炉周辺棟

本工認モデルを用いて、地震応答解析を実施する（添付資料 6-3「原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」参照）。この結果である基準地震動 S_s に対する最大せん断ひずみが許容限界 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認する。既工認における部材番号 31~33 のせん断ひずみを第 2-1 表に示す。なお、影響評価にあたっては、せん断ひずみが最も大きくなる S_s-1 を用いる。

(2) その他の建物・構築物

本工認モデルを用いて、地震応答解析を実施する（添付資料 6-3「原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」参照）。この結果である固有値（固有周期及び固有振動数）と既工認の固有値（固有周期及び固有振動数）を、建物・構築物ごとに比較し、耐震評価に影響を及ぼす主要なモードである一次の固有値（固有周期及び固有振動数）に差異が見られないことを確認する。

(3) 基礎地盤

本工認モデルを用いて、地震応答解析を実施する（添付資料 6-3「原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」参照）。この結果である基準地震動 S_s に対する最大接地圧と既工認の基準地震動 S_s に対する最大接地圧を比較し、耐震評価に影響を及ぼすような差異が見られないことを確認する。また、基準地震動 S_s に対する最大接地圧が極限支持力度 (13.7N/mm^2) を超えないことを確認する。既工認における基準地震動 S_s に対する最大接地圧を第 2-2 表に示す。なお、影響評価にあたっては、最大接地圧が最も大きくなる S_s-4 を用いる。

第2-1表 最大せん断ひずみ(基準地震動 S_s)(1/2)

($\times 10^{-3}$)

部材 番号	NS 方向					
	S _s -1	S _s -2	S _s -3	S _s -4	S _s -5 _{NS}	S _s -5 _{EW}
31	0.130	0.0571	0.0854	0.0821	0.0726	0.0852
32	0.140	0.0700	0.108	0.110	0.0770	0.0930
33	0.171	0.0974	0.152	0.162	0.0976	0.119

第2-1表 最大せん断ひずみ(基準地震動 S_s)(2/2)

($\times 10^{-3}$)

部材 番号	EW 方向					
	S _s -1	S _s -2	S _s -3	S _s -4	S _s -5 _{NS}	S _s -5 _{EW}
31	0.408	0.107	0.178	0.152	0.142	0.174
32	0.125	0.0632	0.101	0.106	0.0808	0.0975
33	0.148	0.0810	0.125	0.148	0.115	0.121

第 2-2 表 最大接地圧(基準地震動 Ss)

(単位:N/mm²)

地震動	方向		最大接地圧		
			基本 ケース	地盤物性の ばらつき考慮	
				-1 σ	+1 σ
Ss-1	NS	鉛直上向き	0.812	0.815	0.811
		鉛直下向き	0.928	0.929	0.930
	EW	鉛直上向き	1.32	1.31	1.33
		鉛直下向き	1.28	1.28	1.28
Ss-2	NS	鉛直上向き	0.574	0.577	0.570
		鉛直下向き	0.631	0.632	0.629
	EW	鉛直上向き	0.754	0.734	0.764
		鉛直下向き	0.811	0.789	0.823
Ss-3	NS	鉛直上向き	0.735	0.736	0.740
		鉛直下向き	0.859	0.859	0.866
	EW	鉛直上向き	0.879	0.867	0.886
		鉛直下向き	0.995	0.984	1.00
Ss-4	NS	鉛直上向き	0.934	0.940	0.925
		鉛直下向き	1.01	1.01	1.00
	EW	鉛直上向き	2.01	1.98	1.99
		鉛直下向き	1.65	1.65	1.63
Ss-5 _{NS}	NS	鉛直上向き	0.768	0.777	0.761
		鉛直下向き	0.876	0.881	0.877
	EW	鉛直上向き	1.28	1.26	1.30
		鉛直下向き	1.26	1.25	1.27
Ss-5 _{EW}	NS	鉛直上向き	0.696	0.697	0.694
		鉛直下向き	0.804	0.801	0.810
	EW	鉛直上向き	0.925	0.910	0.927
		鉛直下向き	1.02	1.00	1.03

2.2 建物・構築物及び基礎地盤に対する影響評価結果

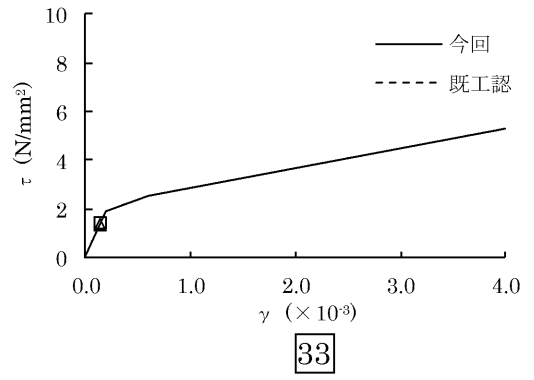
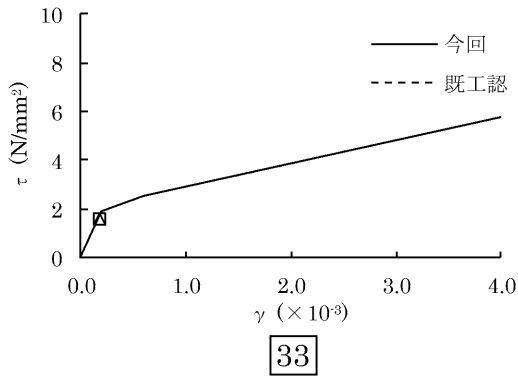
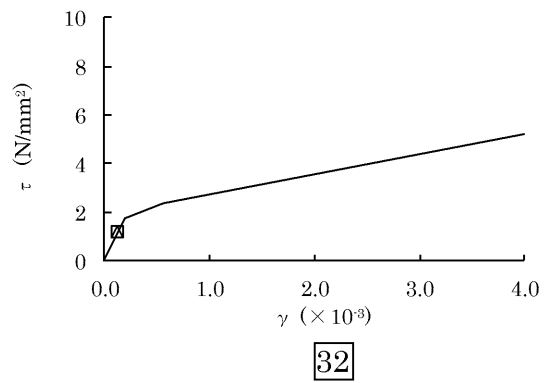
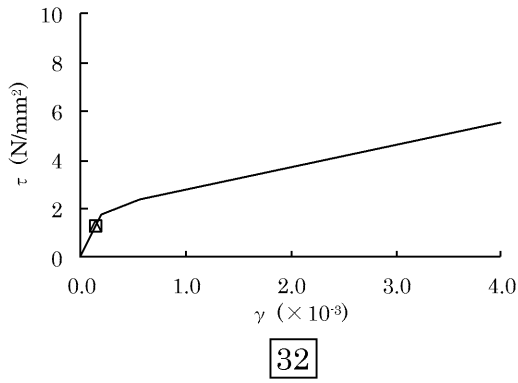
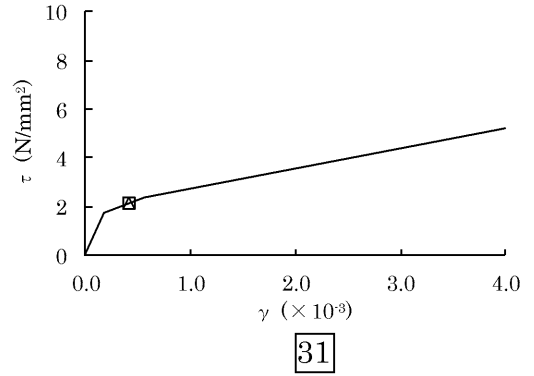
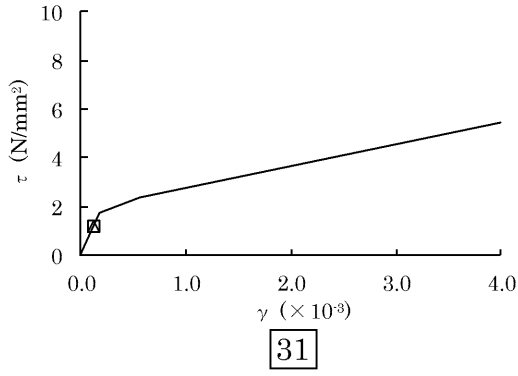
2.2.1 原子炉周辺棟に対する影響評価結果

添付資料 6-3「原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」による地震応答解析結果から、基準地震動 Ss-1 に対する基本ケースの最大応答値を第 2-4 図のスケルトンカーブ上にプロットして示す。

基準地震動 Ss-1 に対する原子炉周辺棟のせん断ひずみは、最大で 0.41×10^{-3} (Ss-1、EW 方向、RB31) であり、許容限界 (2.0×10^{-3}) を超えないことを確認した。

□ : 今回

△ : 既工認



(NS 方向)

(EW 方向)

(NS 方向)

(EW 方向)

第 2-4 図 せん断スケルトンカーブ上の最大応答値 (Ss-1)

2.2.2 その他の建物・構築物に対する影響評価結果

既工認及び添付資料 6-3「原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」の固有値解析結果（固有周期及び固有振動数）を第 2-3 表～第 2-5 表に示す。

評価対象部位ごとに判別した主要なモード（一次）について、固有振動数に大きな差異はみられないことから、リラッキングに伴う質点重量の変化が、その他の建物・構築物の耐震性に与える影響はないことを確認した。

第 2-3 表 固有値解析結果（NS 方向）

次数	既工認		今回		備考
	固有周期 (s)	固有 振動数 (Hz)	固有周期 (s)	固有 振動数 (Hz)	
1	0.292	3.43	0.292	3.43	REB ^(注1) 一次
2	0.226	4.43	0.226	4.43	PCCV ^(注2) 一次
3	0.133	7.49	0.134	7.48	I/C ^(注3) 、S/G ^(注4) 及び 基礎版一次、地盤連成
4	0.122	8.17	0.122	8.17	
5	0.112	8.94	0.112	8.94	
6	0.104	9.66	0.104	9.66	
7	0.078	12.87	0.078	12.87	
8	0.074	13.44	0.074	13.44	

(注1) 原子炉周辺建屋

(注2) 原子炉格納容器

(注3) 内部コンクリート

(注4) 蒸気発生器

第 2-4 表 固有値解析結果 (EW 方向)

次数	既工認		今回		備考
	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	
1	0.230	4.34	0.230	4.34	PCCV 一次
2	0.145	6.89	0.145	6.89	I/C、S/G、REB 及び基礎版一次、地盤連成
3	0.126	7.94	0.126	7.94	
4	0.082	12.25	0.082	12.24	
5	0.073	13.62	0.073	13.62	
6	0.069	14.49	0.069	14.48	
7	0.060	16.57	0.060	16.57	
8	0.057	17.62	0.057	17.62	

第 2-5 表 固有値解析結果 (UD 方向)

次数	既工認		今回		備考
	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)	
1	0.106	9.41	0.106	9.40	PCCV、I/C、S/G、REB 及び基礎版一次、地盤連成
2	0.076	13.22	0.076	13.22	
3	0.060	16.57	0.060	16.57	
4	0.044	22.63	0.044	22.63	
5	0.039	25.59	0.039	25.59	
6	0.032	31.58	0.032	31.58	
7	0.027	37.69	0.027	37.68	
8	0.025	39.52	0.025	39.50	

2.2.3 基礎地盤に対する影響評価結果

既工認及び添付資料 6-3「原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋の地震応答解析」の基準地震動 Ss に対する最大接地圧並びに極限支持力度を第 2-6 表に示す。

基準地震動 Ss-4 に対する基本ケースの最大接地圧について、大きな差異はみられないことを確認した。また、基準地震動 Ss-4 に対する最大接地圧が極限支持力度である 13.7N/mm²を超えないことを確認した。

以上から、リラッキングに伴う質点重量の変化が、基礎地盤の安定性に与える影響はないことを確認した。

第 2-6 表 最大接地圧及び極限支持力度の比較

地震動		既工認		今回		極限 支持力度
		NS 方向	EW 方向	NS 方向	EW 方向	
基準地震動 Ss-4	鉛直上向き	0.934	2.01	0.937	2.02	13.7
	鉛直下向き	1.01	1.65	1.01	1.66	

3. 機器・配管系への影響評価

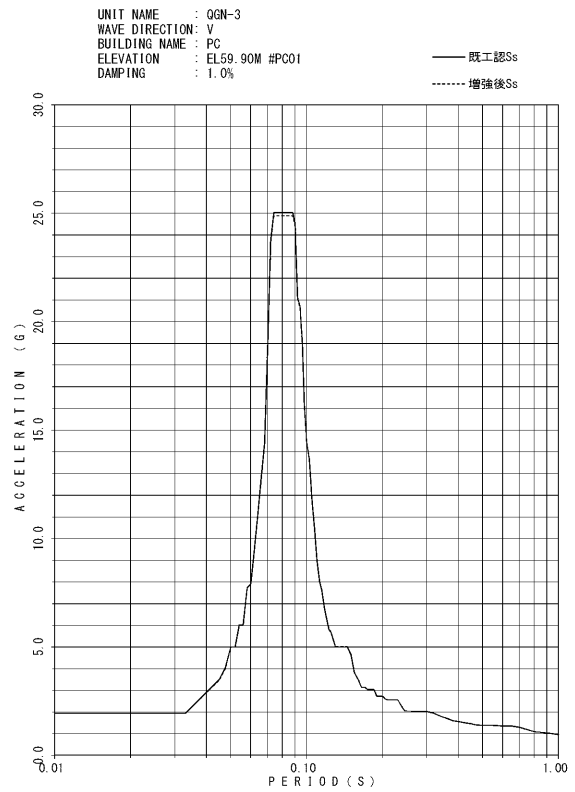
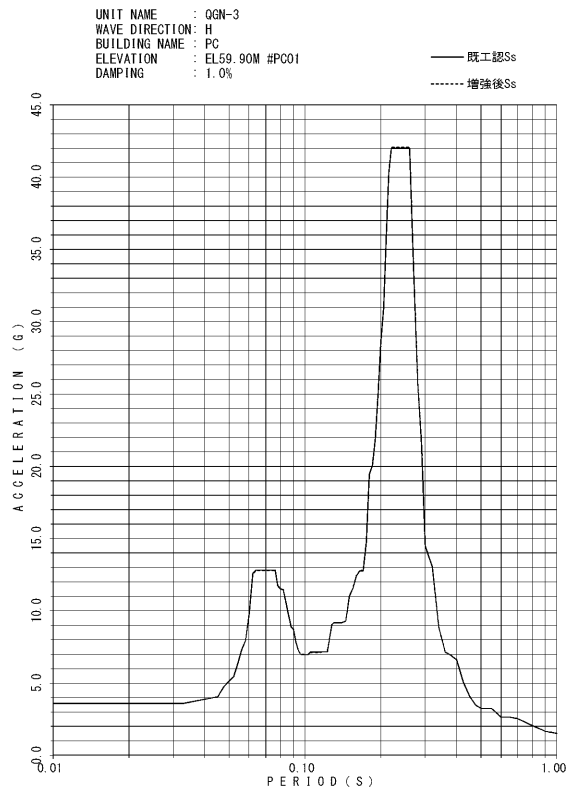
3.1 影響評価方針及び方法

既工認で、原子炉格納施設の地震応答解析モデルの各質点の地震応答を用いた評価を実施している機器・配管系に対し、既工認とリラッキング後の設計用床応答曲線を比較し、全周期帯の最大比率が設計余裕に対して十分小さいことを確認する。なお、影響評価にあたっては、全周期帯で網羅的に一定程度の地震力が加わっているスペクトルベース波(S_s-1)を用いる。

3.2 影響評価結果

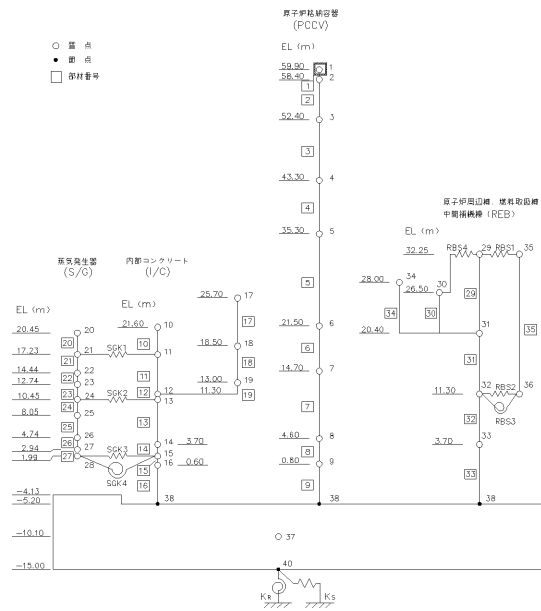
既工認とリラッキング後の設計用床応答曲線の比較図を第 3-1 図に示す。また、水平方向、鉛直方向それぞれの各質点の全周期帯の最大比率を第 3-1 表に示す。

その結果、最も比率が大きい質点でも 1.013 倍 (PC06 鉛直方向) であり、機器・配管系の設計余裕に対して十分小さいことから、設備の健全性に影響を与えないことを確認した。

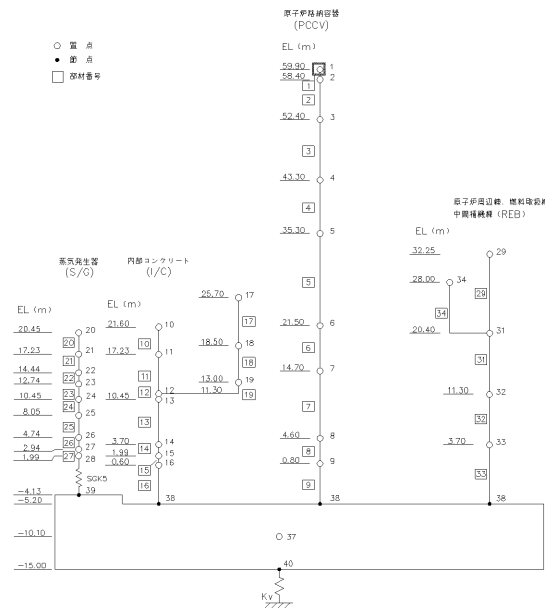


PC01 水平方向

PC01 鉛直方向

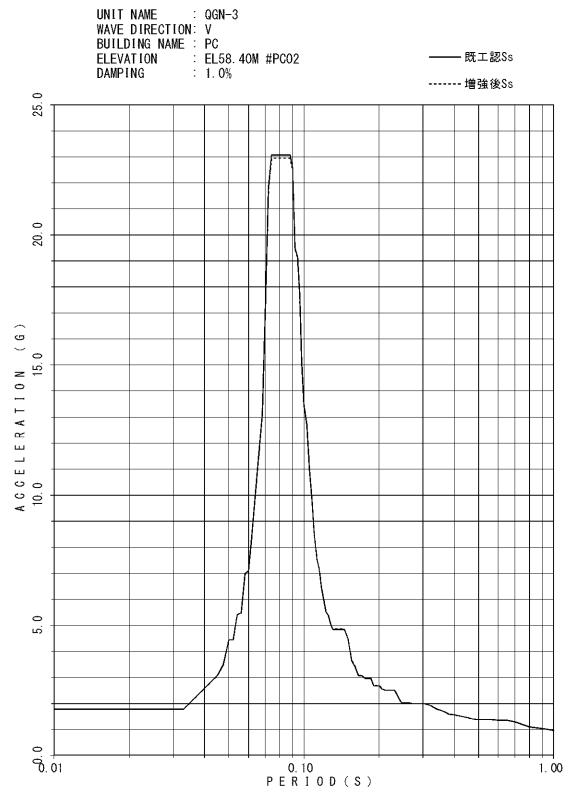
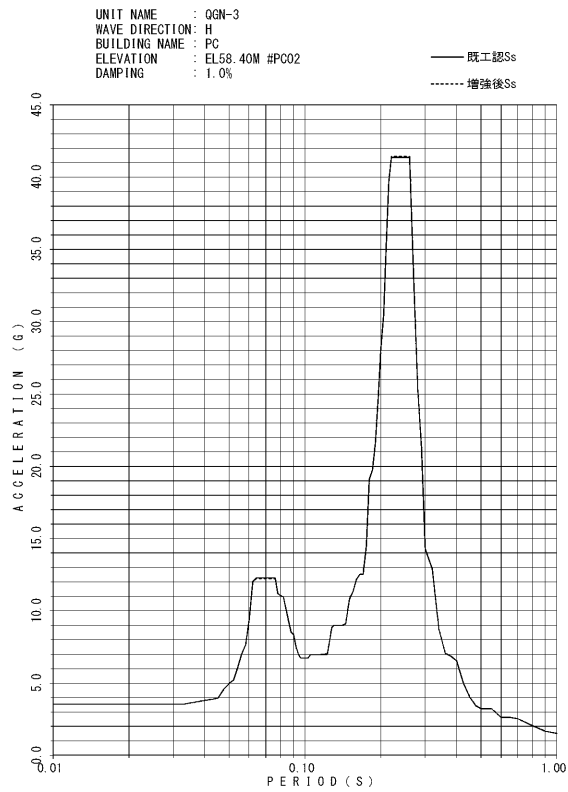


水平方向モデル図



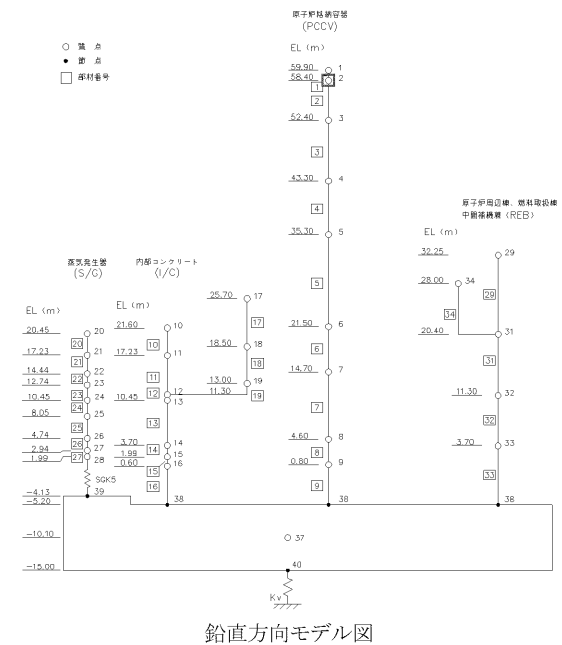
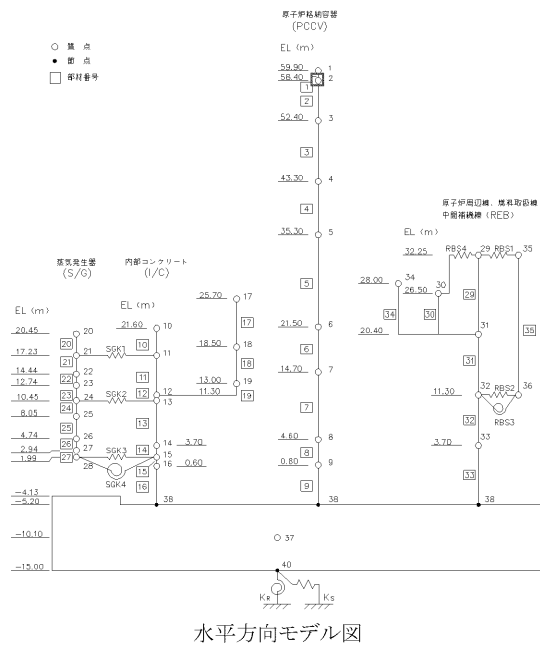
鉛直方向モデル図

第 3-1 図(1/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 59.90m PC01)

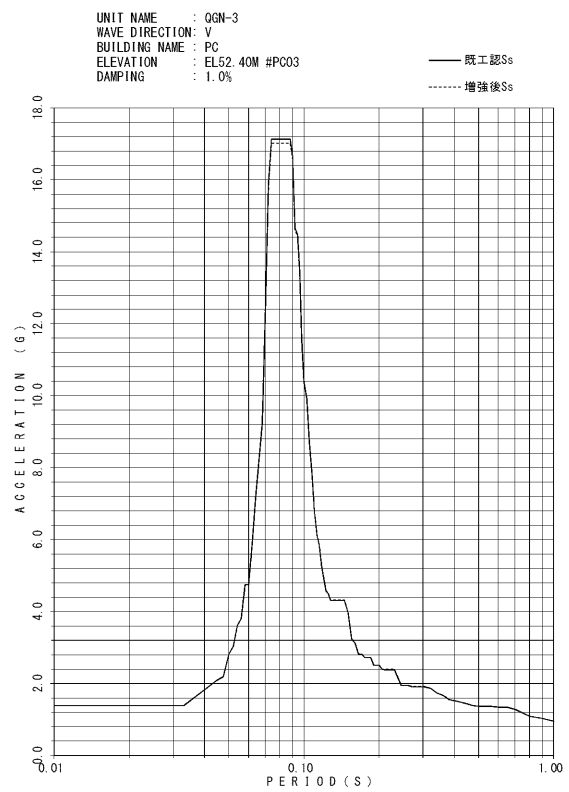
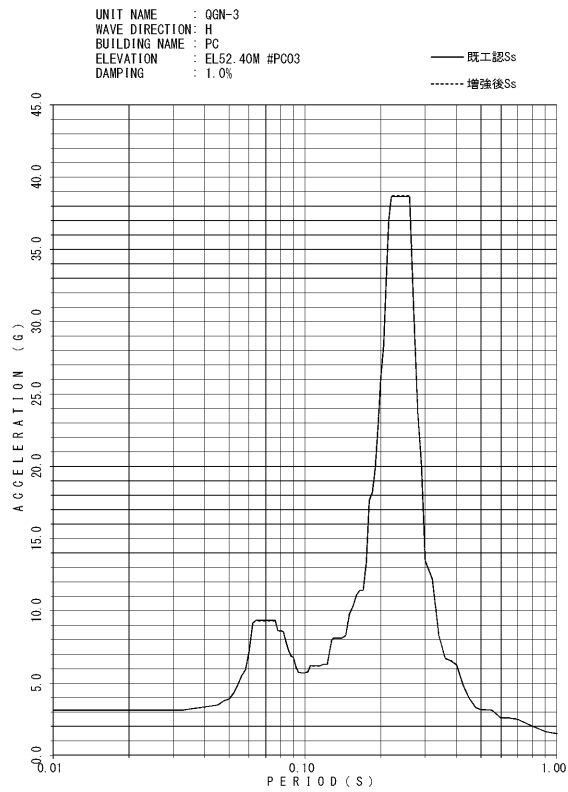


PC02 水平方向

PC02 鉛直方向

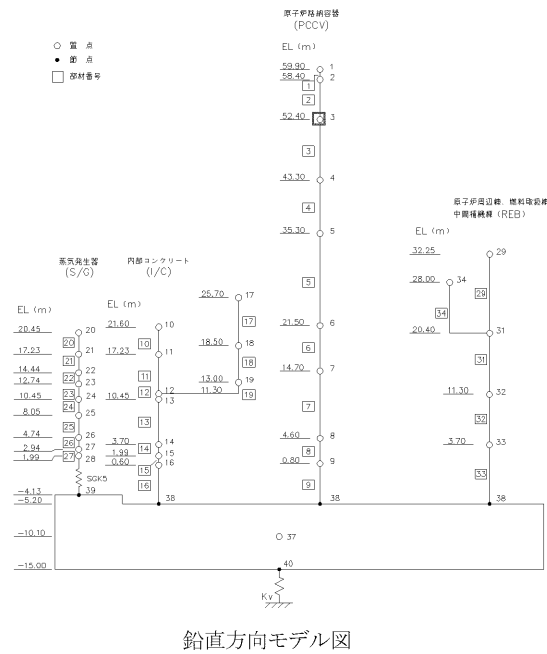
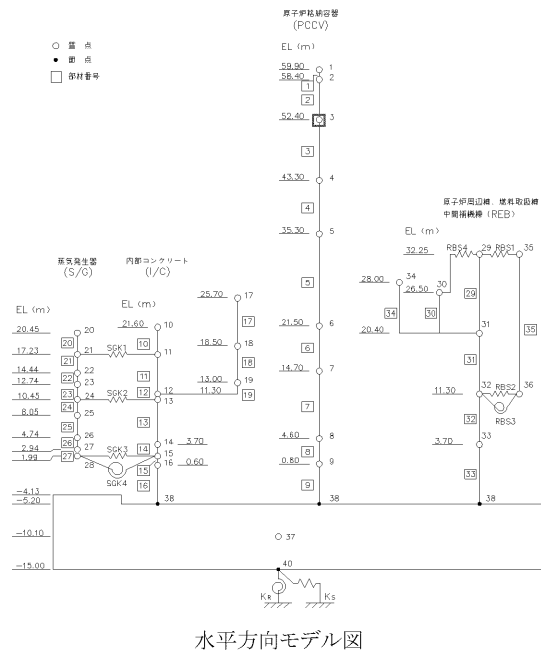


第3-1図(2/29) 既工認Ssとリッキング後Ssの設計用床応答曲線の比較 (EL 58.40m PC02)

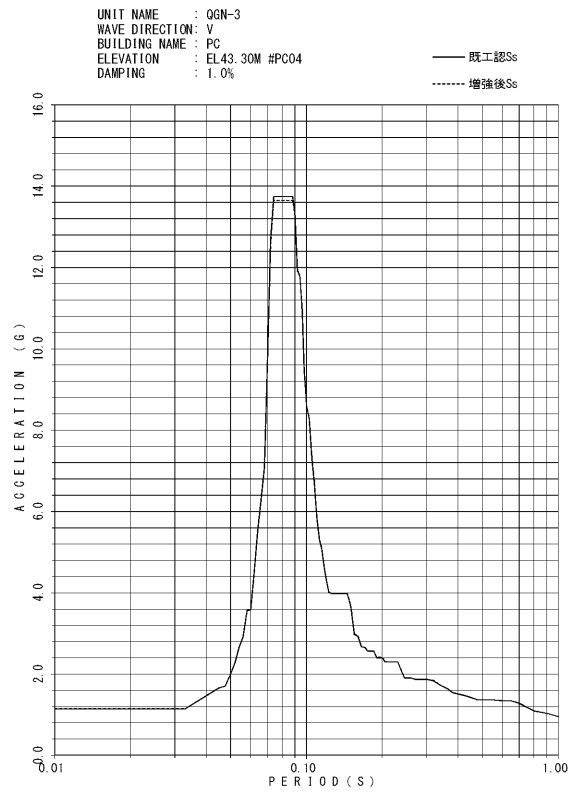
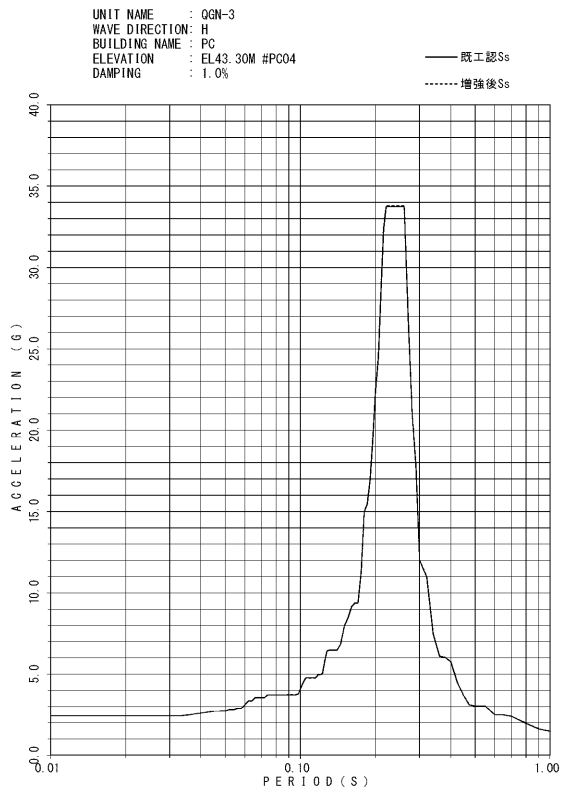


PC03 水平方向

PC03 鉛直方向

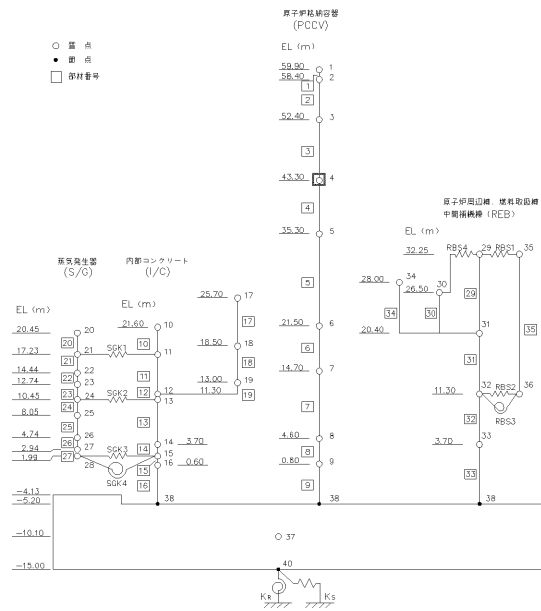


第 3-1 図(3/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 52.40m PC03)

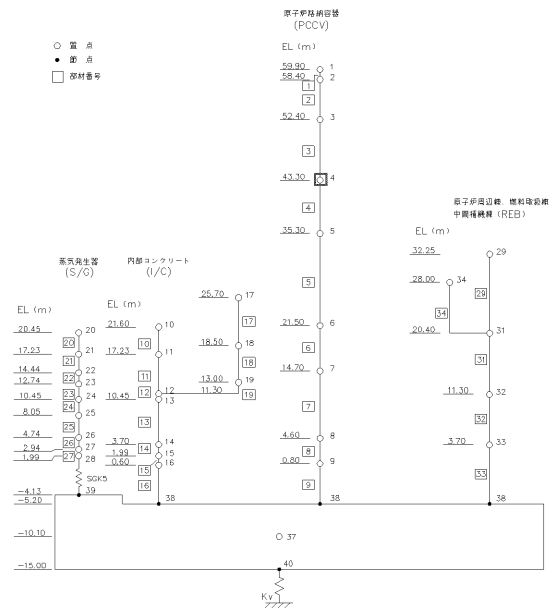


PC04 水平方向

PC04 鉛直方向

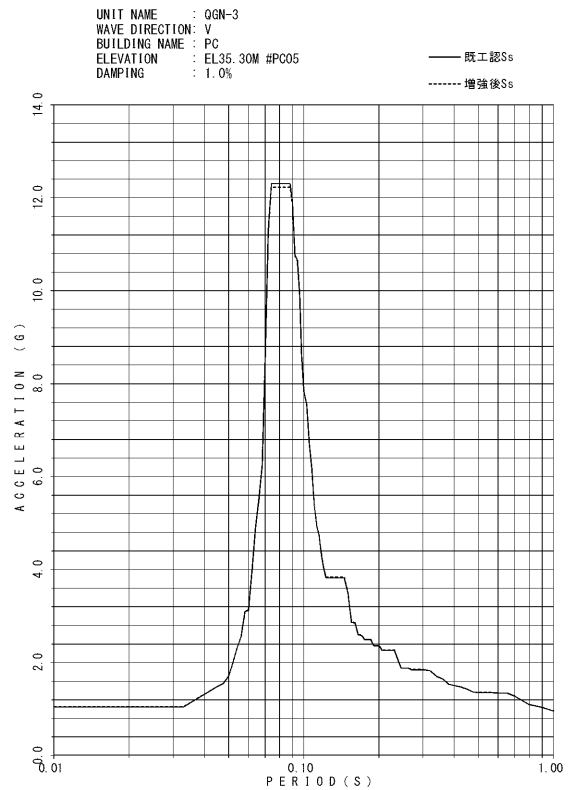
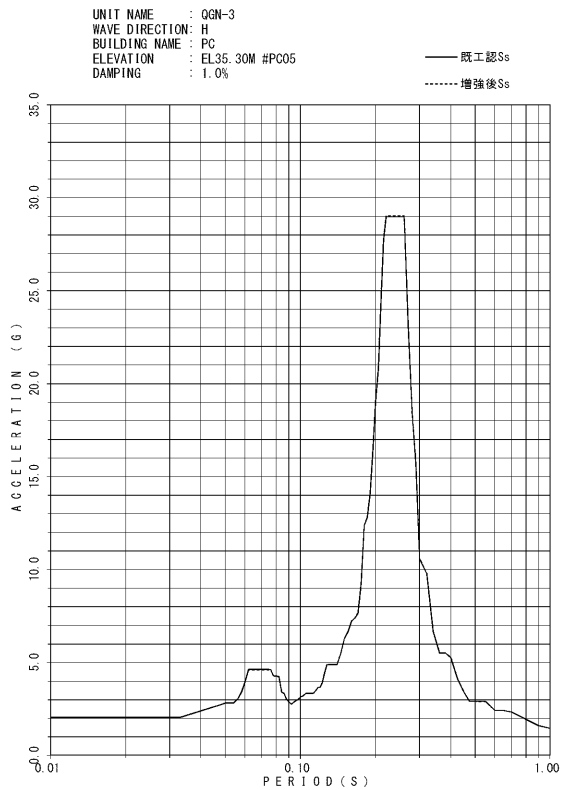


水平方向モデル図



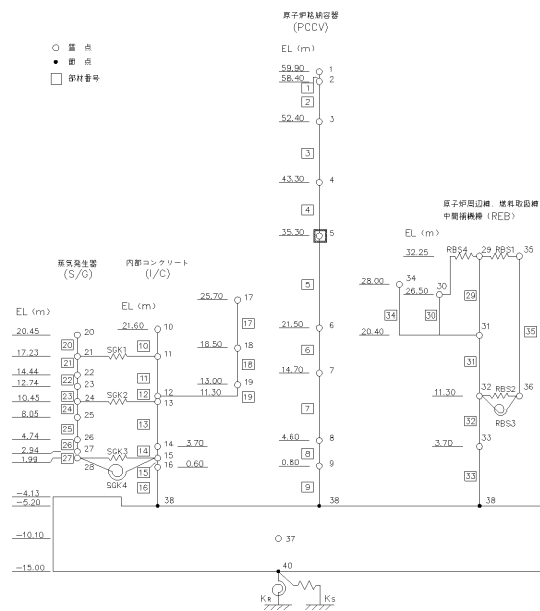
鉛直方向モデル図

第3-1図(4/29) 既工認Ssとリラッキング後Ssの設計用床応答曲線の比較
 (EL 43.30m PC04)

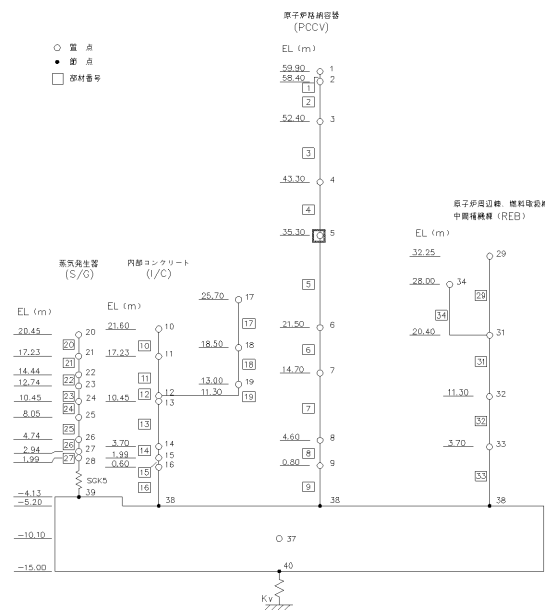


PC05 水平方向

PC05 鉛直方向

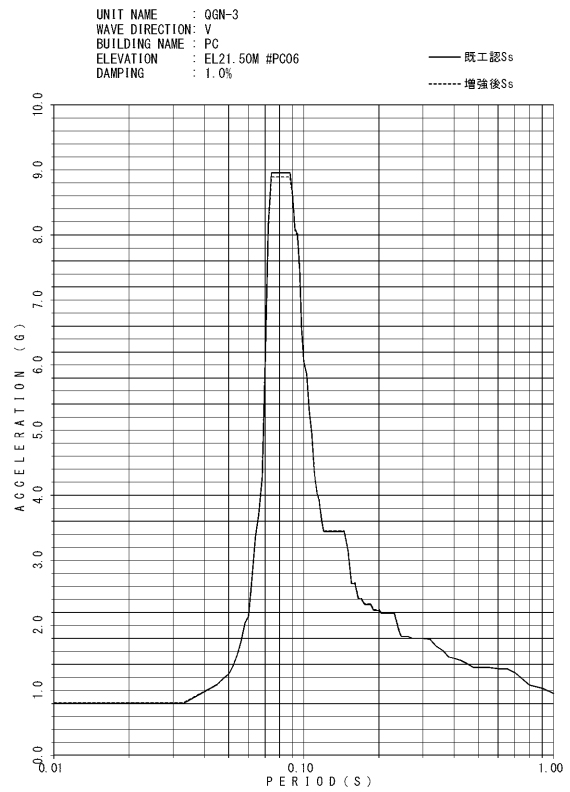
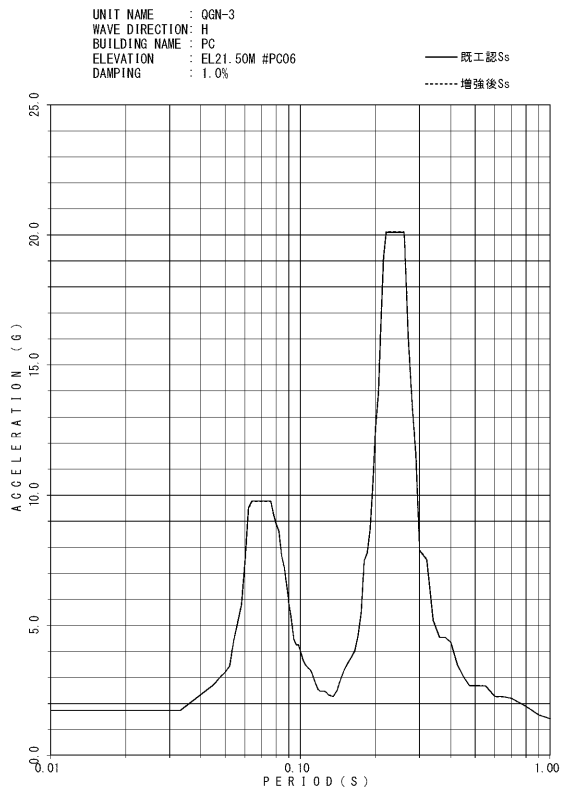


水平方向モデル図



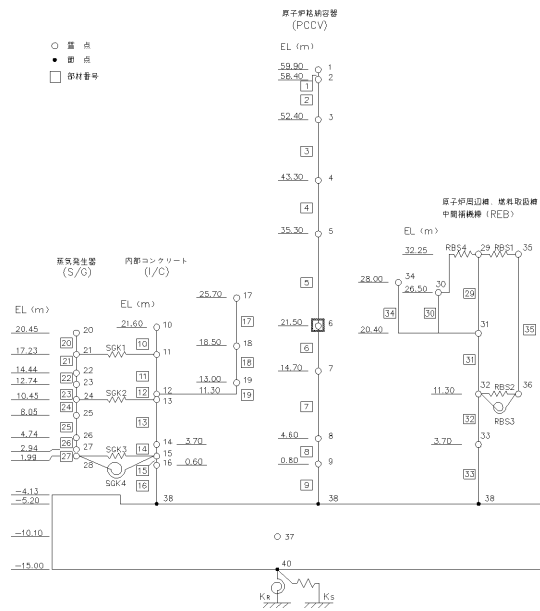
鉛直方向モデル図

第3-1図(5/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 35.30m PC05)

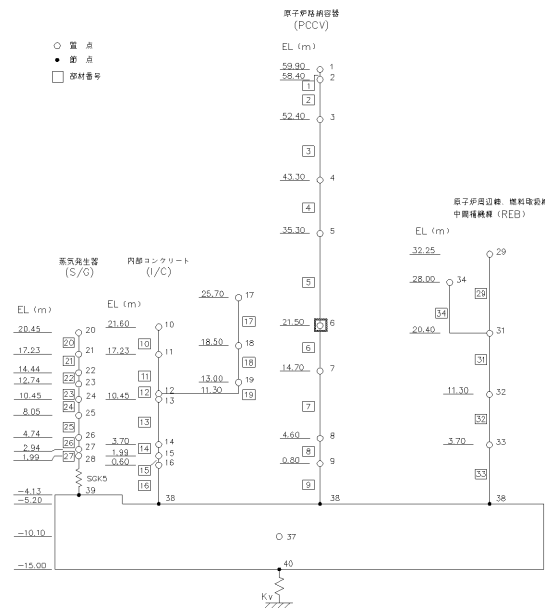


PC06 水平方向

PC06 鉛直方向

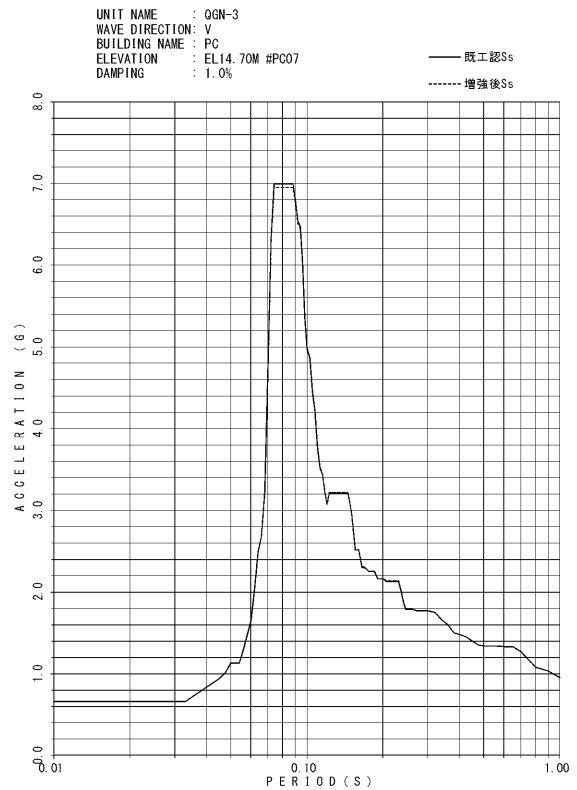
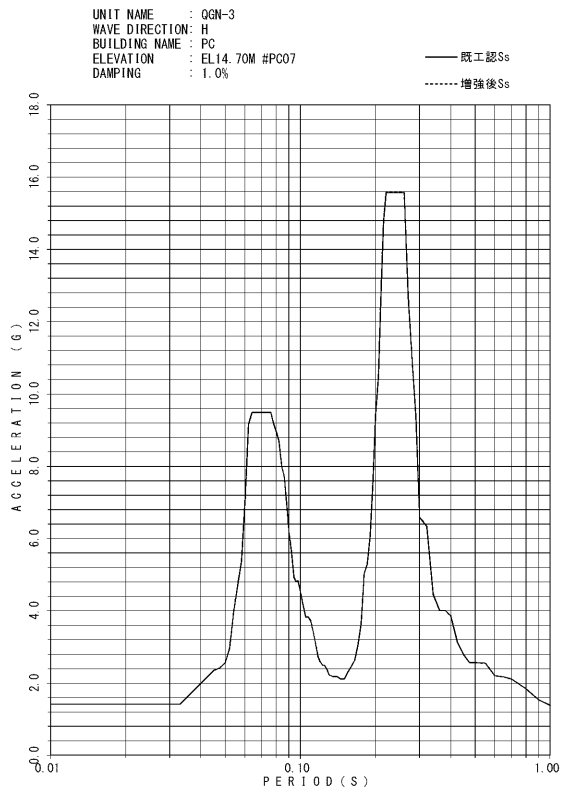


水平方向モデル図



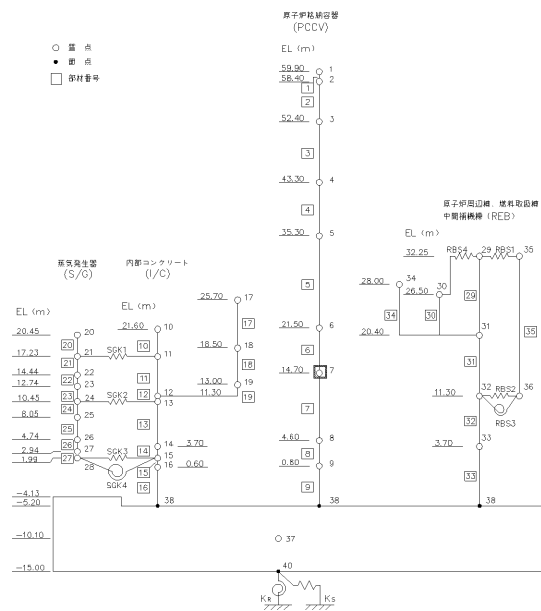
鉛直方向モデル図

第 3-1 図(6/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 21.50m PC06)

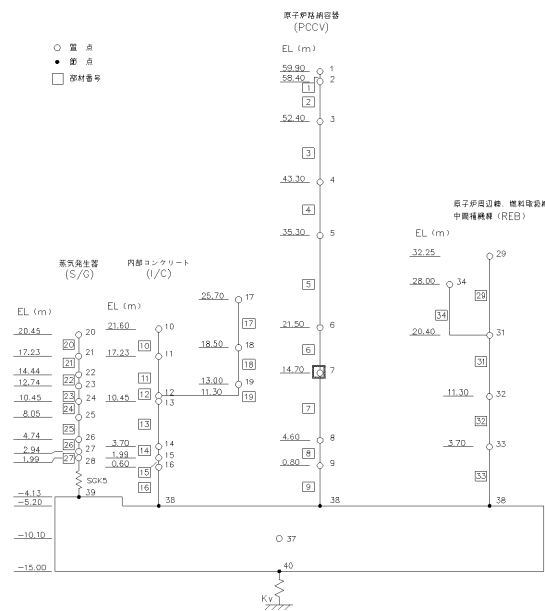


PC07 水平方向

PC07 鉛直方向

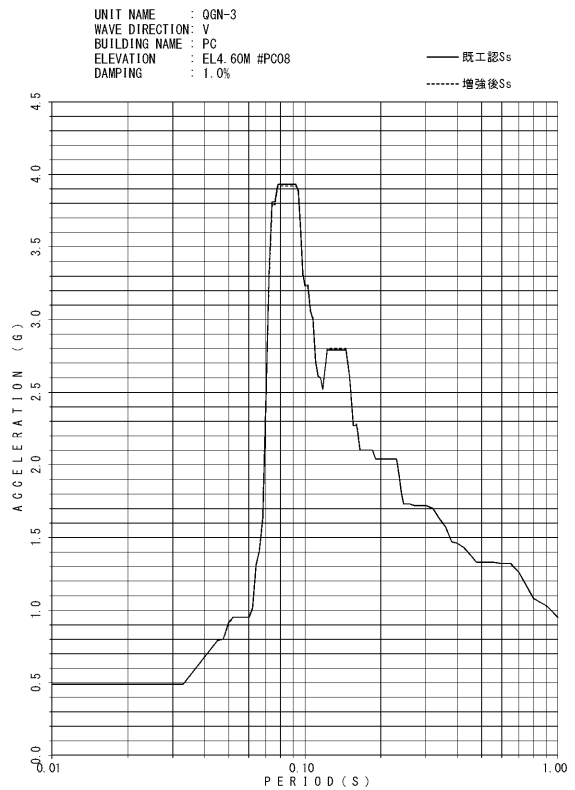
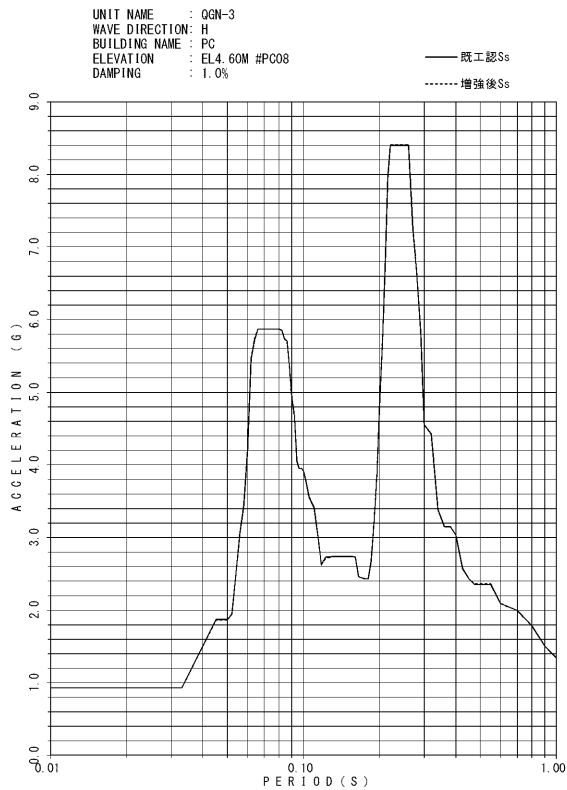


水平方向モデル図



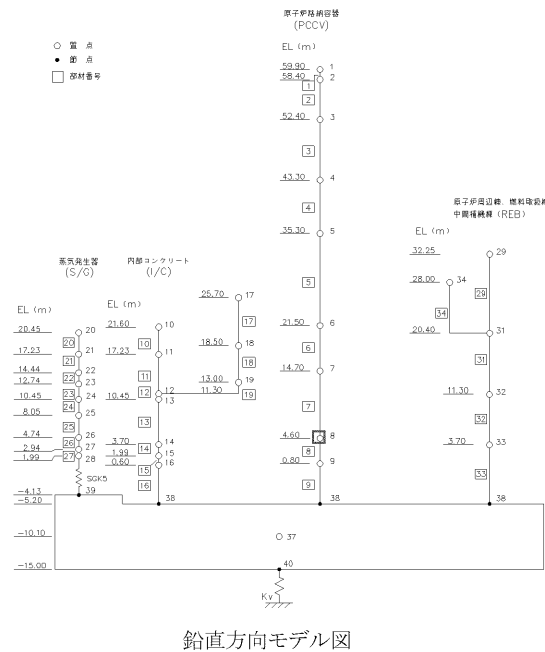
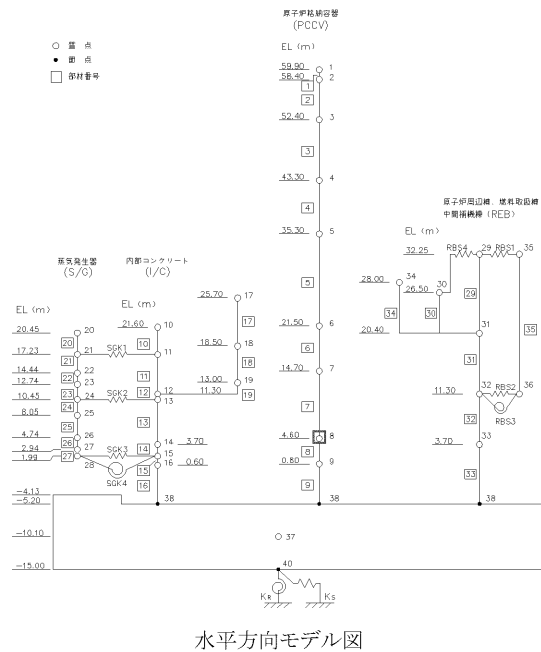
鉛直方向モデル図

第3-1図(7/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 14.70m PC07)

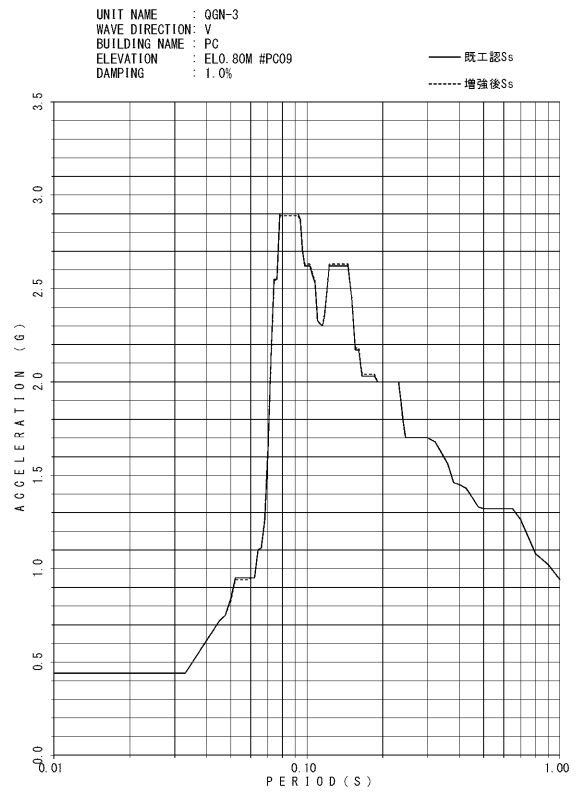
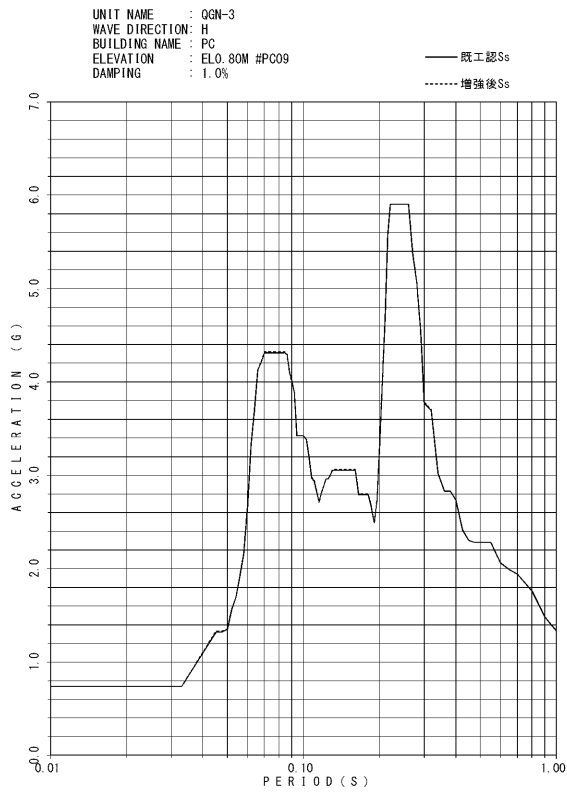


PC08 水平方向

PC08 鉛直方向

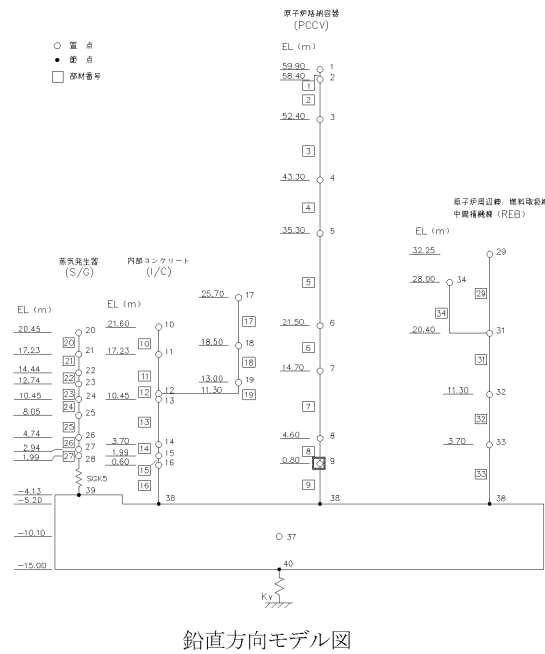
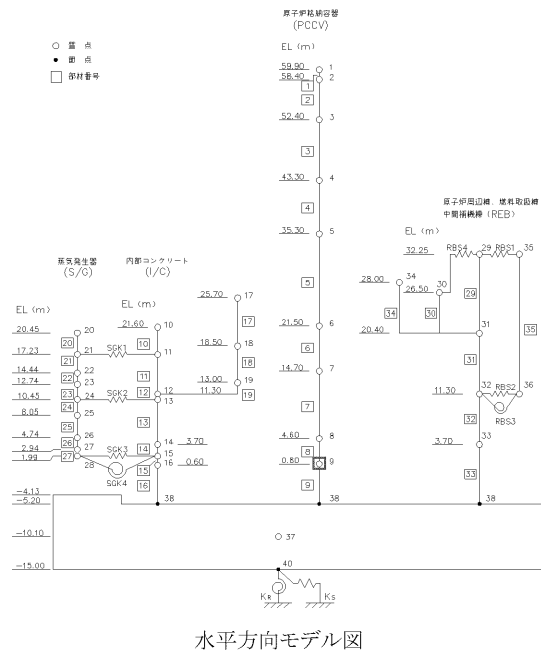


第3-1図(8/29) 既工認Ssとリラッキング後Ssの設計用床応答曲線の比較 (EL 4.60m PC08)

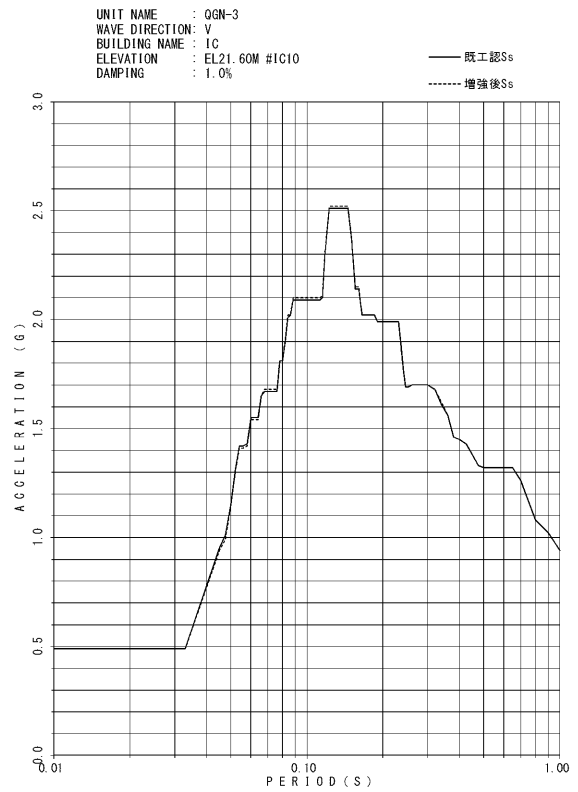
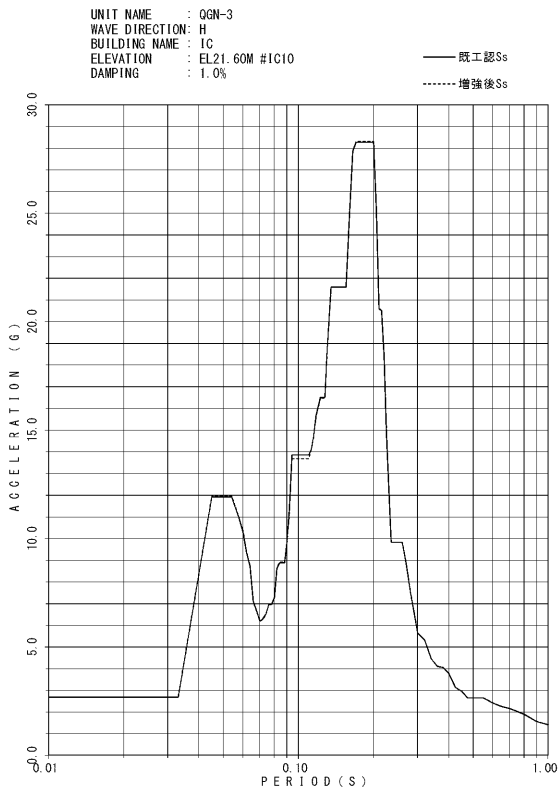


PC09 水平方向

PC09 鉛直方向

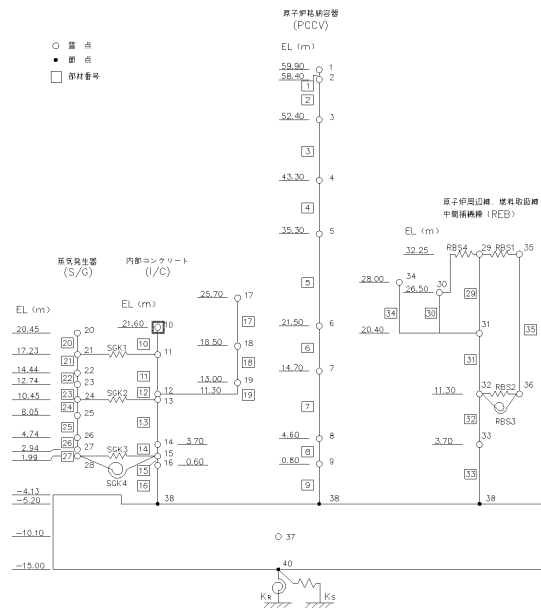


第3-1図(9/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 0.80m PC09)

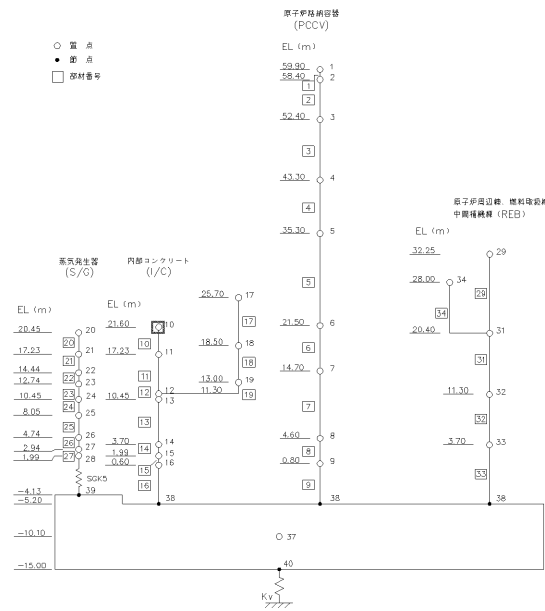


IC10 水平方向

IC10 鉛直方向

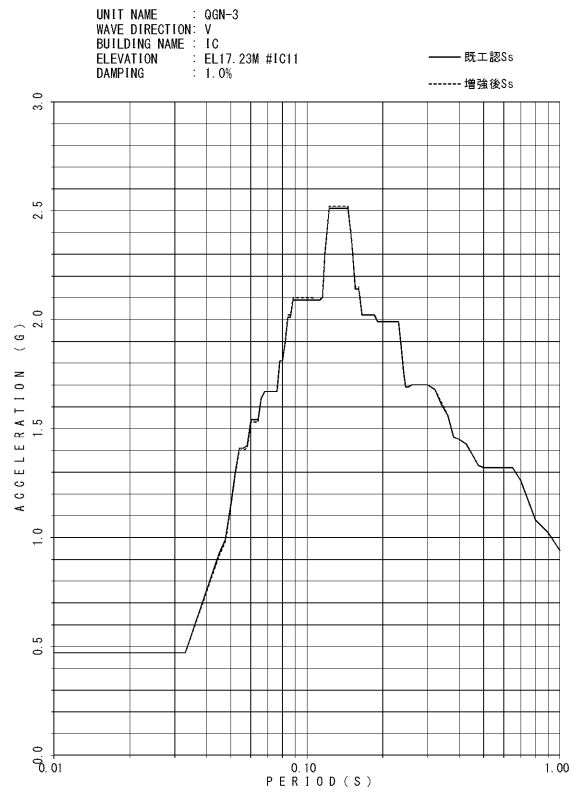
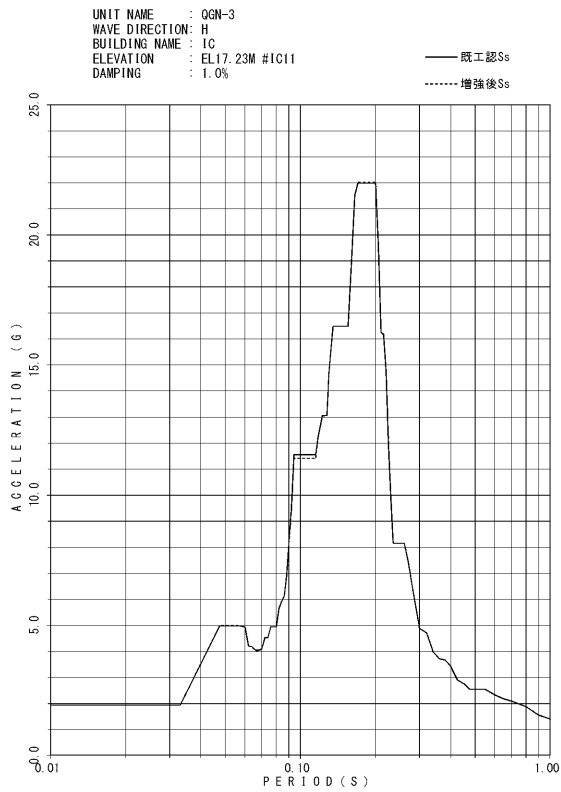


水平方向モデル図



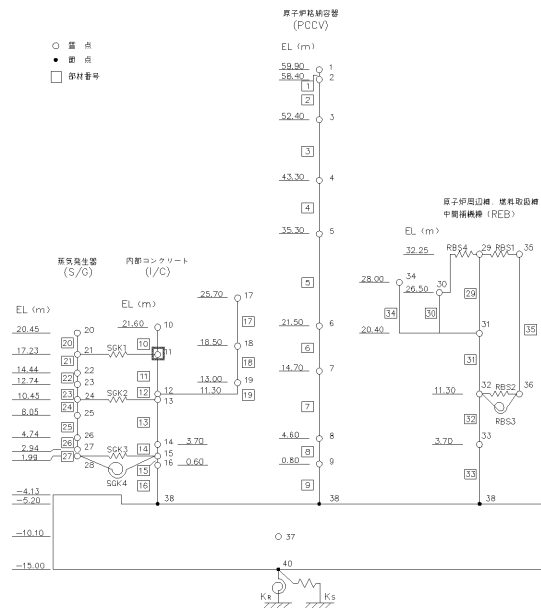
鉛直方向モデル図

第3-1図(10/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 21.60m IC10)

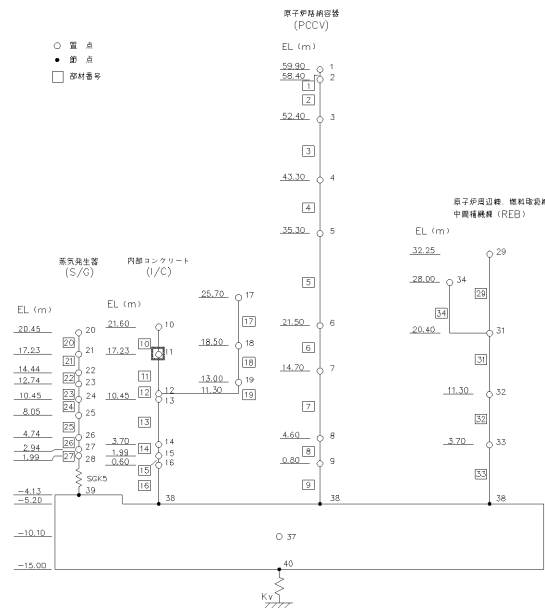


IC11 水平方向

IC11 鉛直方向

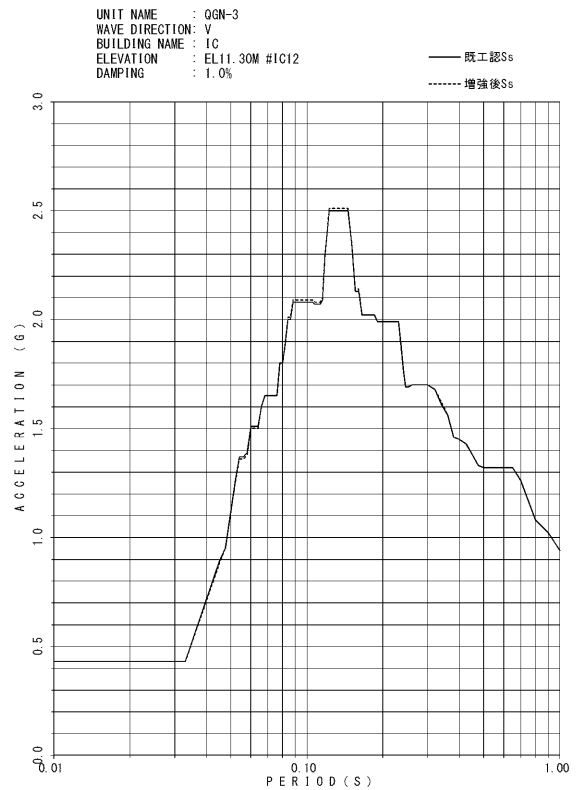
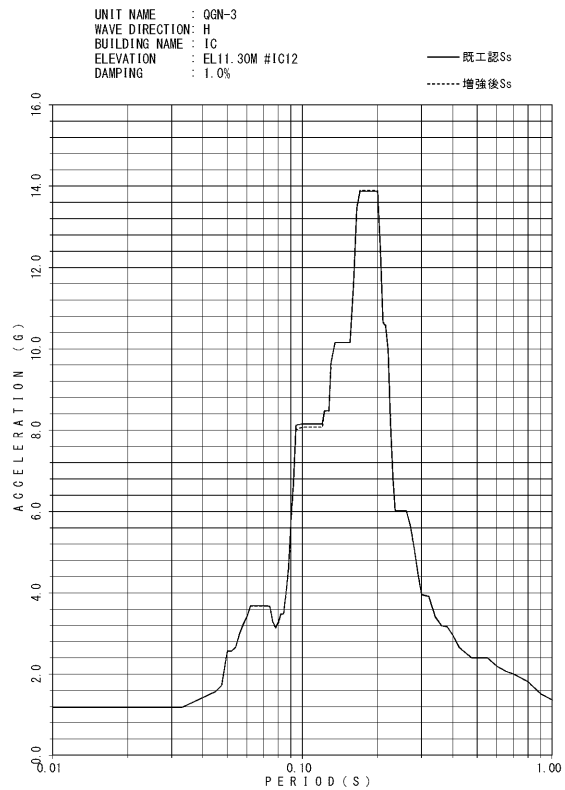


水平方向モデル図



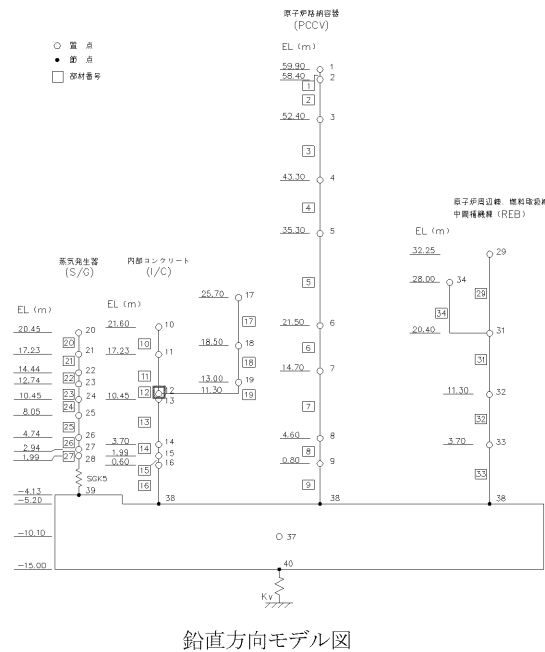
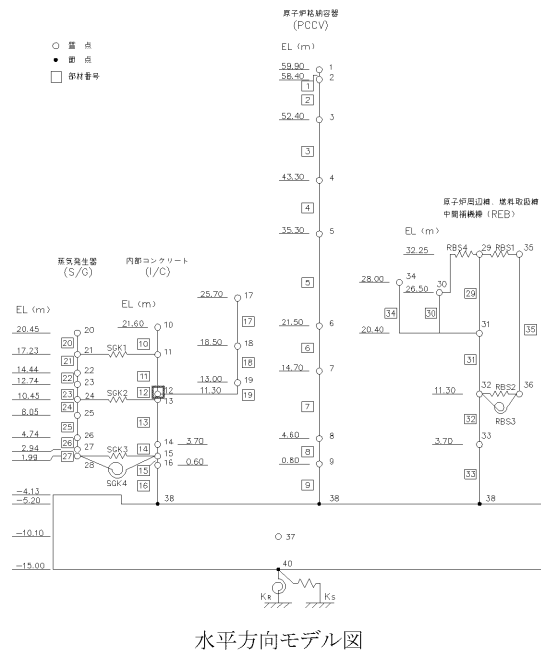
鉛直方向モデル図

第3-1図(11/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 17.23m IC11)

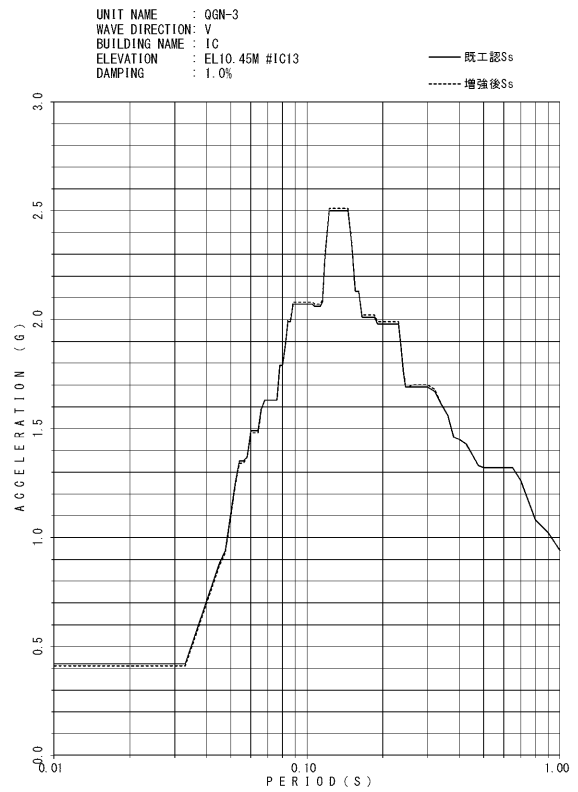
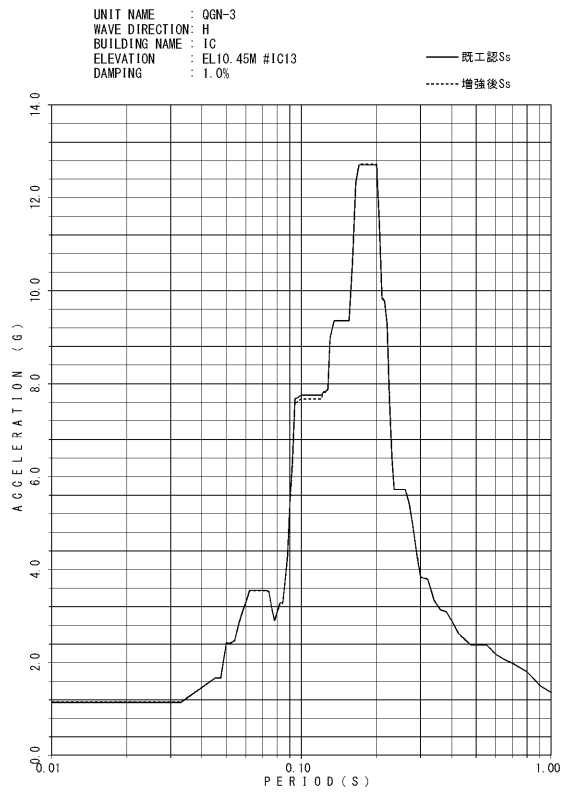


IC12 水平方向

IC12 鉛直方向

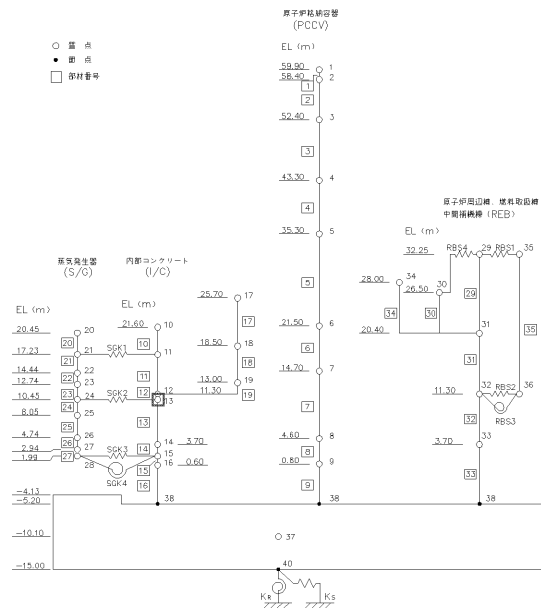


第3-1図(12/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 11.30m IC12)

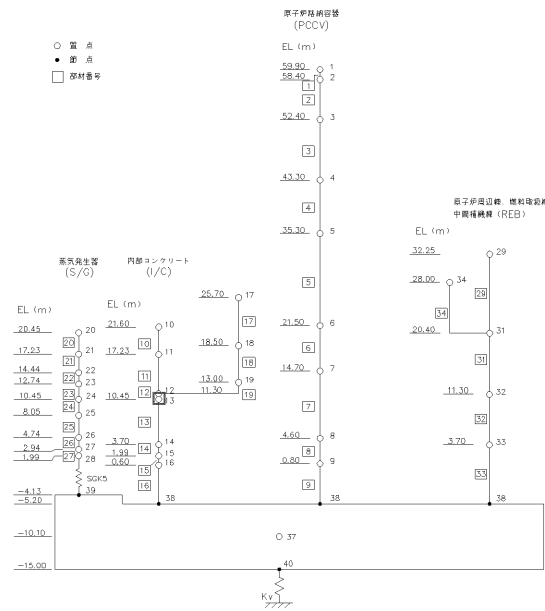


IC13 水平方向

IC13 鉛直方向

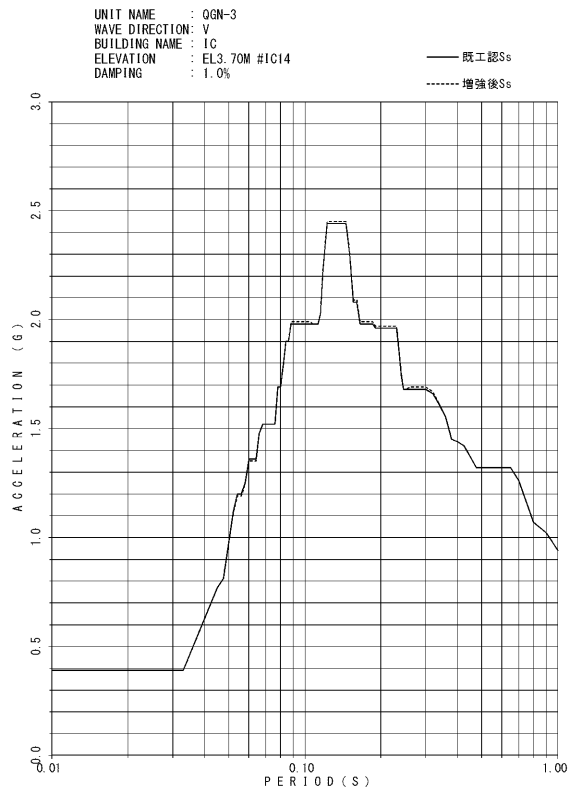
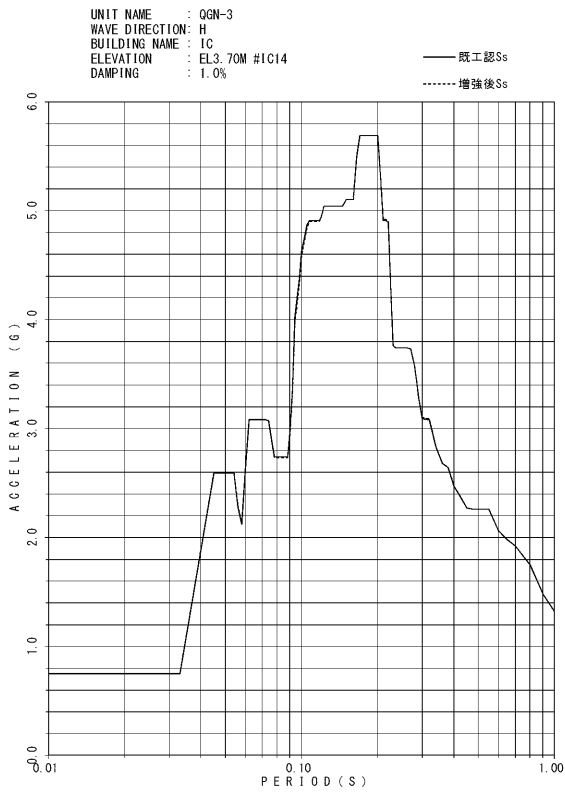


水平方向モデル図



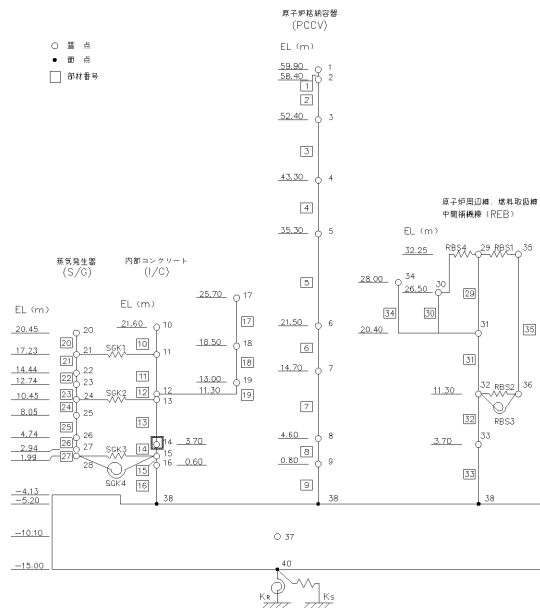
鉛直方向モデル図

第3-1図(13/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 10.45m IC13)

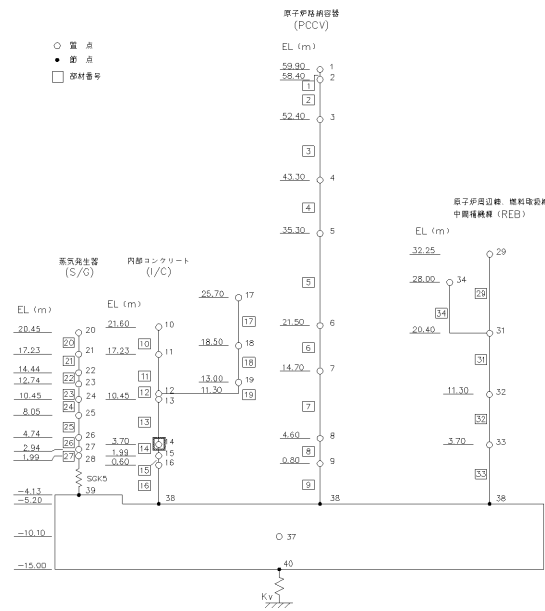


IC14 水平方向

IC14 鉛直方向

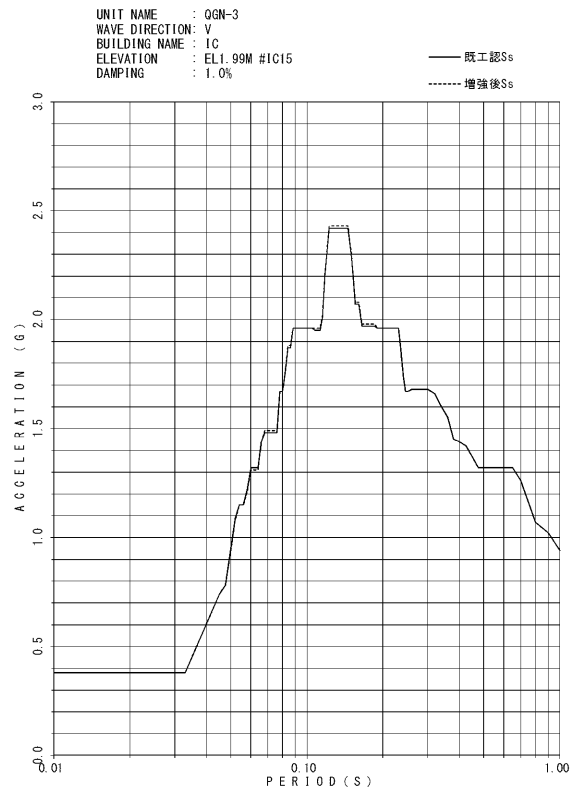
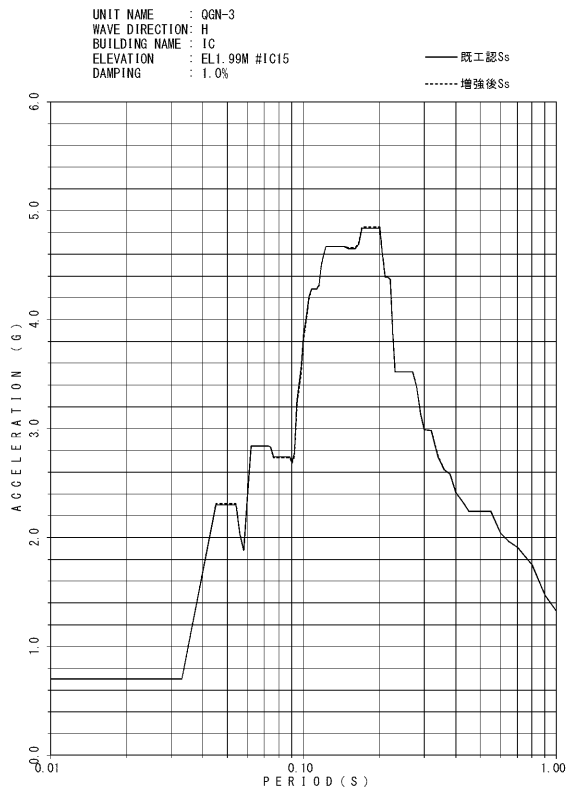


水平方向モデル図



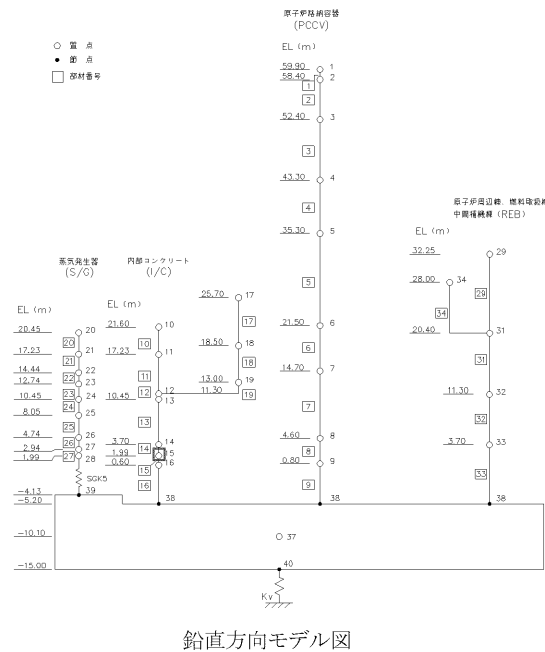
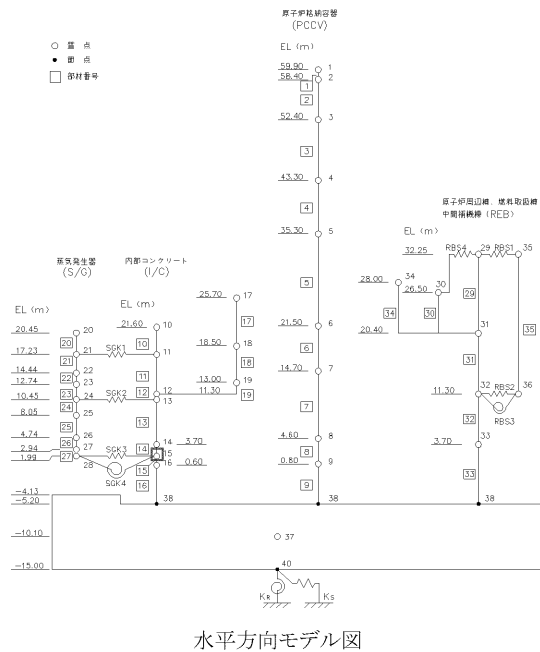
鉛直方向モデル図

第3-1図(14/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 3.70m IC14)

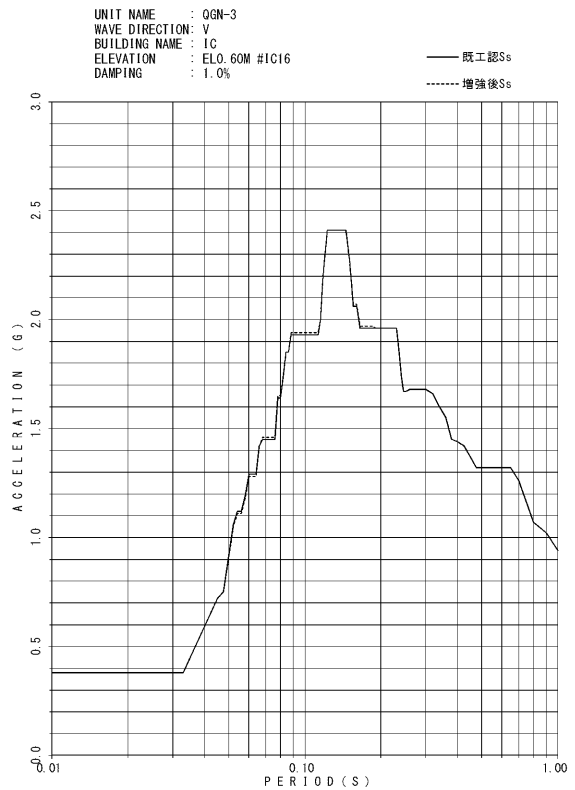
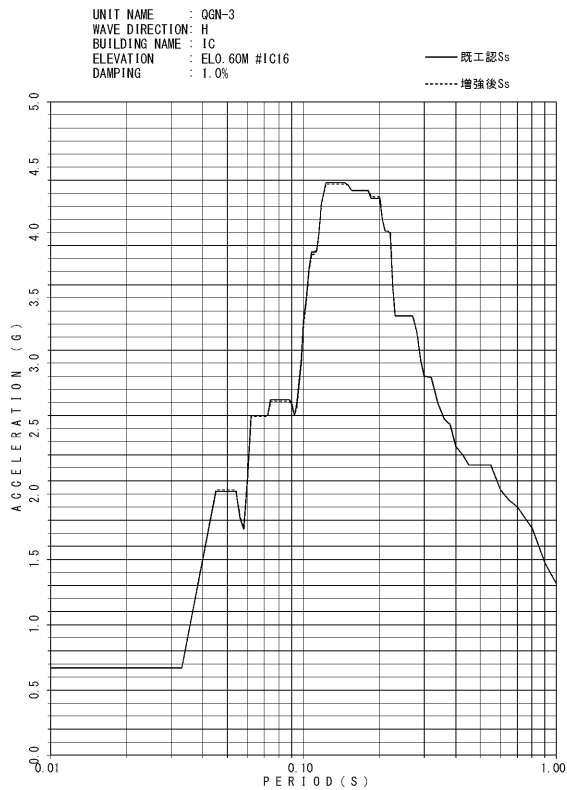


IC15 水平方向

IC15 鉛直方向

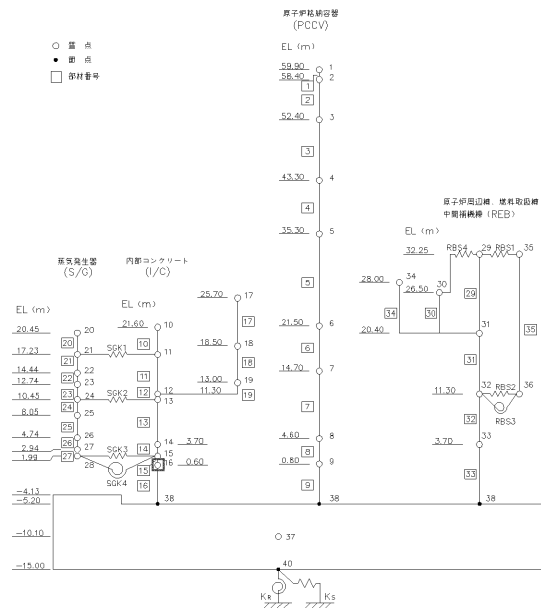


第3-1図(15/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 1.99m IC15)

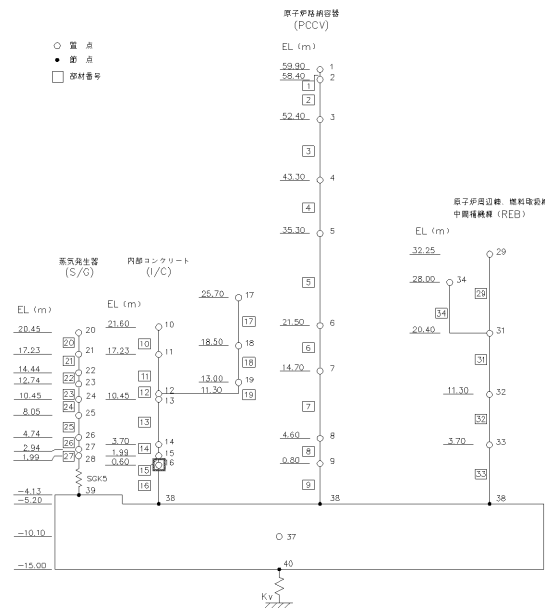


IC16 水平方向

IC16 鉛直方向

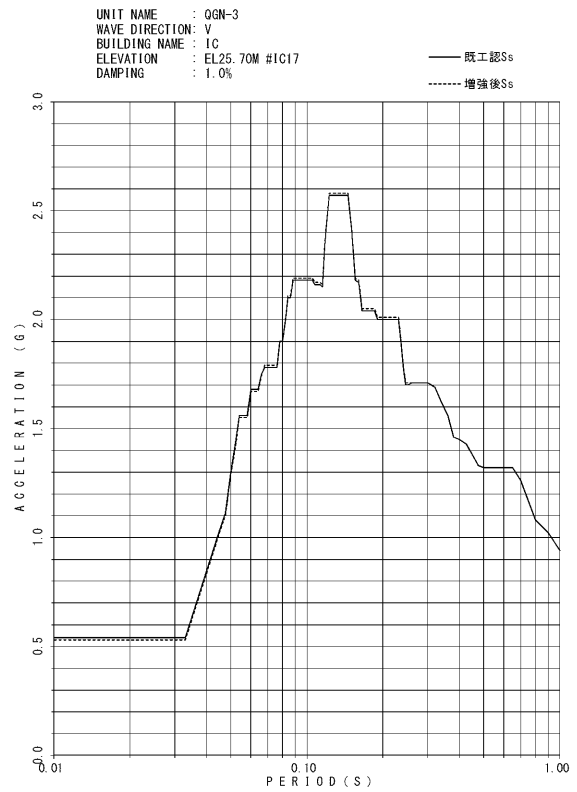
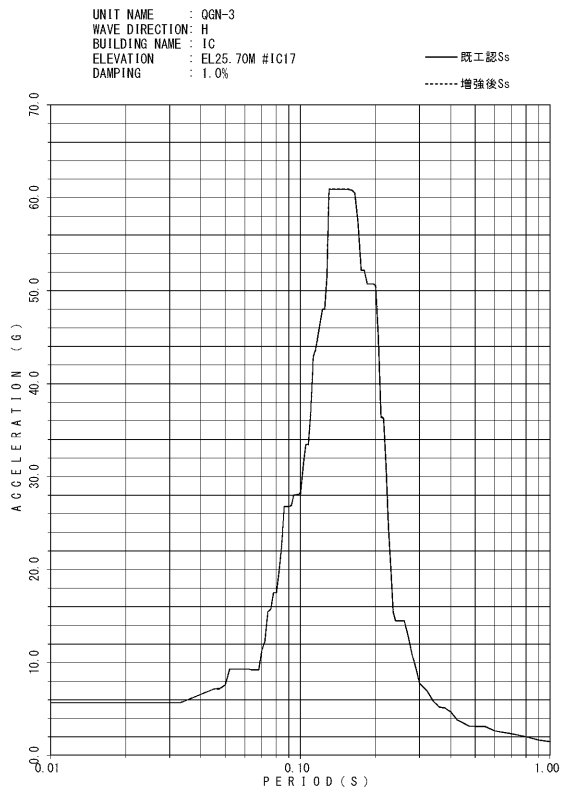


水平方向モデル図



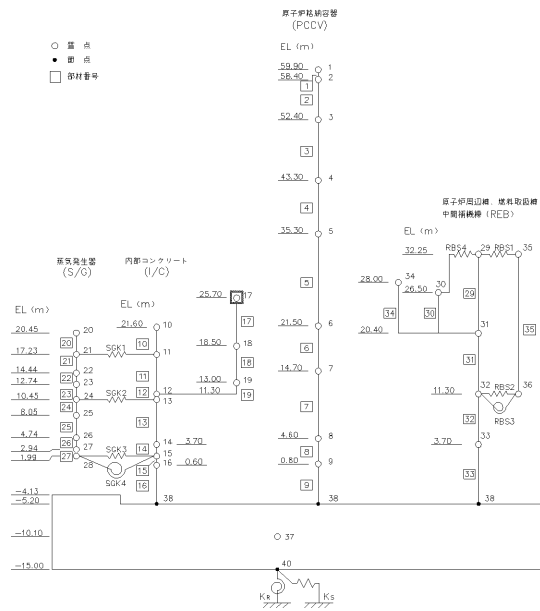
鉛直方向モデル図

第3-1図(16/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 0.60m IC16)

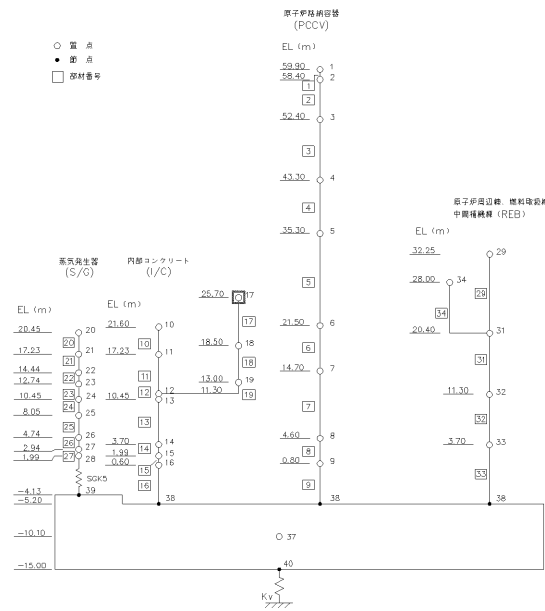


IC17 水平方向

IC17 鉛直方向

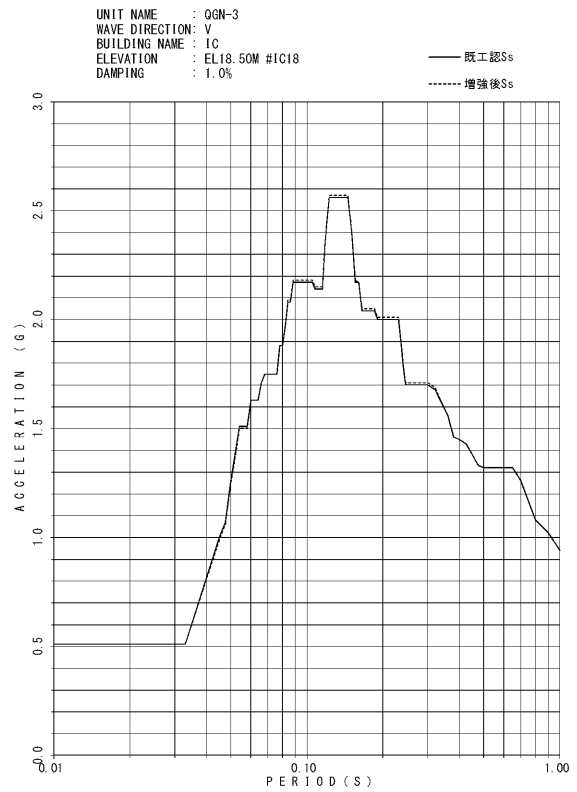
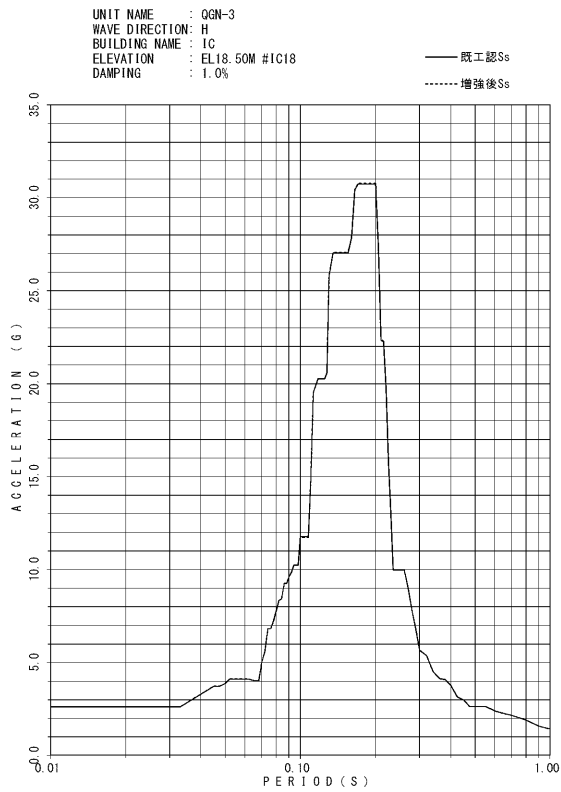


水平方向モデル図



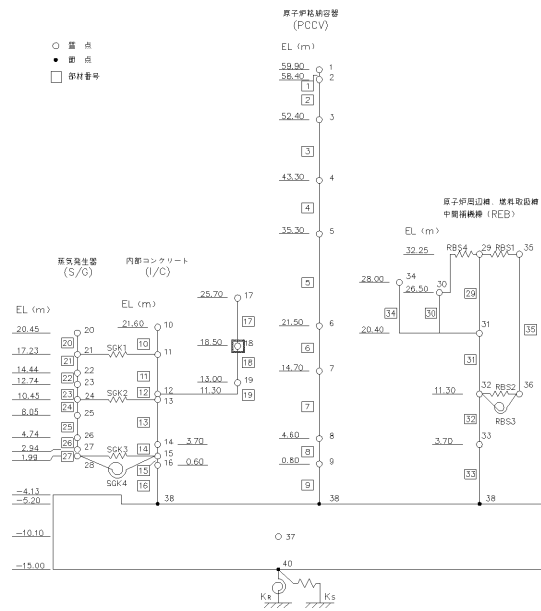
鉛直方向モデル図

第3-1図(17/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 25.70m IC17)

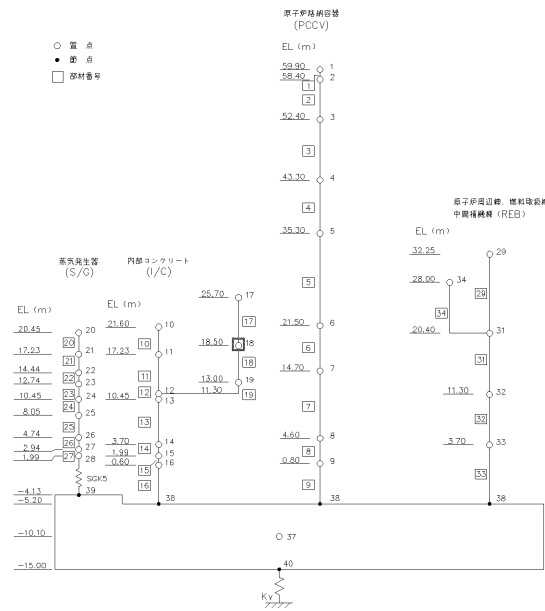


IC18 水平方向

IC18 鉛直方向

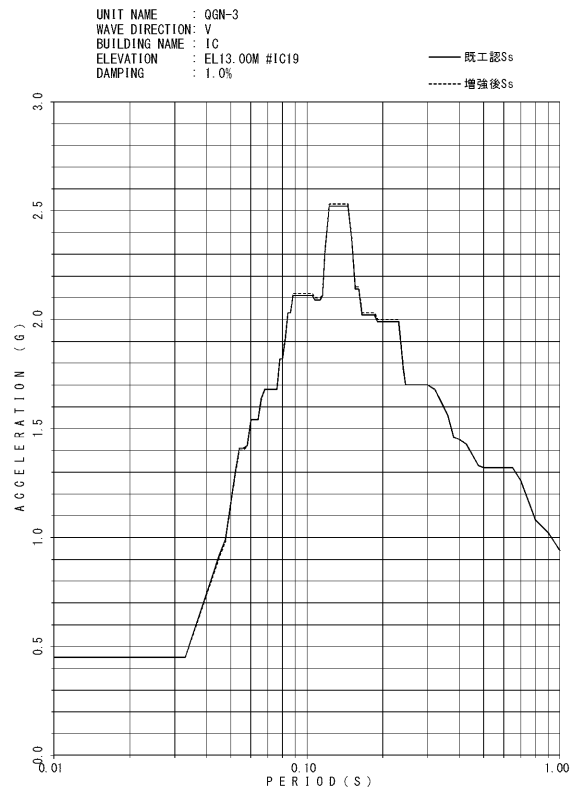
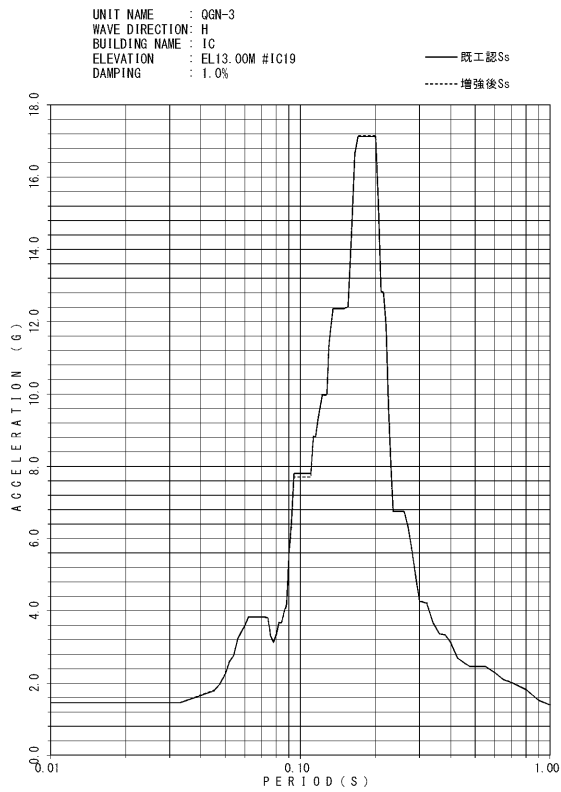


水平方向モデル図



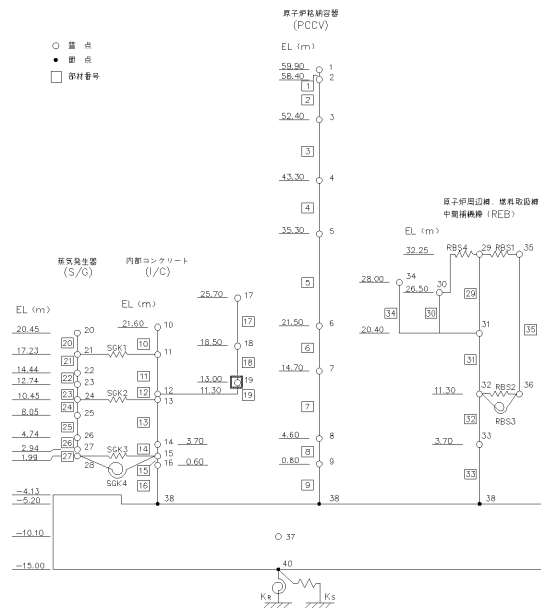
鉛直方向モデル図

第3-1図(18/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較
 (EL 18.50m IC18)

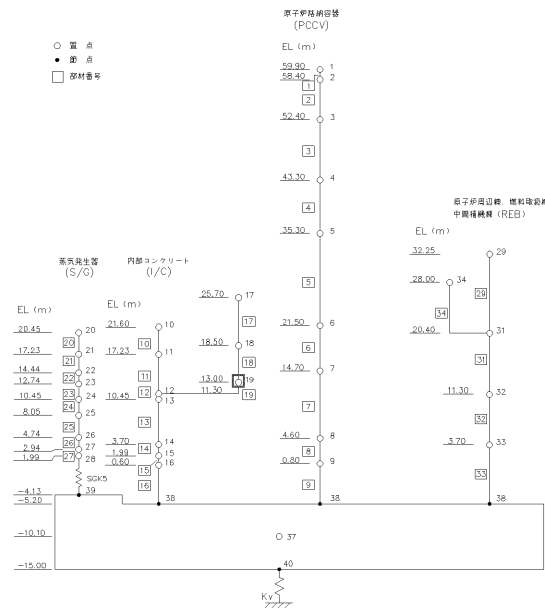


IC19 水平方向

IC19 鉛直方向

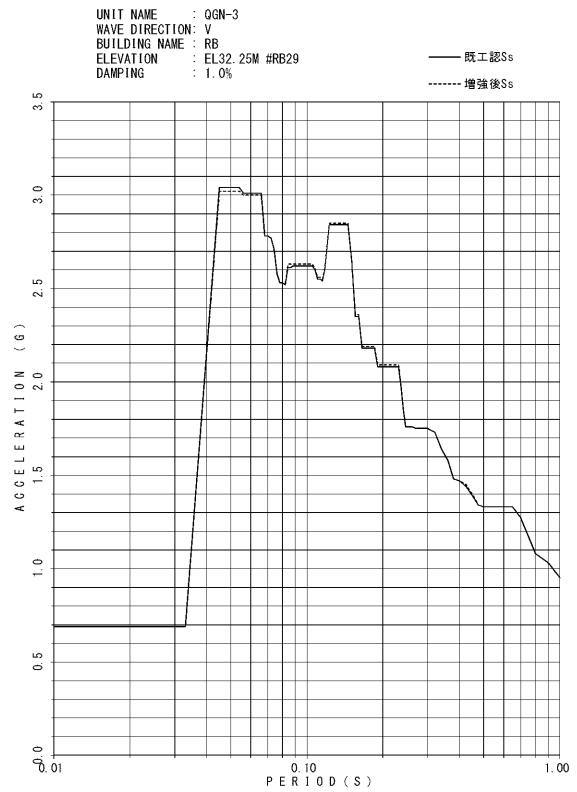
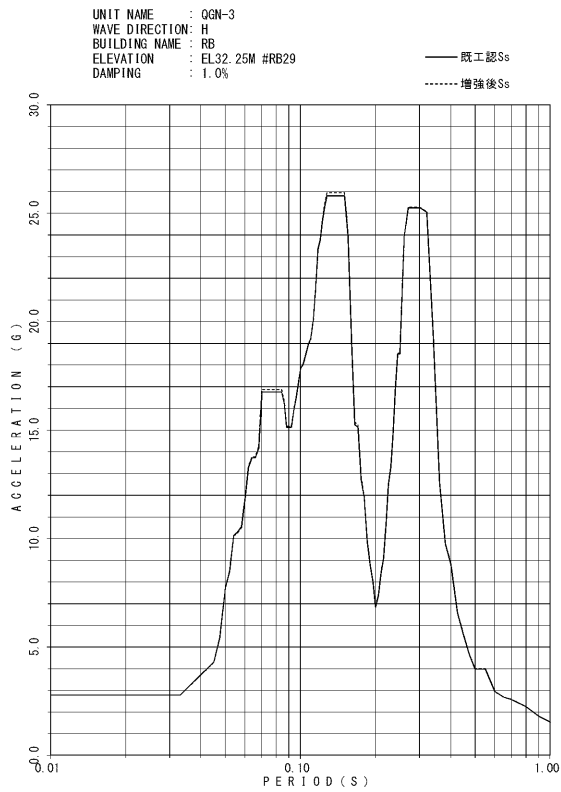


水平方向モデル図



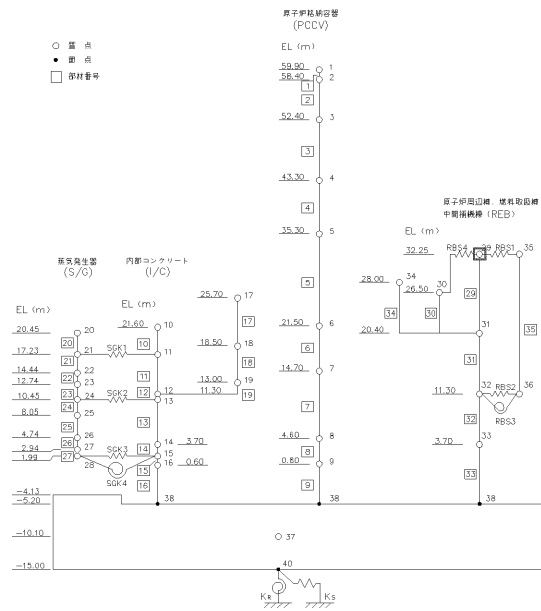
鉛直方向モデル図

第3-1図(19/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 13.00m IC19)

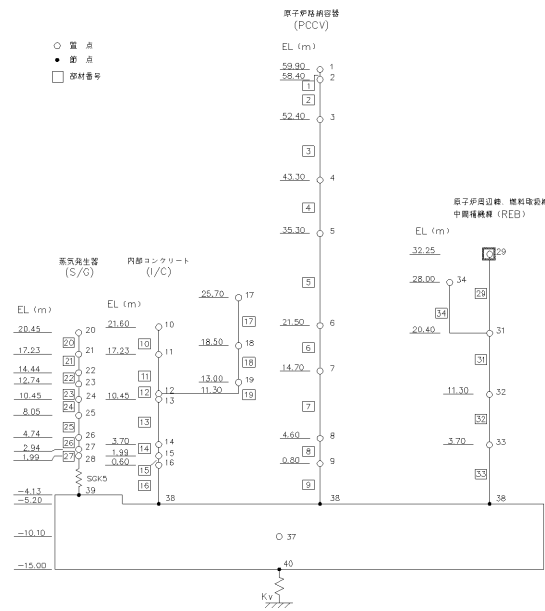


RB29 水平方向

RB29 鉛直方向

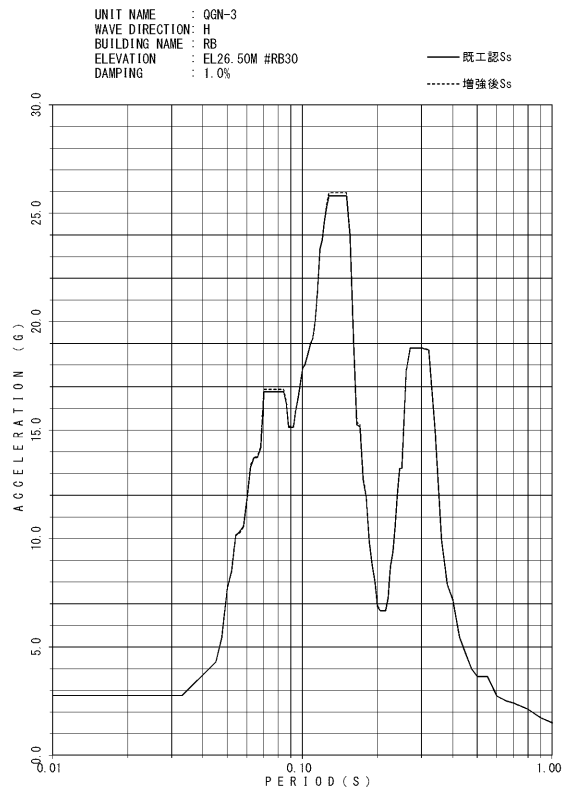


水平方向モデル図

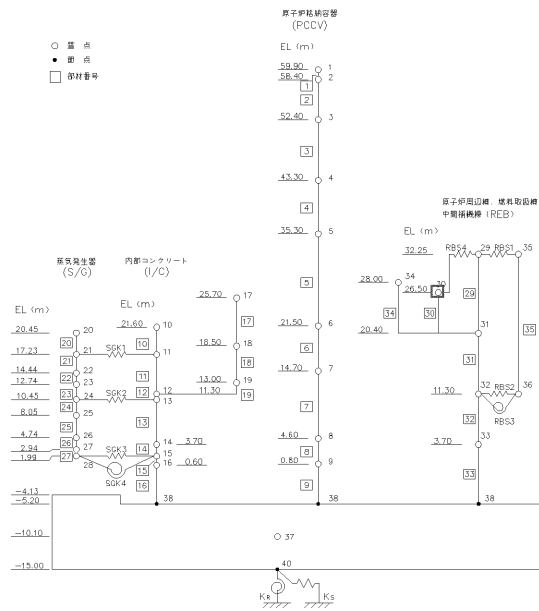


鉛直方向モデル図

第3-1図(20/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 32.25m RB29)

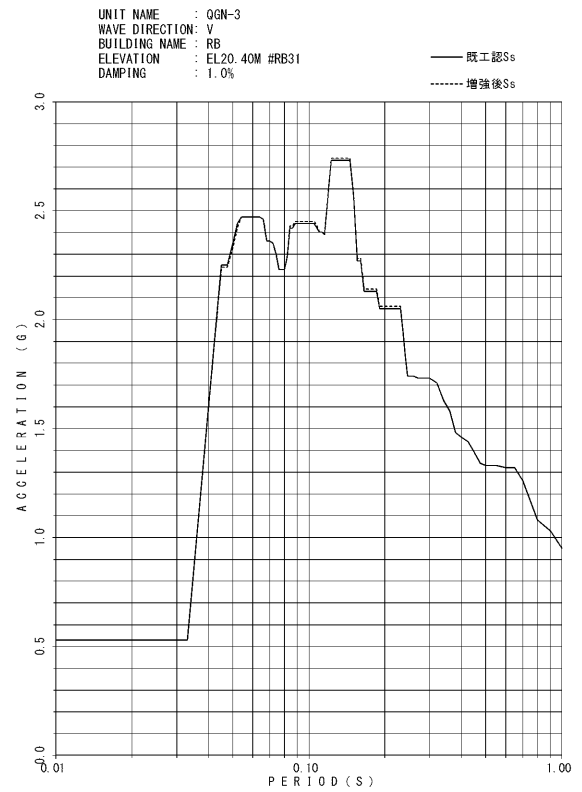
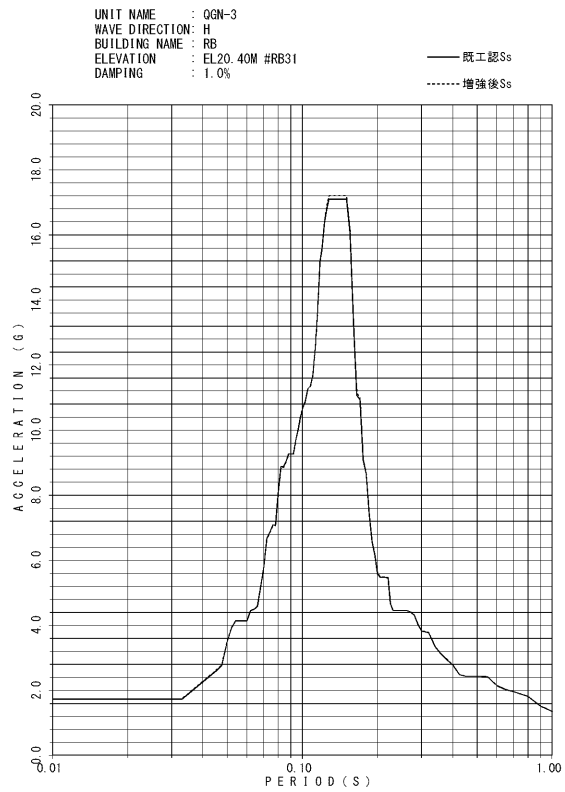


RB30 水平方向



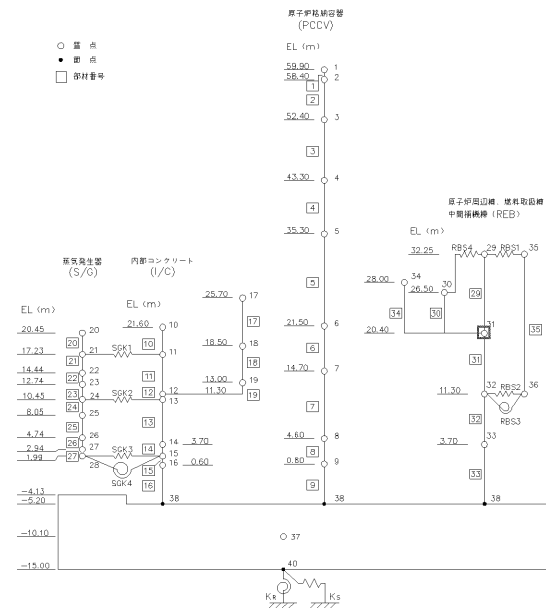
水平方向モデル図

第3-1図(21/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 26.50m RB30)

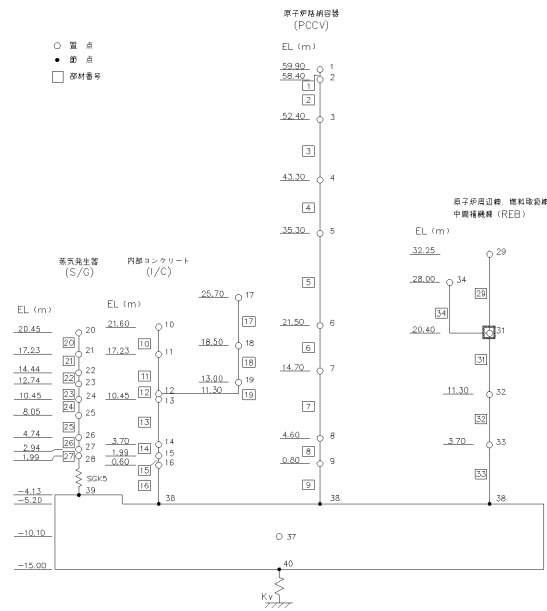


RB31 水平方向

RB31 鉛直方向

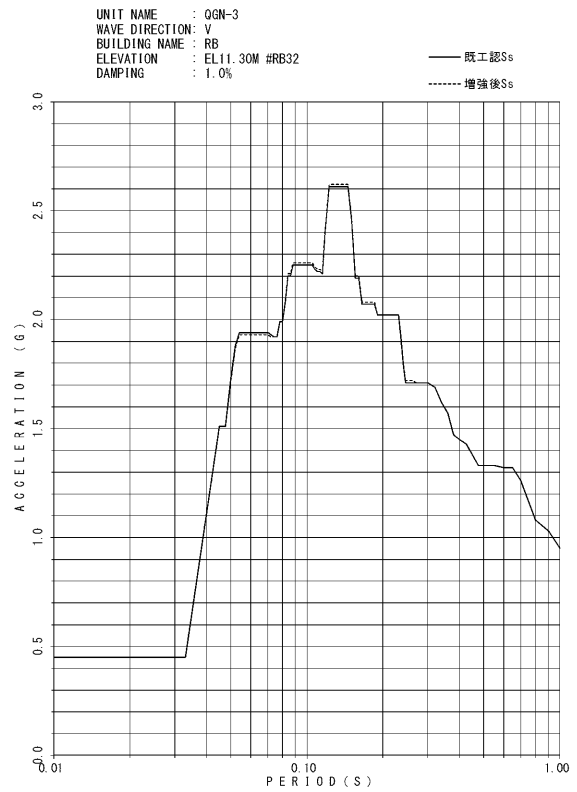
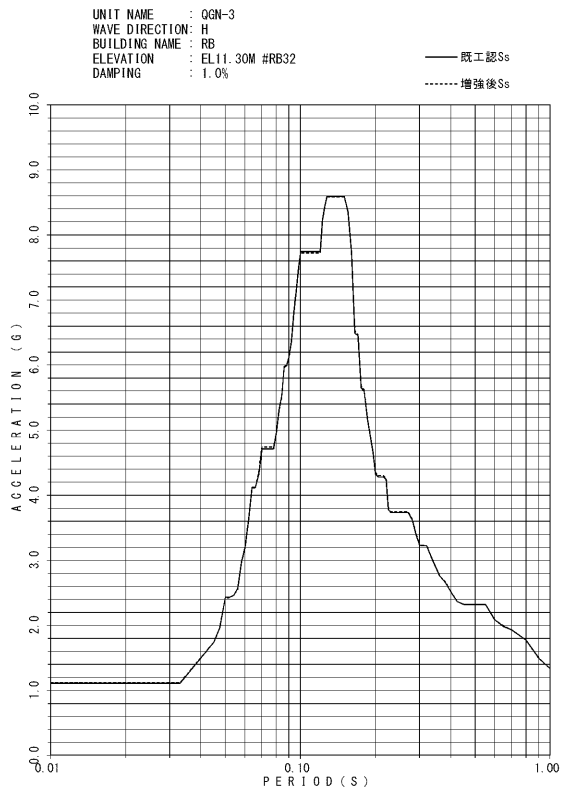


水平方向モデル図



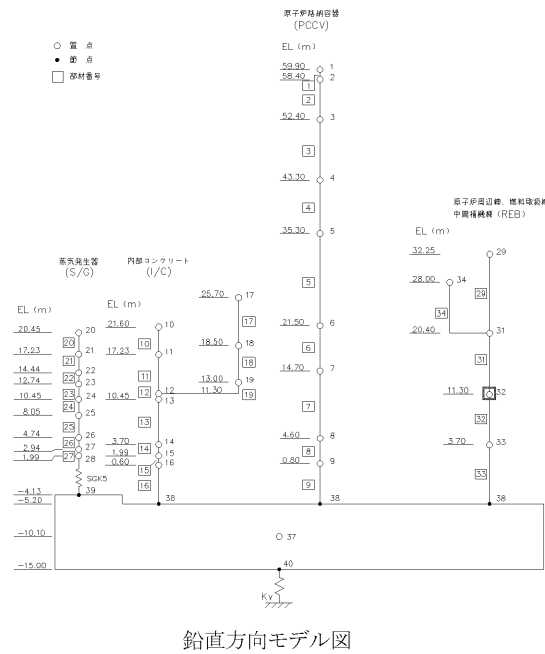
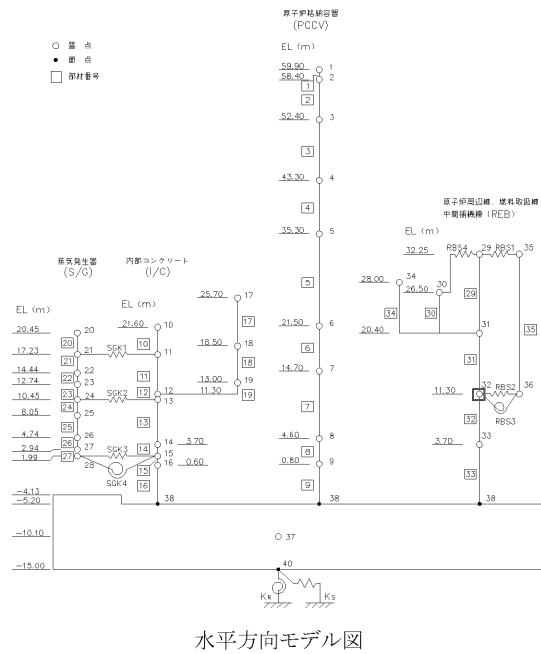
鉛直方向モデル図

第3-1図(22/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 20.40m RB31)

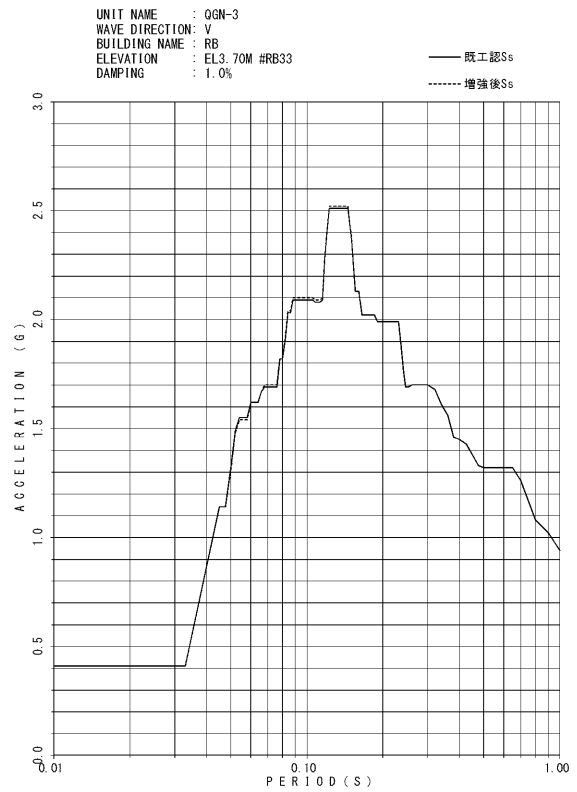
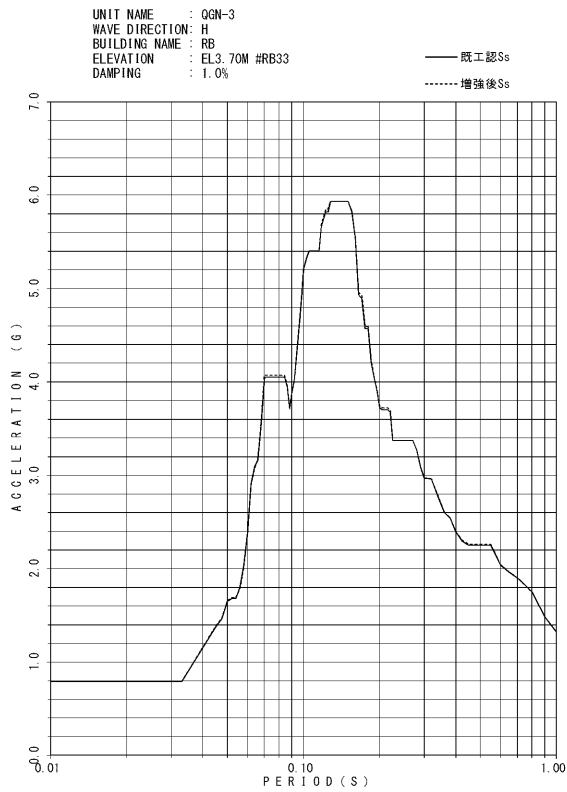


RB32 水平方向

RB32 鉛直方向

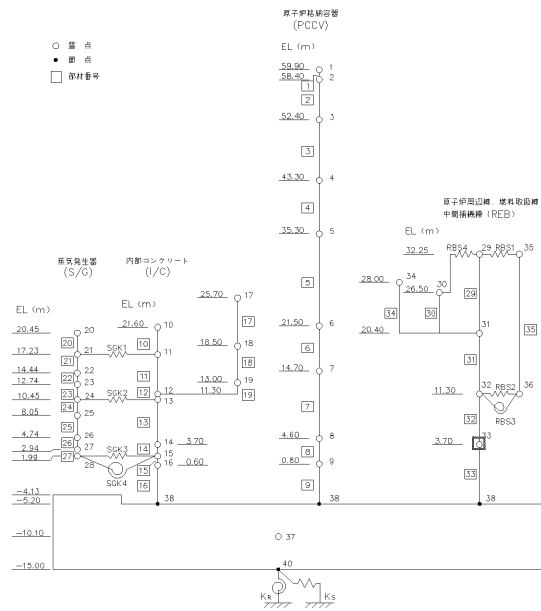


第3-1図(23/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 11.30m RB32)

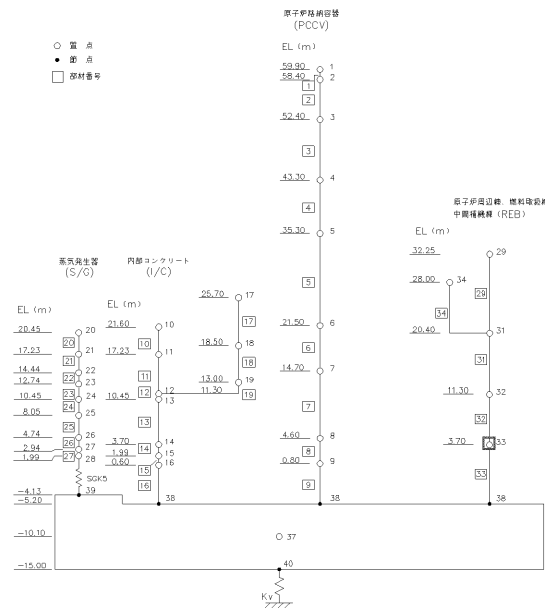


RB33 水平方向

RB33 鉛直方向

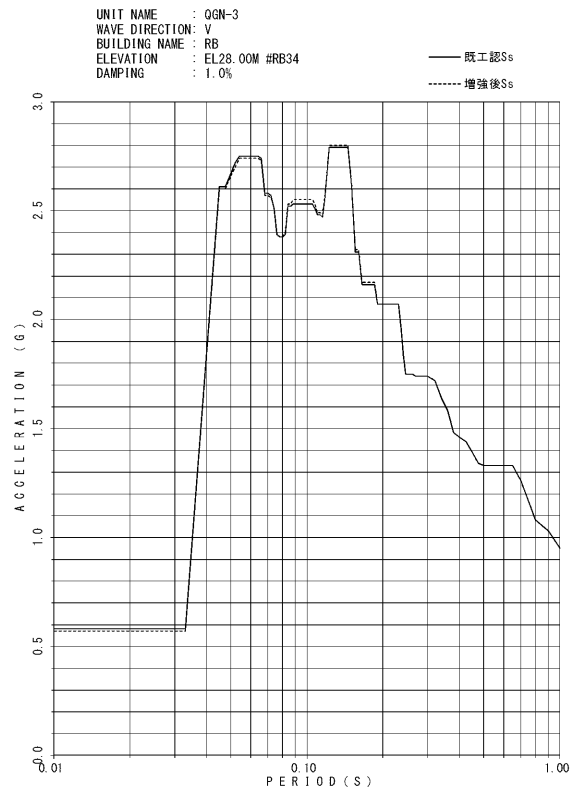
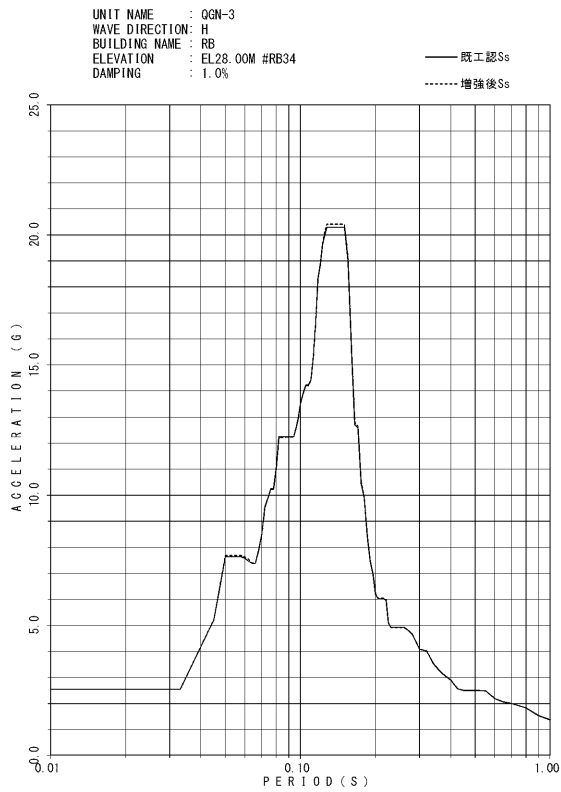


水平方向モデル図



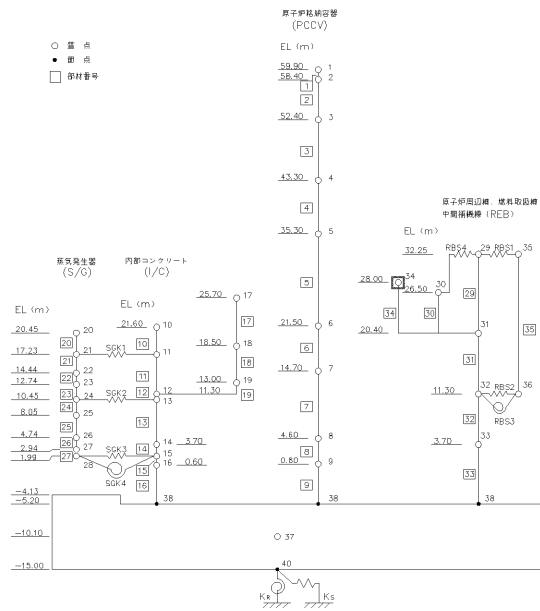
鉛直方向モデル図

第3-1図(24/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 3.70m RB33)

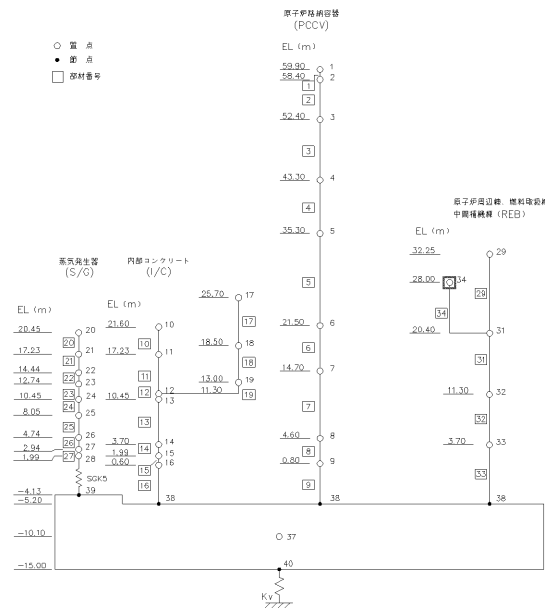


RB34 水平方向

RB34 鉛直方向

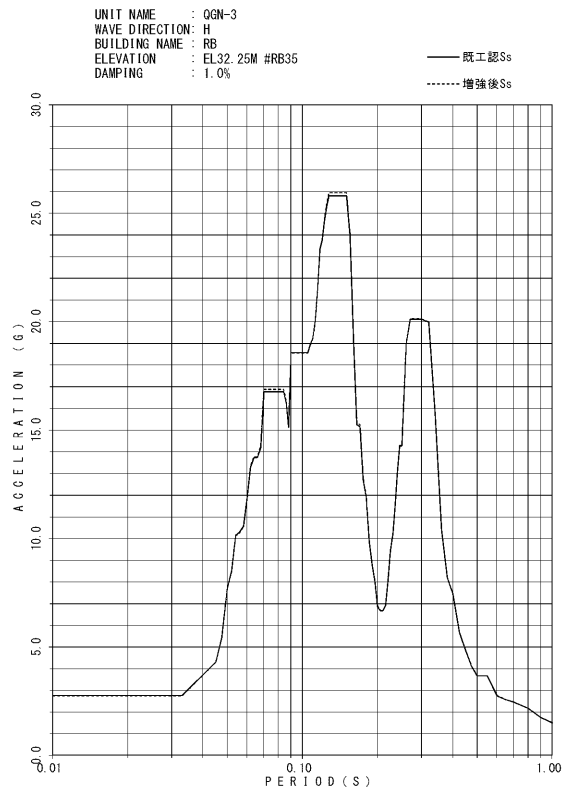


水平方向モデル図

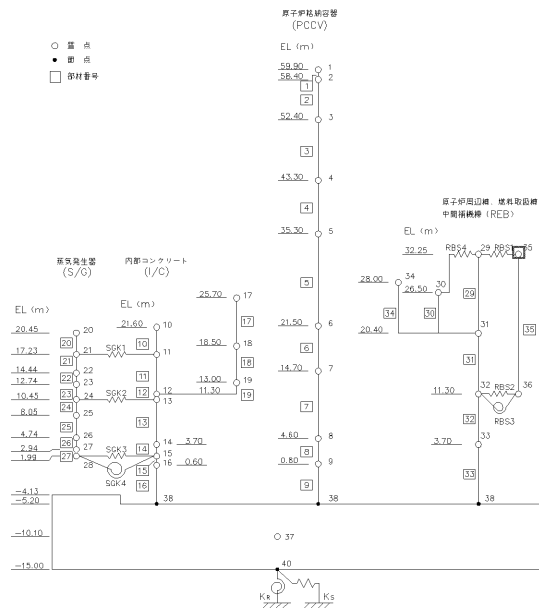


鉛直方向モデル図

第3-1図(25/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 28.00m RB34)

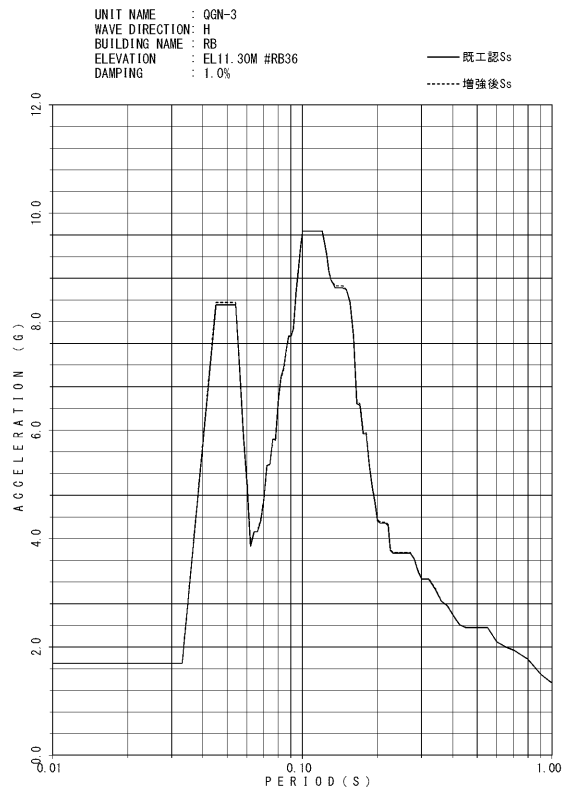


RB35 水平方向

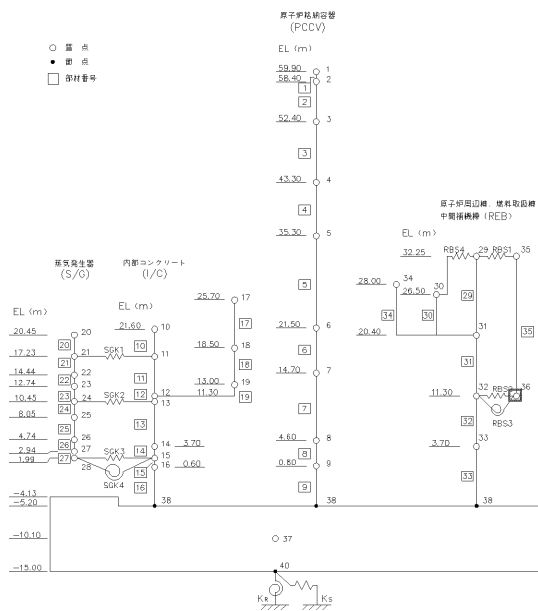


水平方向モデル図

第3-1図(26/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 32.25m RB35)

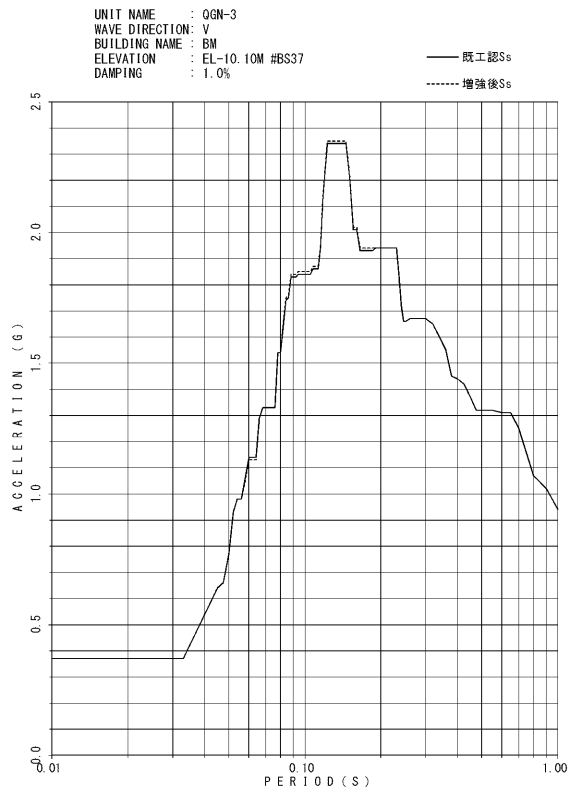
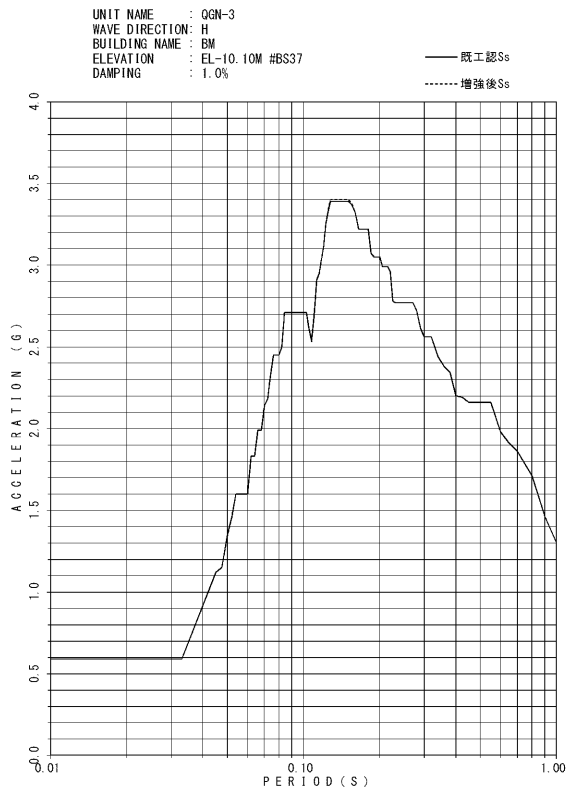


RB36 水平方向



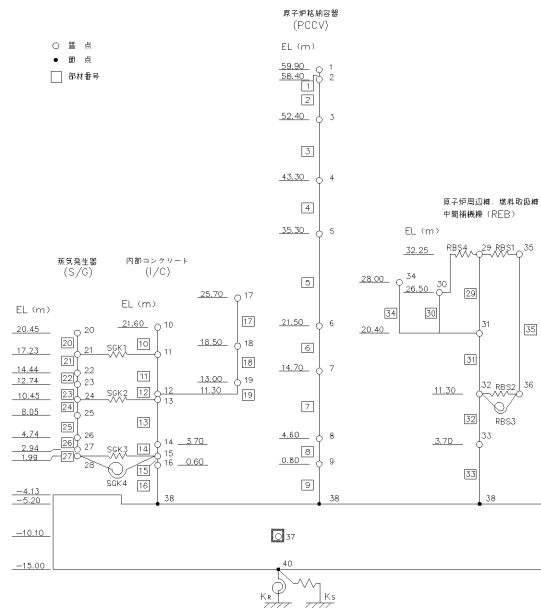
水平方向モデル図

第3-1図(27/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL 11.30m RB36)

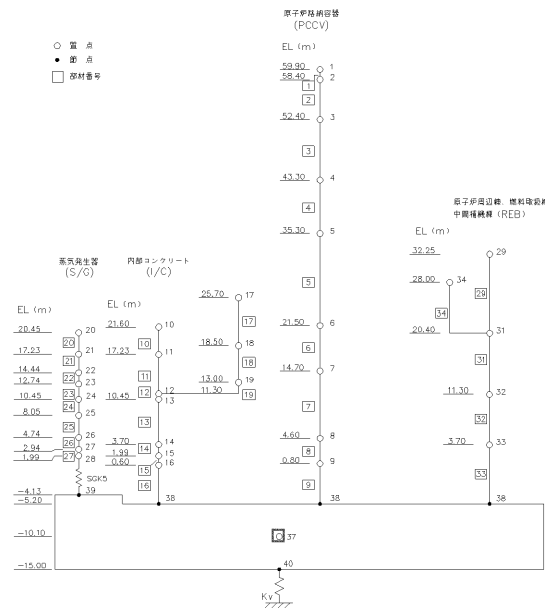


BS37 水平方向

BS37 鉛直方向

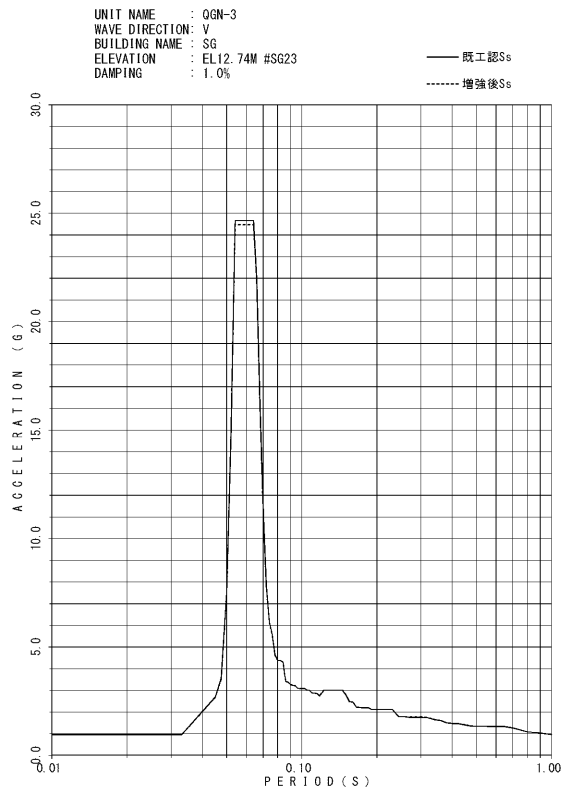
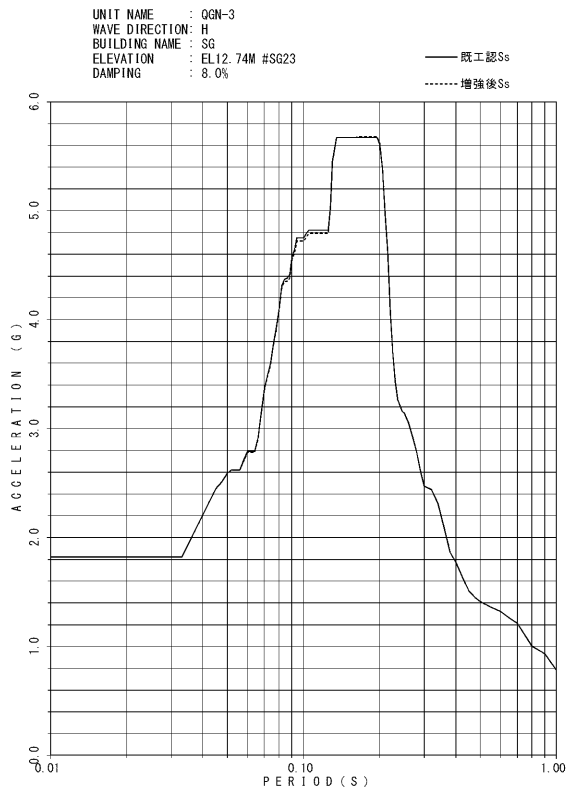


水平方向モデル図



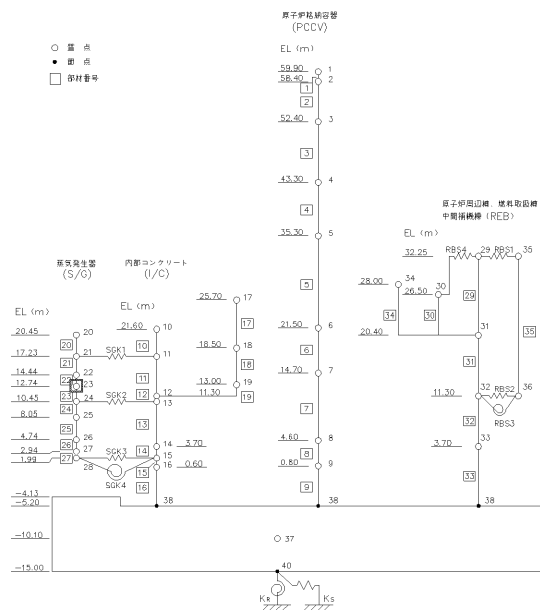
鉛直方向モデル図

第3-1図(28/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較 (EL -10.10m BS37)

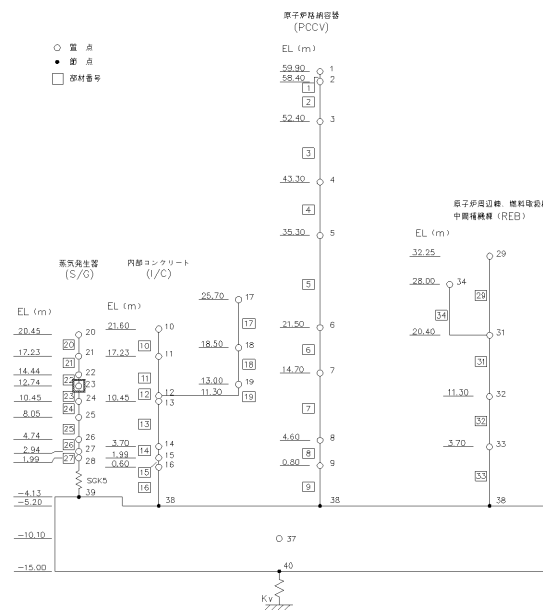


SG23 水平方向

SG23 鉛直方向



水平方向モデル図



鉛直方向モデル図

第3-1図(29/29) 既工認 Ss とリラッキング後 Ss の設計用床応答曲線の比較
 (EL 12.74m SG23)

第3-1表 既工認Ssとリラッキング後Ssの質点毎の最大比率

建屋	質点番号	質点高さ EL.(m)	リラッキング後Ss/既工認Ss	
			水平	鉛直
原子炉 格納容器	PC01	59.90	1.003	1.008
	PC02	58.40	1.003	1.006
	PC03	52.40	1.003	1.008
	PC04	43.30	1.007	1.009
	PC05	35.30	1.005	1.010
	PC06	21.50	1.005	1.013
	PC07	14.70	1.005	1.006
	PC08	4.60	1.006	1.010
	PC09	0.80	1.008	1.008
内部 コンクリート	IC10	21.60	1.005	1.007
	IC11	17.23	1.003	1.007
	IC12	11.30	1.004	1.007
	IC13	10.45	1.009	1.006
	IC14	3.70	1.005	1.007
	IC15	1.99	1.005	1.007
	IC16	0.60	1.006	1.007
	IC17	25.70	1.003	1.006
	IC18	18.50	1.003	1.006
	IC19	13.00	1.012	1.006
原子炉周辺棟 燃料取扱棟 中間補機棟	RB29	32.25	1.008	1.008
	RB30	26.50	1.008	—
	RB31	20.40	1.008	1.006
	RB32	11.30	1.010	1.006
	RB33	3.70	1.008	1.006
	RB34	28.00	1.010	1.008
	RB35	32.25	1.008	—
	RB36	11.30	1.008	—
基礎	BS37	—10.10	1.004	1.007
蒸気発生器	SG23	12.74	1.002	1.008

4. まとめ

以上のとおり、リラッキングに伴い、玄海原子力発電所第3号機の使用済燃料ラックの重量増による、既工認で確認している建物・構築物及び基礎地盤並びに機器・配管系の耐震性への影響はないことを確認した。

補足説明資料 3-2

既工認との耐震評価手法及び条件の整理一覧

1. 使用済燃料ピット及び使用済燃料ラック等の耐震評価について

本資料は、今回申請した工事計画認可申請書 添付資料 6「耐震性に関する説明書」（以下「今回工認」という。）にて評価した手法及び条件と既認可（新規制基準対応工認（他電力含む））の手法及び条件を比較し、整理したものである。

以下に、整理した表に用いている用語及び記号の定義を示す。

（1）用語の定義

- 運転状態Ⅰ : 発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。ここで通常運転とは、運転計画等で定める起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転をいう。
- 運転状態Ⅱ : 運転状態Ⅰから逸脱した運転状態であって、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ、運転状態Ⅴ及び試験状態以外の状態をいう。
「試験状態」とは、耐圧試験により原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。
- 運転状態Ⅲ : 発電用原子炉施設の故障、異常な作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる運転状態をいう。
- 運転状態Ⅳ : 発電用原子炉施設の安全性を評価する観点から異常な状態を想定した運転状態をいう。
- 運転状態Ⅴ : 発電用原子炉施設が重大事故に至るおそれがある事故、又は重大事故の状態、重大事故等対処施設の機能が必要とされる運転状態をいう。

(2) 記号の定義

(建物・構築物) 使用済燃料ピット

D	: 固定荷重
L	: 積載荷重
H	: 水圧荷重
R	: ラック荷重
E	: 土圧荷重
K	: 地震荷重
T	: 温度荷重

(機器・配管系) 使用済燃料ラック及び破損燃料ラック

D	: 死荷重
P _D	: 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む）、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
M _D	: 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲ及び地震従属事象として運転状態Ⅳに包絡する状態がある場合にはこれを含む）、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
P _{SAD}	: 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた設計圧力による荷重
M _{SAD}	: 重大事故等時の状態（運転状態Ⅴ）における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた機械的荷重
S _d	: 弾性設計用地震動S _d により定まる地震力又はSクラス設備に適用される静的地震力
S _s	: 基準地震動S _s により定まる地震力
Ⅲ _{AS}	: JSME S NC1の供用状態C相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
Ⅳ _{AS}	: JSME S NC1の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態
V _{AS}	: 運転状態Ⅴ相当の応力評価を行う許容応力状態を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力の制限を加えた許容応力状態

既工認との耐震評価手法の整理一覧

設備名称		評価部位 (今回工認で耐震評価上最も厳しい部位)	応力分類	既工認と今回工認時との比較										備考
				解析手法 (公式等による評価、スペクトルモーダル解析、時刻歴解析他)		解析モデル		減衰定数		荷重の組合せ (許容応力状態)				
				○: 同じ ●: 異なる	相違内容	○: 同じ ●: 異なる	相違内容	○: 同じ ●: 異なる	相違内容	○: 同じ ●: 異なる	相違内容			
原子炉格納容器及び原子炉周辺建屋	使用済燃料ピット	壁底版	軸力+曲げモーメント せん断力 軸力	○	既工認 (応答解析)時刻歴応答解析 (直接積分法) (応力解析)FEM解析	○ (注)	既工認 (応答解析)並列質点系モデル (応力解析)FEMモデル	○	既工認 (水平)RC:5%、 PCCV:3%、S/G:3% (鉛直)RC:5%、 PCCV:3%、S/G:1%	○	既工認 (DB)D+L+H+R+E+K+T (SA)D+L+H+R+E+K+T	(注) 使用済燃料ラック重量増を踏まえ、質点33の重量を 3.35×10^5 (kN) から 3.41×10^5 (kN) に変更。		
				○	今回工認 (応答解析)時刻歴応答解析 (直接積分法) (応力解析)FEM解析	○	今回工認 (応答解析)並列質点系モデル (応力解析)FEMモデル	○	今回工認 (水平)RC:5%、 PCCV:3%、S/G:3% (鉛直)RC:5%、 PCCV:3%、S/G:1%	○	今回工認 (DB)D+L+H+R+E+K+T (SA)D+L+H+R+E+K+T			
使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料ラック及び破損燃料ラック	取付ボルト	せん断応力	○	既工認 (応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公式等による評価	○	既工認 (応答解析)2次元はりモデル (応力解析)モデルなし	○	既工認 (水平)1.0% (鉛直)1.0%	○	既工認 (DB)D+P _D +M _D +S _D (III _A S) D+P _D +M _D +S _S (IV _A S) (SA)D+P _D +M _D +S _S (IV _A S) (注) D+P _{SAD} +M _{SAD} +S _S (V _A S)	(注) 「D+P _{SAD} +M _{SAD} +S _S 」の評価に包絡されるため、評価結果の記載を省略する。		
				○	今回工認 (応答解析)スペクトルモーダル解析 (応力解析)公式等による評価	○	今回工認 (応答解析)2次元はりモデル (応力解析)モデルなし	○	今回工認 (水平)1.0% (鉛直)1.0%	○	今回工認 (DB)D+P _D +M _D +S _D (III _A S) D+P _D +M _D +S _S (IV _A S) (SA)D+P _D +M _D +S _S (IV _A S) (注) D+P _{SAD} +M _{SAD} +S _S (V _A S)			

既工認との耐震評価条件の整理一覧（使用済燃料ピット）

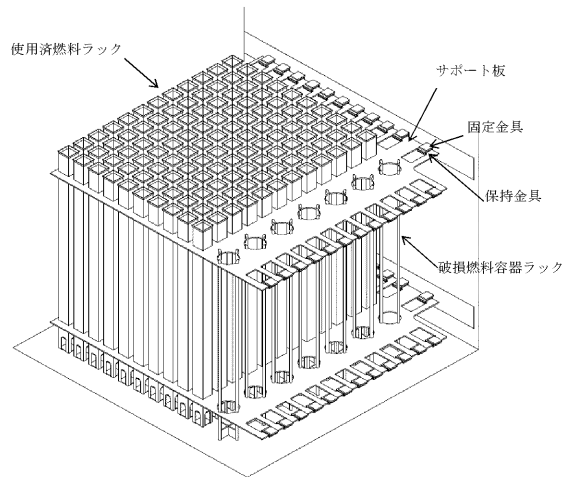
添付書類リスト		項目		新規制工認とリラッキング工認との差異理由			
耐震性に関する説明書	添付資料 6-3 リラッキング工認 原子炉格納容器及び 原子炉周辺建屋の 地震応答解析	質点重量	質点33		リラッキングによる重量増を反映		
		地盤ばねの 減衰係数	水平ばね	NS方向		新規制工認モデルとリラッキング工認モデル（リラッキングによる重量増を反映）の固有値解析結果の差異を反映	
				EW方向			
			回転ばね	NS方向			
				EW方向			
		鉛直ばね					
		復元力特性 (せん断)	部材番号 33	NS方向	τ_1		リラッキングによる重量増により圧縮応力度の増加を反映
					γ_1		
					τ_2		
				EW方向	γ_2		
τ_3							
γ_3							
復元力特性 (曲げ)	部材番号 33	NS方向	M_1	リラッキングによる重量増により圧縮応力度の増加を反映			
			ϕ_1				
			M_2				
		EW方向	ϕ_2				
			M_3				
			ϕ_3				
浮上り限界モーメント	NS方向		リラッキングによる重量増を反映				
EW方向							
添付資料 6-7-1 使用済燃料ピットの 耐震計算方法	使用済燃料ピットの 耐震計算方法	長期ラック反力荷重			ラックの仕様変更を反映		
		Sd地震荷重	NS方向		新規制工認モデルとリラッキング工認モデルの地震応答解析結果の差異を反映		
			EW方向				
			UD方向				
		Ss地震荷重	NS方向				
			EW方向				
			UD方向				
		地震時動水圧荷重	NS方向				
			EW方向				
		地震時ラック反力荷重					
		温度荷重 (γ 発熱量) ※1	使用済燃料ピットA	北壁		新規制工認時	リラッキング工認時
				東壁		$5.3 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$	$5.3 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$ ($6.9 \times 10^{-5} \text{w/cm}^3$)
				南壁		$4.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$	$4.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$ ($1.2 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$)
				西壁	$4.9 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$	$4.9 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$ ($1.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$)	
使用済燃料ピットB	北壁			$4.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$	$4.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$ ($1.2 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$)		
	東壁			$4.9 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$	$4.9 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$ ($1.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$)		
	南壁			$4.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$	$4.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$ ($1.2 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$)		
	西壁			$9.3 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$	$9.3 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$ ($2.5 \times 10^{-5} \text{w/cm}^3$)		
		$4.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$	$4.5 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$ ($1.2 \times 10^{-4} \text{w/cm}^3$)				

※1 各壁の表面における温度荷重 (γ 発熱量) を記載。

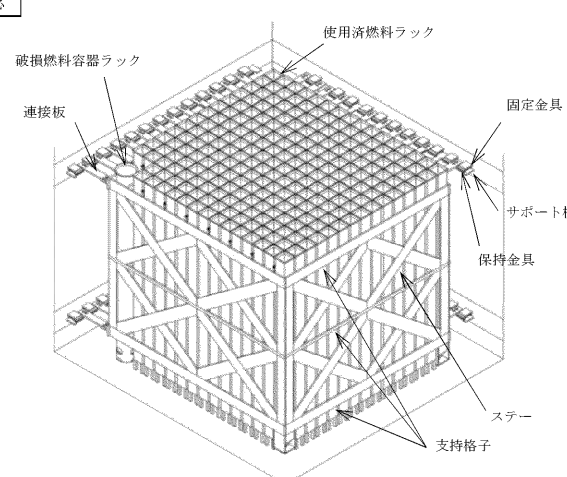
既工認との耐震評価条件の整理一覧（使用済燃料ラック及び破損燃料容器ラック）

評価対象設備		項目	○:同じ ●:異なる	新規制工認	リラッキング工認	補足説明	
設 備	機 器 名 称 / 評 価 部 位						
使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料ラック及び破損燃料容器ラック	適用規格	●	JSME S NC1-2005/2007	JSME S NJ1-2012 JSME S NC1-2012	年度版が異なる。2012年度版では材料規格が別冊となったためJSME S NJ1-2012を追加。	
		温度	○	(DB)65℃ (SA)100℃	(DB)65℃ (SA)100℃	—	
	使用済燃料ラック	使用済燃料ラックセル重量	●	以下の重量の合計 ラックセル質量 [] 内部水質量 [] 付加水質量 []	以下の重量の合計 ラックセル質量 [] 内部水質量 [] 付加水質量 []	ラックセルの形状が異なるため重量も異なる。	
	破損燃料容器ラック	破損燃料容器ラックセル重量	●	—	以下の重量の合計 ラックセル質量 [] 内部水質量 [] 付加水質量 [] 破損燃料容器質量 [] 破損燃料内部水質量 [] 破損燃料容器付加水質量 []	新規制工認では、使用済燃料ラックの評価に包絡されるとして評価を省略していたが、リラッキングに伴い使用済燃料ラックの評価で包絡できない構造となることから評価対象とする。	
		材料	●	全評価箇所：SUS304	使用済燃料ラックセル：ボロン添加ステンレス鋼 取付ボルト：SUS630 上記以外：SUS304	リラッキングによって稠密化を目的にラックセルにボロン添加ステンレス鋼を使用。また、サポート板との接続部の取付ボルトにSUS630を使用。	
		燃料集合体質量	○	[]	[]	—	
		材料物性	○	(縦弾性係数)191,800MPa (ポアソン比)0.3 (ステンレス鋼の密度) 7.93×10^{-6} kg/mm ³	(縦弾性係数)191,800MPa (ポアソン比)0.3 (ステンレス鋼の密度) 7.93×10^{-6} kg/mm ³	ボロン添加ステンレス鋼の物性値は保守的にSUS304と同じとする。	
	使用済燃料ラック及び破損燃料容器ラック	ほう酸水の密度	○	1.01×10^{-6} kg/mm ³	1.01×10^{-6} kg/mm ³	—	
		固有値解析結果	●	(1次固有振動数)20.15Hz	(1次固有振動数：ブロックA)26.66Hz (1次固有振動数：ブロックH)26.65Hz	リラッキングにより、ラック構造が上中下3段の支持格子をステーで補強し、上下2段の接続板等により、使用済燃料ピット壁面に支持する構造となっており1次固有振動数が高くなっている。	
		FRS	●	(基準地震動Ss) 床応答曲線 (Ss1~Ss5) の水平方向及び鉛直方向の包絡波 (弾性設計用地震動Sd) Ssに対する応力評価結果がSdの許容限界を満足するため評価省略	(基準地震動Ss) 床応答曲線 (Ss1~Ss5) の水平方向及び鉛直方向の包絡波 (弾性設計用地震動Sd) 床応答曲線 (Sd1~Sd5) の水平方向及び鉛直方向の包絡波	リラッキングによる建屋重量増を考慮したFRSを用いている。	
	各質点・部材の地震荷重の設定	○	各評価部位を構成する質点に生じる荷重の最大値を地震荷重とする。	各評価部位を構成する質点に生じる荷重の最大値を地震荷重とする。	—		
使用済燃料貯蔵設備	使用済燃料ラック	ラックセル	●	(ブロックE NS) せん断荷重132016N 曲げモーメント132777N・m	(ブロックA NS) せん断荷重42577N 曲げモーメント28714N・m	新規制工認は上下2か所のサポート板による単純支持構造であるのに対し、リラッキング工認では3段の支持格子で支持及びサポートストラクチャの追加によりラックセルに生じる荷重が小さくなっている。	
		サポート部	●	(ブロックE NS) 貯蔵体数143体 1次モードの加速度1.963G 地震荷重1395835N	(ブロックA NS) 貯蔵体数210体(1.47倍) 1次モードの加速度1.294G(0.66倍) 地震荷重1690970N(1.21倍)	破損燃料容器ラックを含まないブロックAと比較 ・リラッキング工認は稠密化され貯蔵体数が増加し質量が大きい ・リラッキング工認は新規制工認に比べ固有振動数が高く、結果1次モードの加速度が小さい ・貯蔵体数比(1.47)×一次モードの加速度(0.66)×有効質量比(1.28)=1.24倍で地震荷重の1.21倍にほぼ一致。	
	使用済燃料ラック	応力評価部位	ラックセル	○	○ (裕度：7.06)	○ (裕度：25.62)	—
			サポート板	○	○ (裕度：3.32)	○ (裕度：2.16)	
			保持金具溶接部	○	○ (裕度：5.13)	○ (裕度：3.57)	
			ピット壁と固定金具の溶接部	○	○ (裕度：3.10)	○ (裕度：3.66)	
			固定金具と保持金具の溶接部	●	—	○ (裕度：2.62)	
			燃料集合体止め板溶接部	●	○ (裕度：6.55)	—	
			接続板	●	—	○ (裕度：2.38)	
			ボルトプレート	●	—	○ (裕度：2.38)	
			取付ボルト	●	—	○ (裕度：1.94)	
			ラックセル支持脚	●	—	○ (裕度：100.00)	
	支持格子	●	—	○ (裕度：10.78)			
	ステー	●	—	○ (裕度：8.91)			
	破損燃料容器ラック	ラックセル	ラックセル	●	—	○ (裕度：25.62)	リラッキング後に新設する部位であることから、評価対象とする。
ラックセル止め板溶接部			●	—	○ (裕度：4.37)		
ラックセル脚部			●	—	○ (裕度：20.40)		

新規制工認



リラッキング工認



補足説明資料 3-3

応力解析における応力平均化の考え方

目 次

	頁
1. 概 要	1
2. 応力平均化の基本方針	2
2.1 応力平均化範囲の設定	3
2.2 応力平均化の方法	12
3. 使用済燃料ピットの応力平均化の考え方	13
3.1 応力平均化を行った領域における断面の評価対象要素	13
3.2 応力平均化範囲	16
3.3 応力の平均結果	25
3.4 断面の評価	27
4. まとめ	31

1. 概 要

本資料は、玄海原子力発電所 3 号機の使用済燃料ピットの断面の評価における応力平均化について説明するものである。

3 次元 FEM モデルを用いた応力解析において、局所的に大きな応力が発生する要素には、当該要素における応力ではなく、周囲の複数の要素で平均化した応力に対して断面の評価を行っていることから、本資料では、複数の要素での応力平均化の考え方及びその結果を示す。

また、本資料は、以下の添付資料の補足説明をするものである。

- ・添付資料 6-8-1 「使用済燃料ピットの耐震計算結果」

2. 応力平均化の基本方針

玄海原子力発電所 3 号機の建物・構築物における応力解析による評価においては、評価対象部位及びその周辺を一定の範囲でモデル化した 3 次元 FEM モデルを作成し、当該 FEM モデルから算出された各要素の応力を用いて、断面の評価を行っている。FEM 要素の設定にあたっては、評価対象部位の寸法や想定される応力状態を踏まえ、応力分布を適切に表現できる要素サイズを設定することを基本とし、周辺に取り付く壁、床、基礎版、開口部等の配置から、必要に応じて要素サイズを更に細分化し、モデル化を行っている。

また、応力解析については、弾性剛性に立脚した弾性応力解析を行っていることから、実構造物でみられるような、応力が集中する部分でのひび割れの発生や、コンクリート及び鉄筋の塑性化による局所的な剛性低下に伴う応力の再配分は考慮されない。このため、鉄筋コンクリート構造体の不連続部や境界部・集中荷重の作用する部材などに局所的に大きな応力が生じる場合において、FEM 要素のサイズが小さい場合には、特定の FEM 要素に過大な応力が生じる場合が想定される。

一方、発電用原子炉施設における鉄筋コンクリート構築物については、一般的に面材で構成されていることから、局所的に応力の集中があったとしても、ひび割れ等による部分的な剛性低下により、応力は周辺に伝達され、応力の再配分が生じると考えられる。

以上より、玄海原子力発電所 3 号機の建物・構築物については、応力解析による断面の評価において、局所的な応力の集中がみられる場合には、周辺の応力等の状況を適切に把握した上で、応力の再配分を考慮した断面の評価を行う。

以下に、応力平均化の基本的な考え方を示す。

2.1 応力平均化範囲の設定

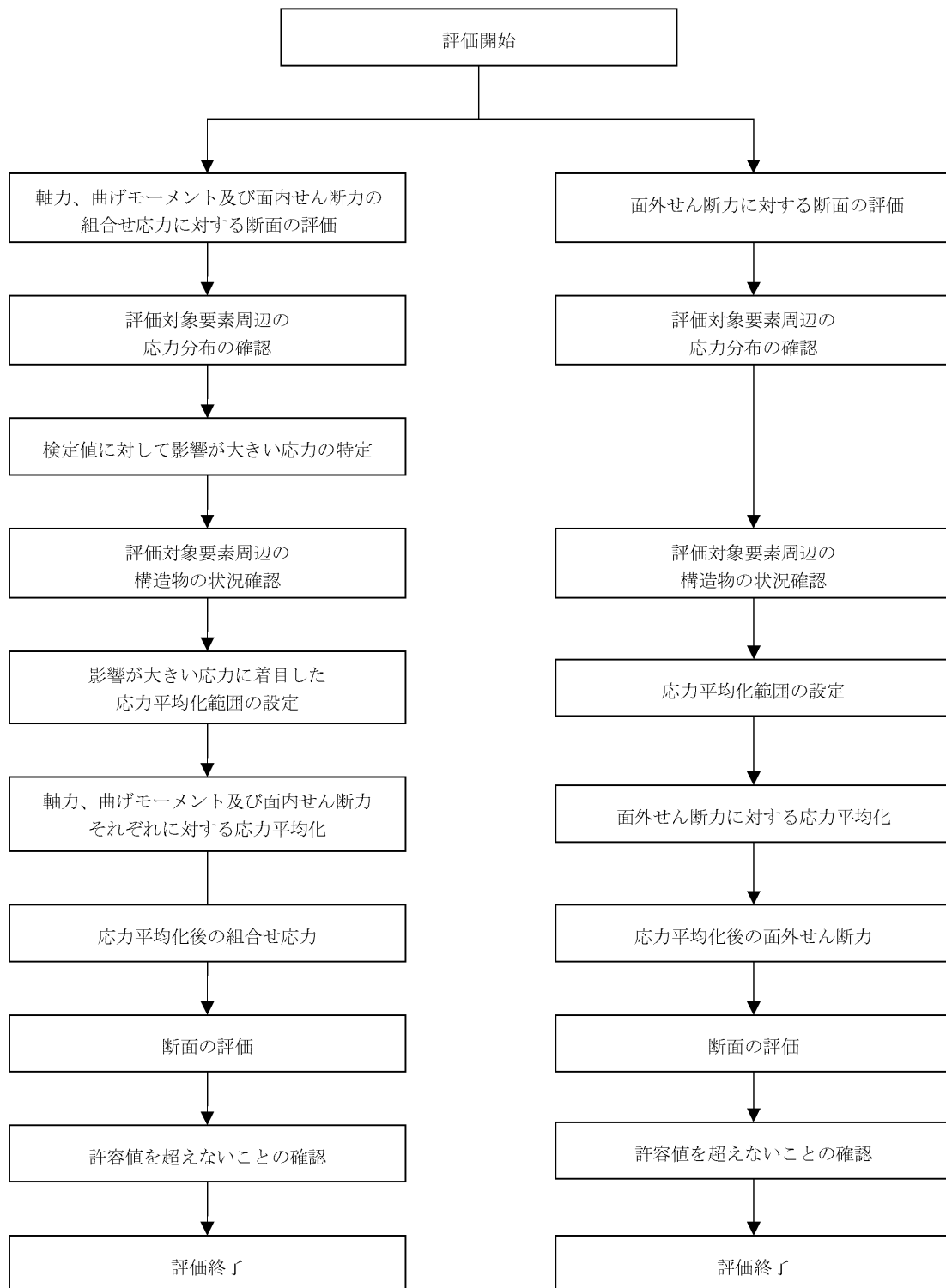
玄海原子力発電所 3 号機の断面の評価において、応力平均化は、軸力、曲げモーメント及び面内せん断力の組合せ応力に対する断面の評価、面外せん断力に対する断面の評価について行う。各建物・構築物について、応力平均化を行う部位及び応力成分を第 2-1 表に示す。

応力の平均化範囲は、軸力、曲げモーメント及び面内せん断力の組合せ応力に対する断面の評価、面外せん断力に対する断面の評価それぞれについて、応力集中がみられる FEM 要素、その周辺要素の応力分布、構造物の状況等を確認した上で、応力の再配分が考慮できると考えられる要素範囲を設定する。また、軸力、曲げモーメント及び面内せん断力の組合せ応力に対する応力平均化においては、組合せ応力のうち、断面の評価における検定値に対する影響が大きい応力に着目し、応力平均化範囲を設定する。

応力の平均化のフローを第 2-1 図に示す。

第 2-1 表 応力平均化を行う部位及び応力成分

建物・構築物	部 位	応力成分	添付資料番号
使用済燃料ピット	壁	面外せん断力	6-8-1



第 2-1 図 応力平均化のフロー

2.1.1 軸力、曲げモーメント及び面内せん断力の組合せ応力に対する断面の評価における応力平均化範囲

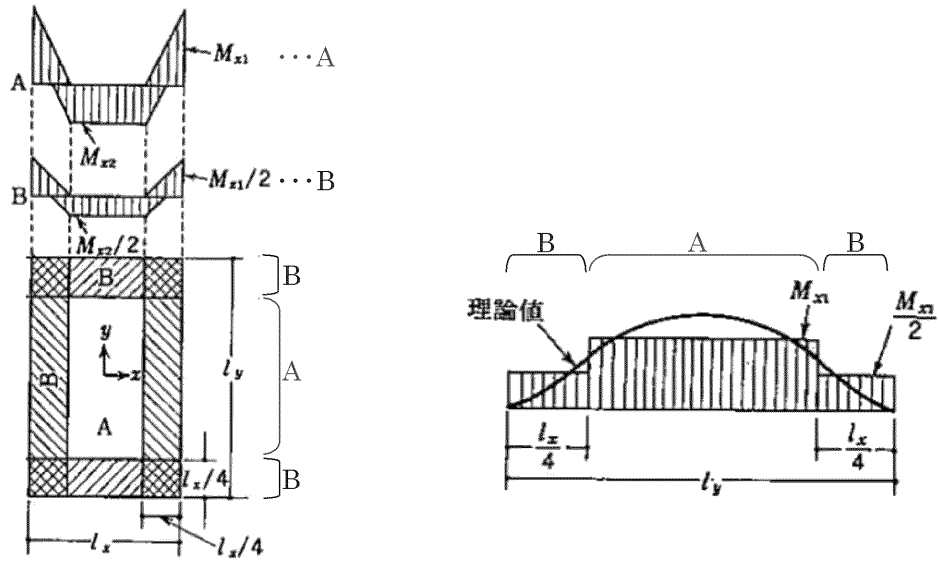
(1) 曲げモーメントが支配的な場合

開口部周りのように不連続になっている箇所、断面の大きい柱及び耐震壁周りに接続されている床、基礎等並びに当該 FEM モデルの要素サイズが小さい箇所において、局所的に面外曲げモーメントが卓越する場合があります。

鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説「許容応力度設計法」((社)日本建築学会、1999 改定) (以下「RC 規準」という。)
「9 条 長方形スラブ」の解説では、面材の面外曲げについて、「板の破損はある幅に対する平均曲げモーメントが、一定値に達したとき生じるという実験的事実 (H.Marcus の解釈) があり、局所的に M_{x1} (注：設計用曲げモーメント) が不足しても全体としての耐力が与えられていればスラブの安全性は保たれる」とされており、設計用曲げモーメントは周辺部にならして設定されている。RC 規準に示される模式図を第 2-2 図に示す。

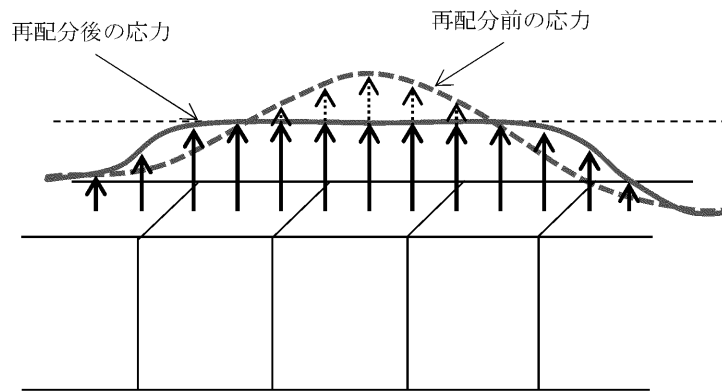
壁、床及び基礎版のような面材については、RC 規準に示されるように、ひび割れの発生やコンクリート及び鉄筋の塑性化による部分的な剛性低下により、鉄筋に生じる局所的な応力は、連続して配置されている周辺部の鉄筋に応力が再配分されると考えられる。鉄筋に対する応力平均化の考え方を第 2-3 図に示す。

以上より、曲げモーメントが支配的な場合においては、対象となる荷重の組合せケースについて、応力集中がみられる FEM 要素、その周辺要素の応力分布、構造物の状況等を確認した上で、応力の再配分が考慮できると考えられる隣接する要素範囲を同一の要素とみなすことを基本とし、応力の平均化範囲を設定する。



※RC 規準より抜粋・加筆

第 2-2 図 長方形スラブの設計用曲げモーメントの考え方



第 2-3 図 鉄筋に対する応力平均化の考え方

(2) 軸力又は面内せん断力が支配的な場合

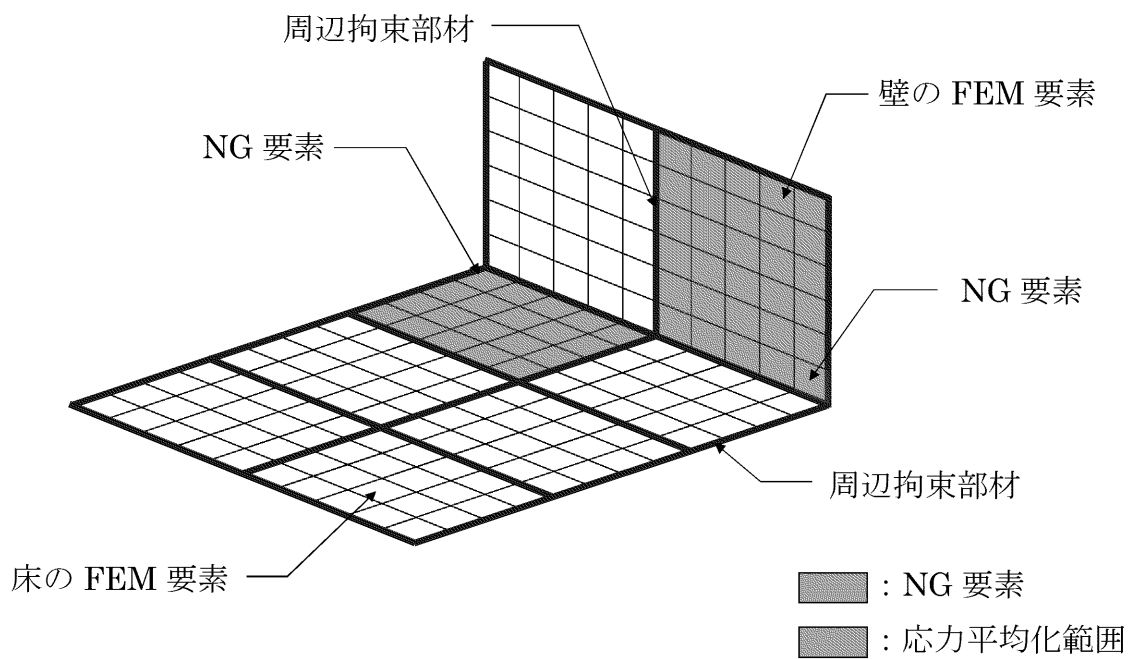
開口部周りのように不連続になっている箇所、断面の大きい部材に接続されている壁及び床の境界部並びに当該 FEM モデルの要素サイズが小さい箇所において、局所的に軸力や面内せん断力が卓越する場合がある。

発電用原子炉施設における鉄筋コンクリート構造物については、一般的に壁及び床のような面材で構成されており、壁及び床については、柱、はり等の周辺拘束部材に有効に拘束されていることから、軸力又は面内せん断力に対し、柱、はり等の周辺拘束部材により囲まれた 1 枚のパネルとして地震力に抵抗するものと考えられる。

以上より、軸力又は面内せん断力が支配的な場合においては、対象となる荷重の組合せケースについて、応力集中がみられる FEM 要素、その周辺要素の応力分布、構造物の状況等を確認した上で、柱、はり等の周辺拘束部材により囲まれた要素範囲を同一の要素とみなすことを基本とし、応力の平均化範囲を設定する。

但し、軸力又は面内せん断力に加えて、曲げモーメントの影響が大きいと考えられる場合は、「(1) 曲げモーメントが支配的な場合」に基づき、応力の平均化範囲を設定する。

軸力又は面内せん断力に対する応力平均化の考え方を第 2-4 図に示す。



第 2-4 図 軸力又は面内せん断力が支配的な場合における応力平均化の考え方

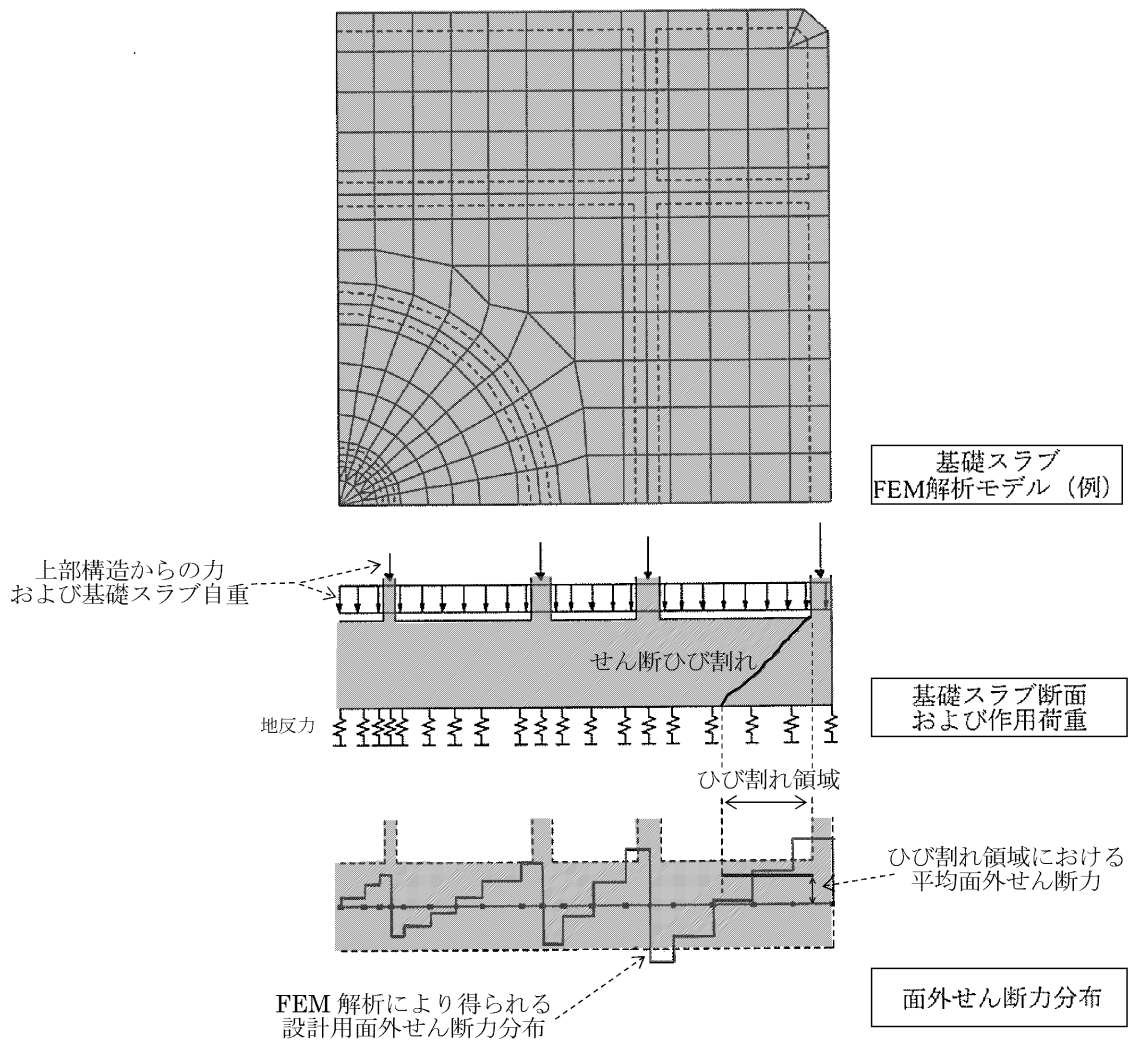
2.1.2 面外せん断力に対する断面の評価における応力平均化範囲

壁、床及び基礎版のような面材の境界部については、地震力に伴う引き抜き力や押し込み力の影響を受け、局所的に面外せん断力が卓越する場合がある。

「原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（（社）日本建築学会、2005 制定）」（以下「RC-N 規準」という。）においては、基礎のような大断面を有する面材の面外せん断力について、「基礎スラブの設計用応力は FEM 解析により算定し、断面設計はその要素応力を用いて行うことが一般的である。通常の場合、FEM 解析の要素サイズは、基礎スラブ版厚より小さいため、付図 2.2 に模式的に示されるように設計用面外せん断力は想定されるひび割れ領域での平均面外せん断力に対して大きめの評価になっているといえる。また、基礎スラブにおいても、耐震壁と同様、面材における面外せん断力の再配分も期待できる。」とされている。RC-N 規準に示される模式図を第 2-5 図に示す。

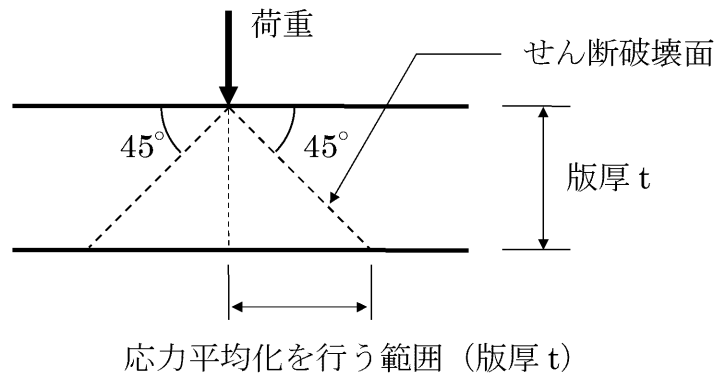
壁、床及び基礎版のような面材については、RC-N 規準に示されるように、面材に荷重が作用する位置に対して、せん断破壊面が 45 度の角度で進展すると考えられることから、せん断破壊面が面材の表面から裏面まで貫通する範囲、すなわち版厚の範囲に応力が再配分されると考えられる。面外せん断力に対する応力平均化の考え方を第 2-6 図に示す。

以上より、面外せん断力が支配的な場合においては、対象となる荷重の組合せケースについて、応力集中がみられる FEM 要素、その周辺要素の応力分布、構造物の状況等を確認した上で、荷重が作用する位置に対して、せん断破壊面を包絡する範囲を同一の要素とみなすことを基本とし、応力の平均化範囲を設定する。



※RC-N 規準 (付図 2.2) に加筆

第 2-5 図 基礎のような大断面を有する面材の設計用面外せん断力の考え方



第 2-6 図 面外せん断力が支配的な場合における応力平均化の考え方

2.2 応力平均化の方法

平均化応力は、応力平均化範囲の要素に対し下式によって算出する。

$$\text{平均化応力 } S' = \frac{\Sigma(S_i \times t_i \times A_i)}{\Sigma(t_i \times A_i)}$$

ここで、

S_i : 要素 i の発生応力 ^(注)

t_i : 要素 i の位置における部材断面の厚さ

A_i : 平均化範囲に含まれる要素 i の面積

(注) 3次元 FEM モデルによる応力解析において、部材の厚さ方向に対し要素分割を行う場合は、応力解析から得られた FEM 要素の応力を、軸力、曲げモーメント及び面外せん断力の断面力に変換した応力とする。

3. 使用済燃料ピットの応力平均化の考え方

3.1 応力平均化を行った領域における断面の評価対象要素

応力平均化を行う要素は、応力平均化の実施前後で応力及び検定値が変わることから、応力平均化を行う前の検定値を基に、応力平均化の対象とする要素を選定する。

応力平均化の対象とする要素を第 3-1 表及び第 3-2 表に示す。また、解析モデルを第 3-1 図、応力平均化の対象とする要素の要素位置図を第 3-2 図に示す。応力平均化前の応力分布及び検定値から、局所的に大きな面外せん断力が発生している壁の要素番号 1220（縦筋方向）及び要素番号 1292（横筋方向）を断面の評価対象要素とし、応力平均化及び応力平均化後の値に対する断面の評価を行う。

第 3-1 表 応力平均化要素（要素番号 1220）（面外せん断力）

(a) ケース No.319 縦筋方向

部位	領域	要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	平均化前検定値
V (壁)	9	1220	縦筋	2	Ⅲ	319 (注)	1.47	1.13	1.29

(注) 荷重の組合せケースは、 $D+L+H_0+E_0+R_0-1.0Kd_{NS}+0.4Kd_{UD}+1.0Hd_{NS}-0.4Hd_{UD}+1.0Ed_{NS}-1.0Rd_{NS}+0.4Rd_{UD}+T_w$

(b) ケース No.203 縦筋方向

部位	領域	要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	平均化前検定値
V (壁)	9	1220	縦筋	1	Ⅳ	203 (注)	1.77	1.51	1.17

(注) 荷重の組合せケースは、 $D+L+H_0+E_0+R_0-1.0Ks_{NS}+0.4Ks_{UD}+1.0Hs_{NS}-0.4Hs_{UD}+1.0Es_{NS}-1.0Rs_{NS}+0.4Rs_{UD}$

第3-2表 応力平均化要素（要素番号1292）（面外せん断力）

(a) ケース No.103 横筋方向

部位	領域	要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	平均化前検定値
V (壁)	9	1292	横筋	1	Ⅲ	103 (注)	1.21	1.15	1.04

(注) 荷重の組合せケースは、 $D+L+H_0+E_0+R_0-1.0Kd_{NS}+0.4Kd_{UD}+1.0Hd_{NS}-0.4Hd_{UD}+1.0Ed_{NS}-1.0Rd_{NS}+0.4Rd_{UD}$

(b) ケース No.203 横筋方向

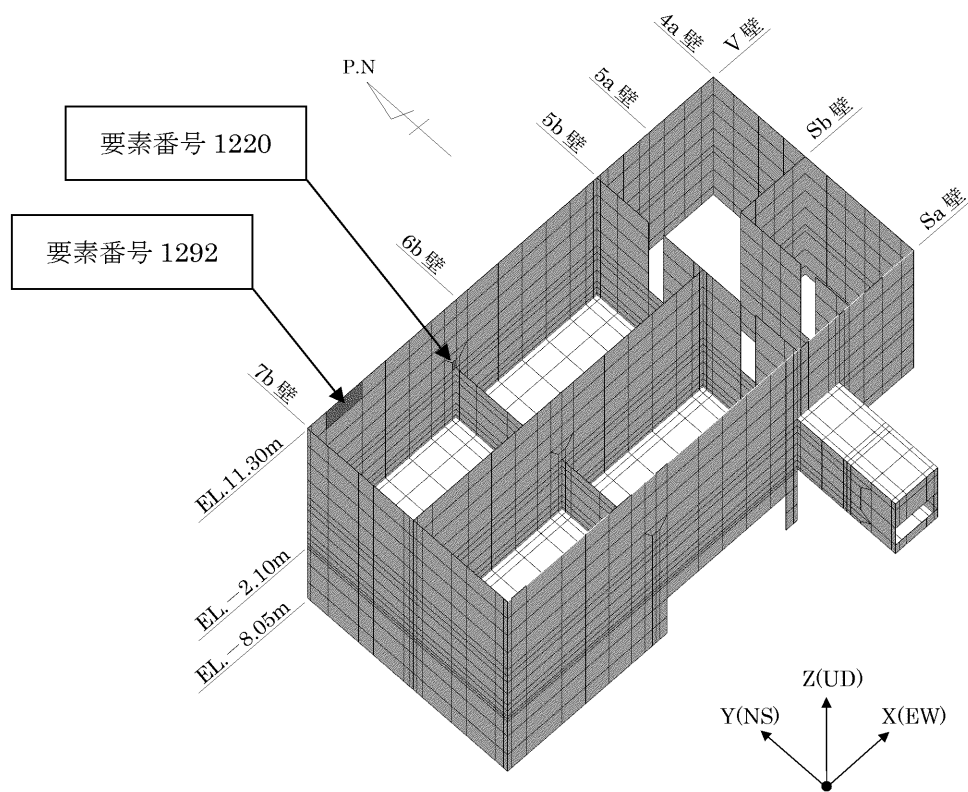
部位	領域	要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	平均化前検定値
V (壁)	9	1292	横筋	1	Ⅳ	203 (注)	1.88	1.56	1.21

(注) 荷重の組合せケースは、 $D+L+H_0+E_0+R_0-1.0K_{SNS}+0.4K_{SUD}+1.0H_{SNS}-0.4H_{SUD}+1.0E_{SNS}-1.0R_{SNS}+0.4R_{SUD}$

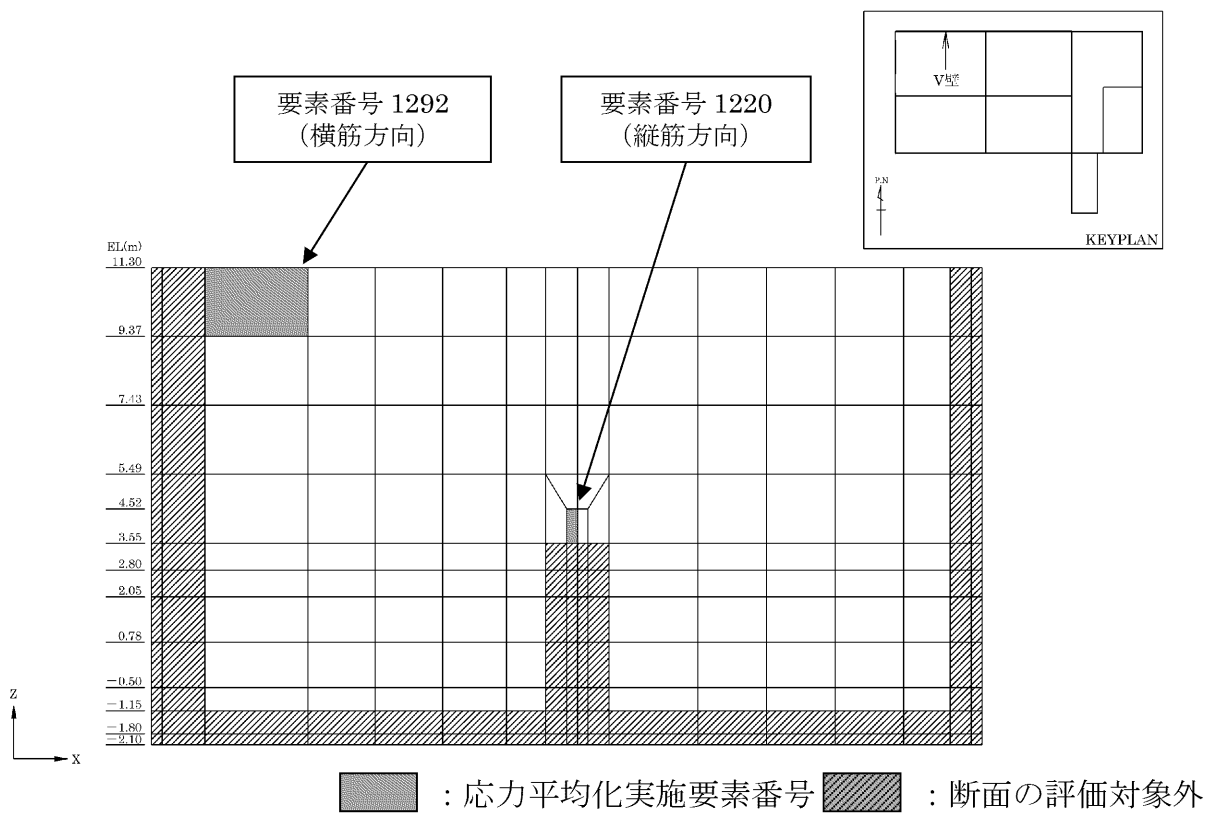
(c) ケース No.320 横筋方向

部位	領域	要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	平均化前検定値
V (壁)	9	1292	横筋	2	Ⅲ	320 (注)	0.856	0.811	1.06

(注) 荷重の組合せケースは、 $D+L+H_0+E_0+R_0-1.0Kd_{NS}-0.4Kd_{UD}+1.0Hd_{NS}-0.4Hd_{UD}+1.0Ed_{NS}-1.0Rd_{NS}-0.4Rd_{UD}+T_w$



第3-1図 解析モデル (SFPモデル鳥瞰図)



第3-2図 要素位置図

3.2 応力平均化範囲

3.2.1 壁（要素番号 1220）の応力平均化範囲

要素番号 1220 は、直交壁との交差部になっており、直交壁からの応力を局所的に受ける要素配置となっている。また、応力平均化を行う荷重の組合せは、応力状態 1 及び応力状態 2 であり、応力状態 2 については温度荷重の影響を受ける。

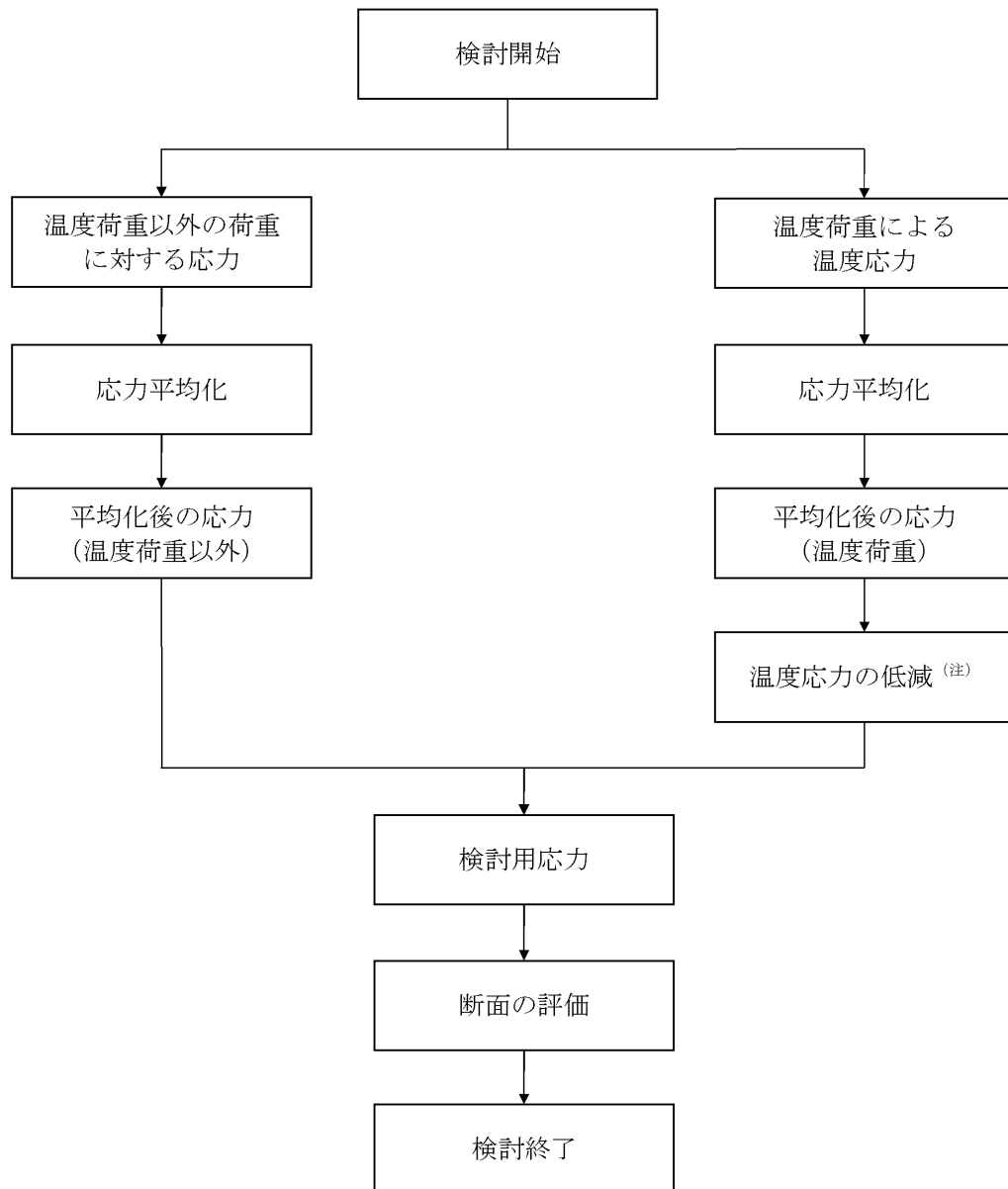
ここで、温度荷重による温度応力は自己拘束的応力であるため、温度荷重を含む荷重の組合せについては、部材のひび割れによる剛性低下を考慮し、温度応力の低減を行うことから、応力の平均化は、温度荷重を除く荷重に対する応力と温度荷重に対する応力について、それぞれ行う。温度荷重を含む荷重の組合せに対する応力平均化のフローを第 3-3 図に示す。

要素番号 1220 周辺の要素モデルを第 3-4 図、応力分布を第 3-5 図に示す。

第 3-5 図から、当該要素に面外せん断力(Q_y)が集中していることがわかる。

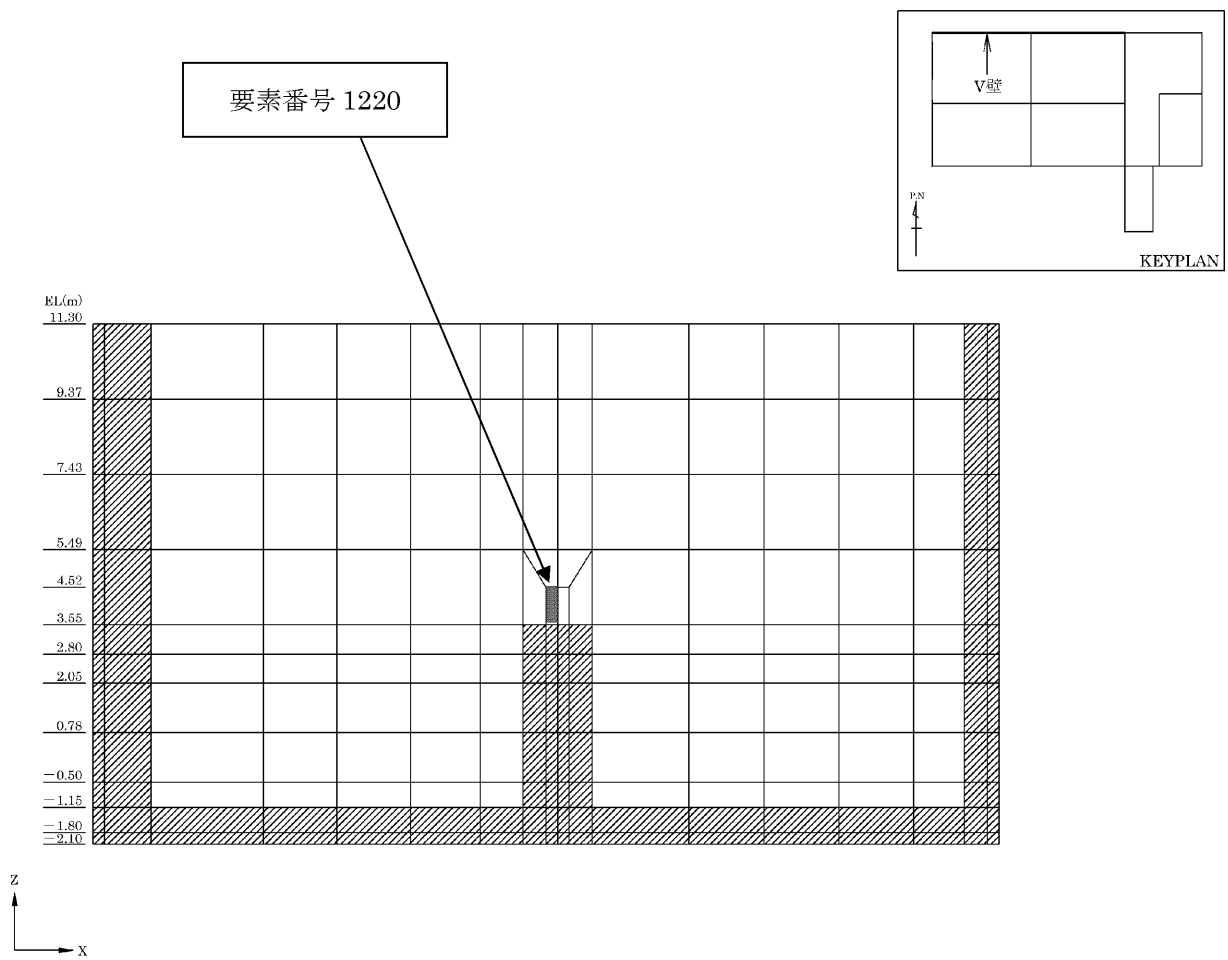
応力の平均化は、「2.1.2 面外せん断力に対する断面の評価における応力平均化範囲」に基づき、面外せん断力(Q_y)によるせん断破壊面が、部材厚さ方向に対して 45 度の角度で進展することを想定し、せん断破壊面を包絡する範囲である要素番号 1216、1217、1218、1219、1245、1246 及び 1247 との 8 要素を平均化する。

要素番号 1220 の評価における応力平均化範囲を第 3-6 図に示す。

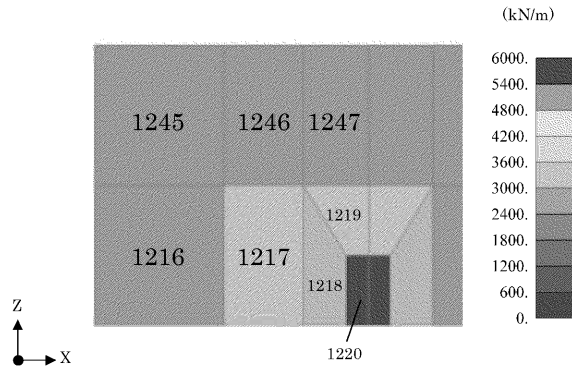
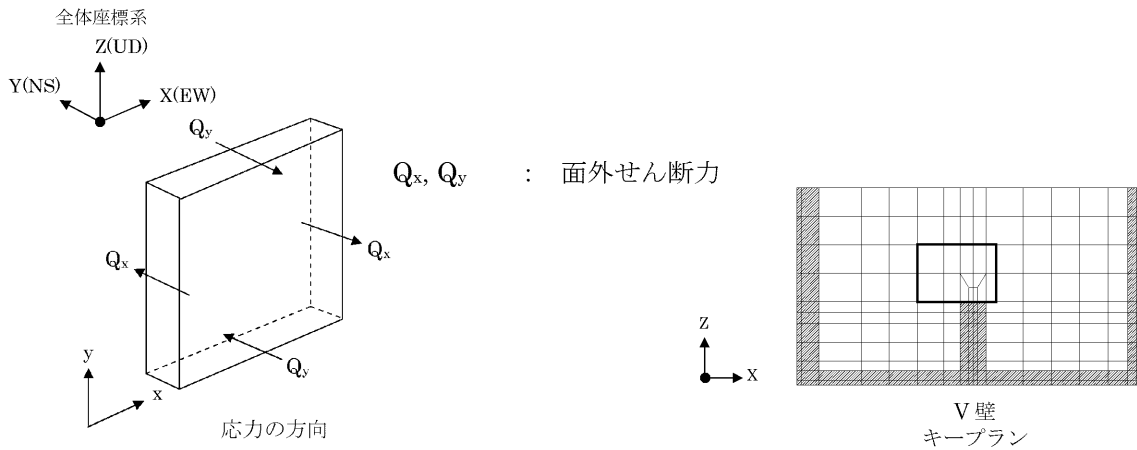


(注) 面外せん断力に対する温度応力の低減であることから、CCV 規格に基づき、一律低減法 (低減率 1/3 (荷重状態Ⅲ)) による温度応力の低減を行う。

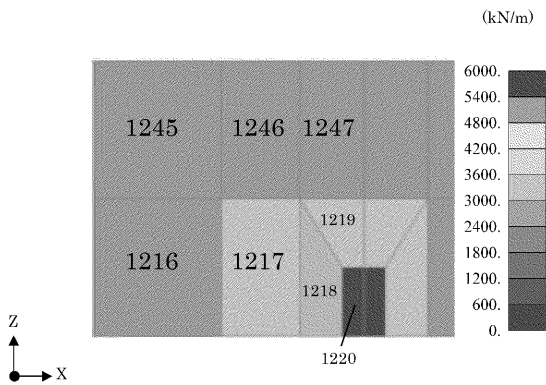
第 3-3 図 温度荷重を含む荷重の組合せに対する応力平均化のフロー



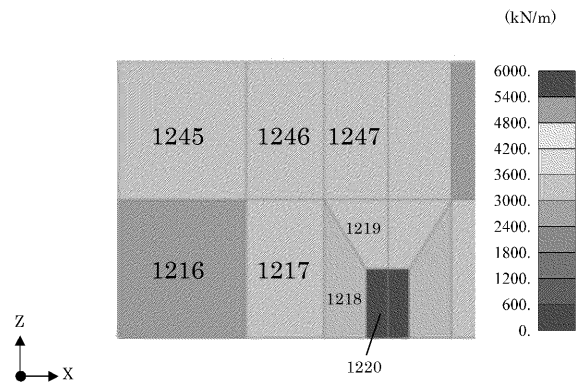
第 3-4 図 断面の評価対象要素周辺の要素モデル (V 壁)



(a) 応力状態 1、荷重状態IV

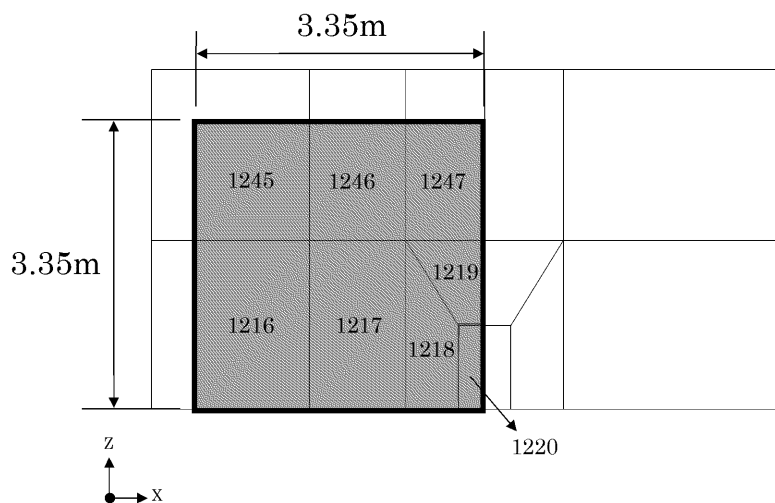
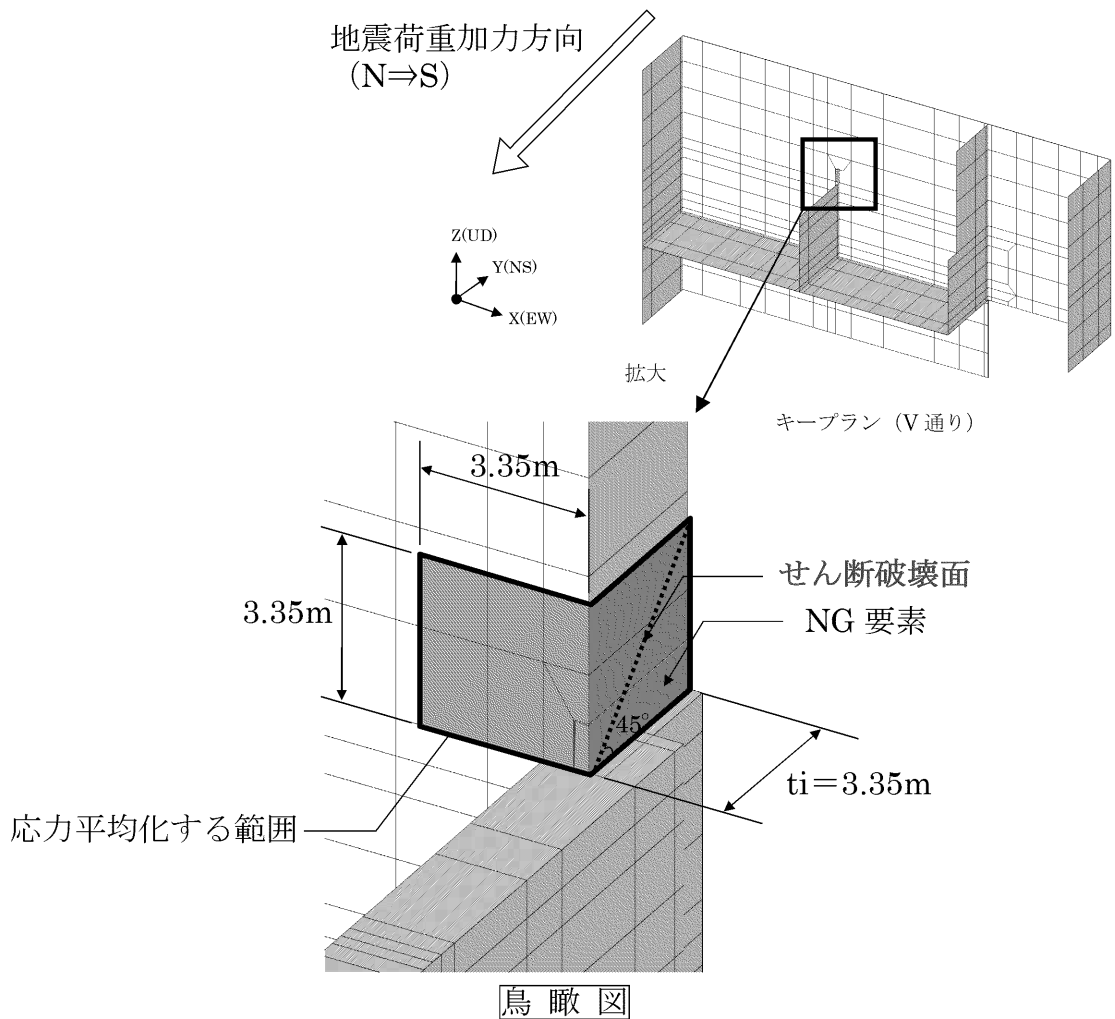


(b) 応力状態 2、荷重状態III
(温度荷重を除く荷重)



(c) 応力状態 2、荷重状態III
(温度荷重) (通常運転時、冬季)

第 3-5 図 断面の評価対象要素周辺の応力分布 (面外せん断力 Q_y 、縦筋方向)



要素番号	ti (m)	Ai (注) (m ²)
1220	3.35	0.29
1216	3.35	2.62
1217	3.35	2.13
1218	3.35	0.87
1219	3.35	0.58
1245	3.35	1.90
1246	3.35	1.55
1247	3.35	1.27

(注) 左図に示す立面上の要素面積を示す。

- : NG 要素番号
 : 平均化範囲

第 3-6 図 応力平均化範囲

3.2.2 壁（要素番号 1292）の応力平均化範囲

要素番号 1292 は、地震時土圧や燃料取扱棟の柱から伝達される面外応力に加えて、直交壁からの応力を局所的に受ける要素配置となっている。また、応力平均化を行う荷重の組合せは、応力状態 1 及び応力状態 2 であり、応力状態 2 については温度荷重の影響を受ける。

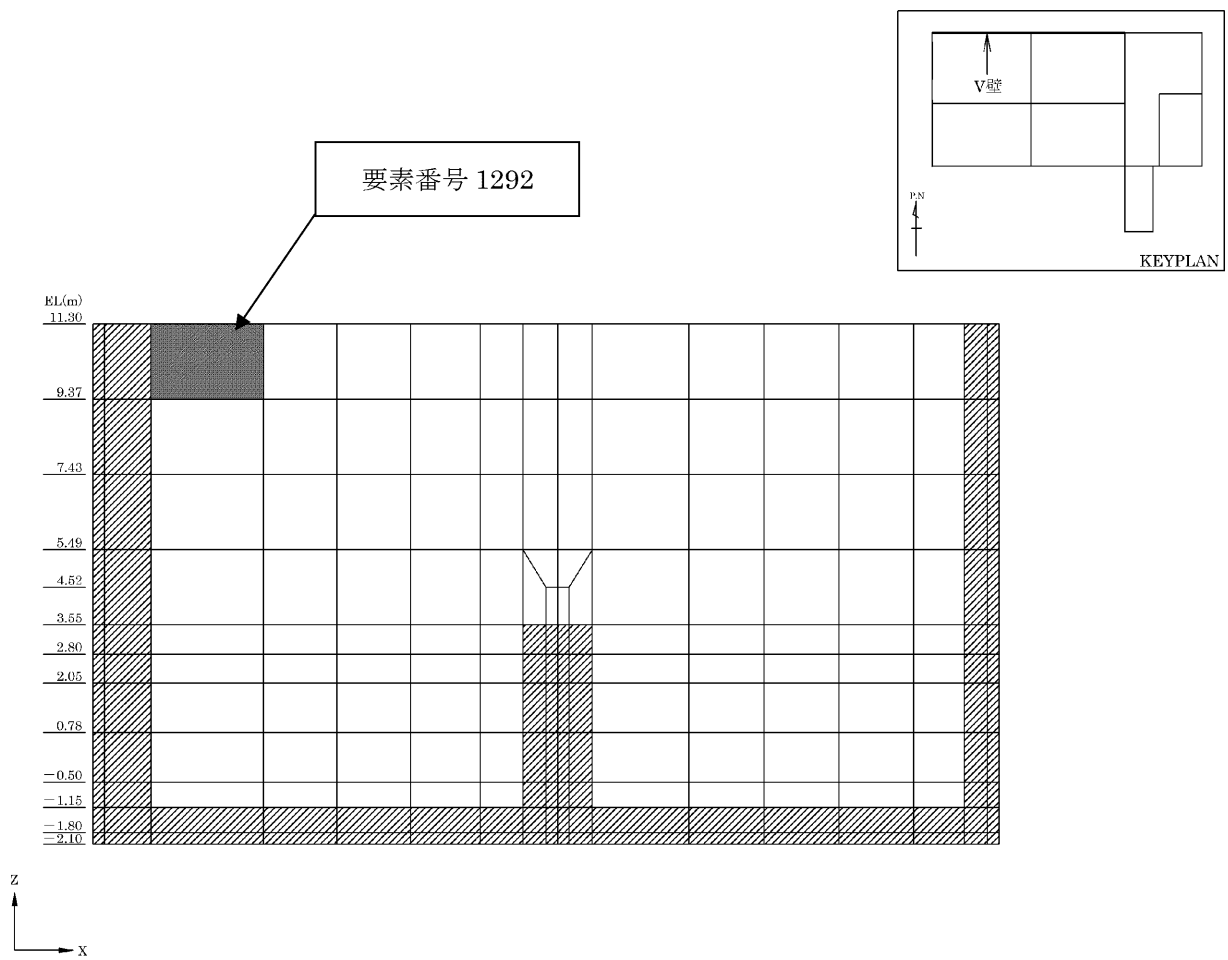
ここで、温度荷重による温度応力は自己拘束的応力であるため、温度荷重を含む荷重の組合せについては、部材のひび割れによる剛性低下を考慮し、温度応力の低減を行うことから、応力の平均化は、温度荷重を除く荷重に対する応力と温度荷重に対する応力について、それぞれ行う。温度荷重を含む荷重の組合せに対する応力平均化のフローは、第 3-3 図に示す。

要素番号 1292 周辺の要素モデルを第 3-7 図、応力分布を第 3-8 図に示す。

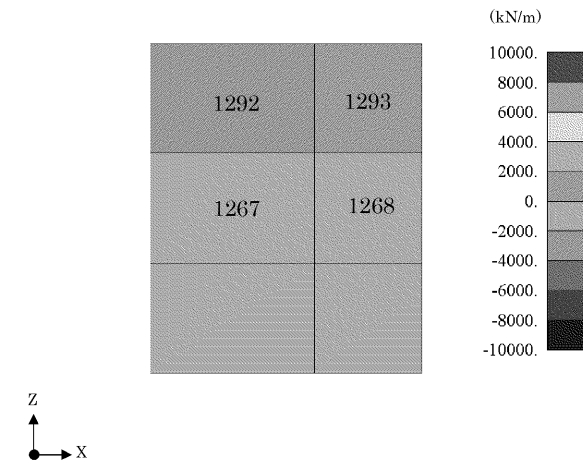
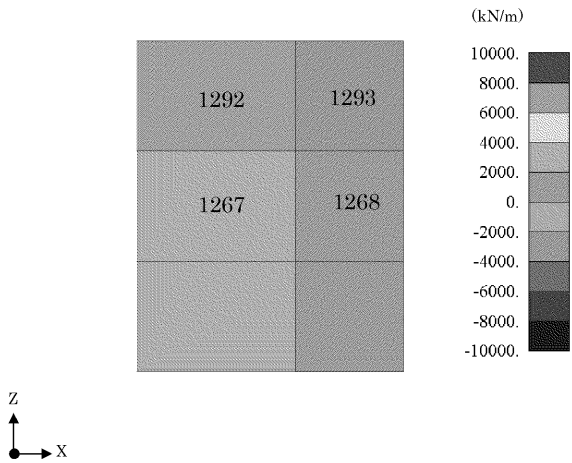
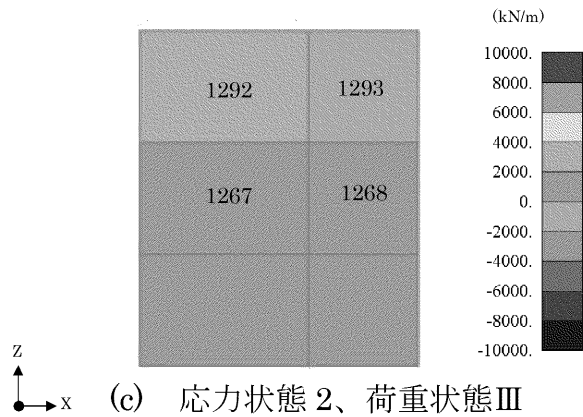
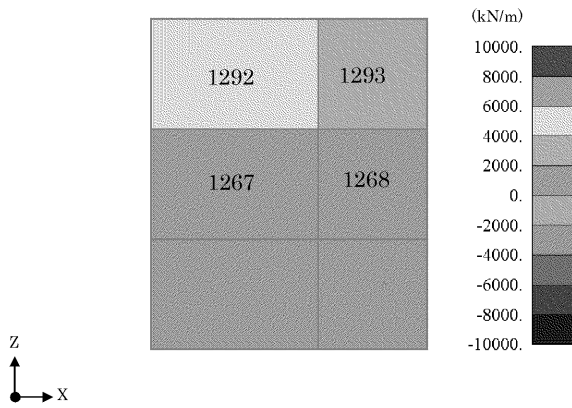
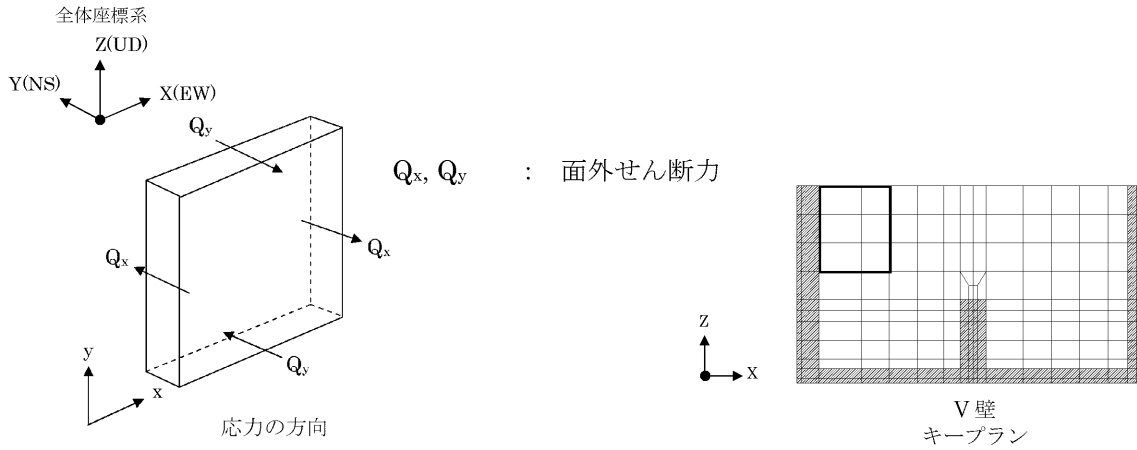
第 3-8 図から、当該要素に面外せん断力(Q_x)が集中していることがわかる。

応力の平均化は、「2.1.2 面外せん断力に対する断面の評価における応力平均化範囲」に基づき、面外せん断力(Q_y)によるせん断破壊面が、部材厚さ方向に対して 45 度の角度で進展することを想定し、せん断破壊面を包絡する範囲である要素番号 1293、要素番号 1267 及び要素番号 1268 との 4 要素を平均化する。

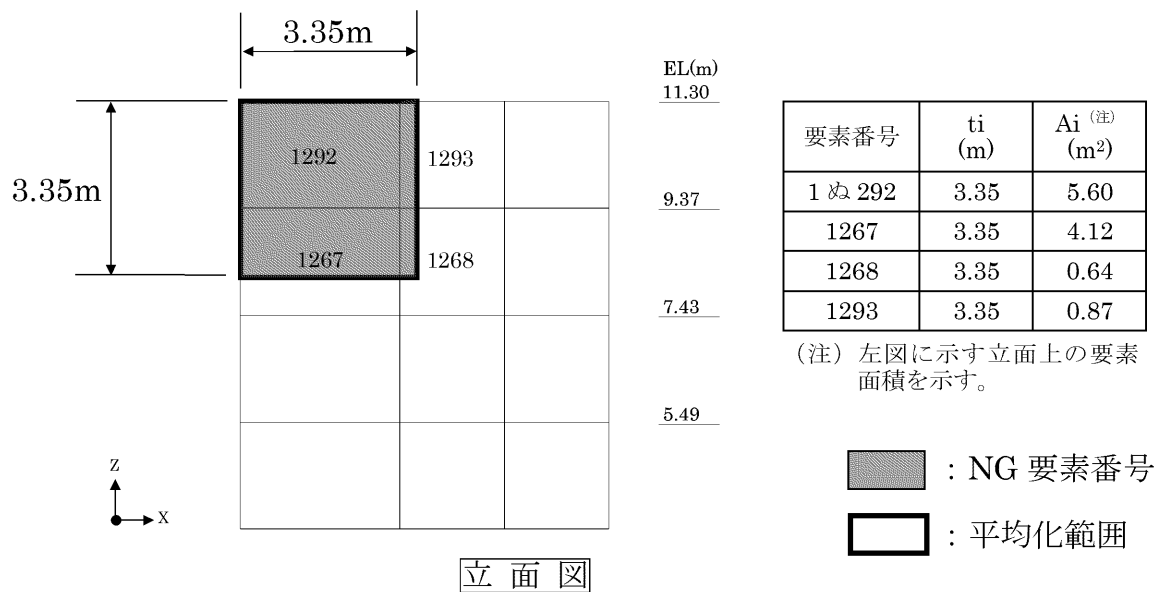
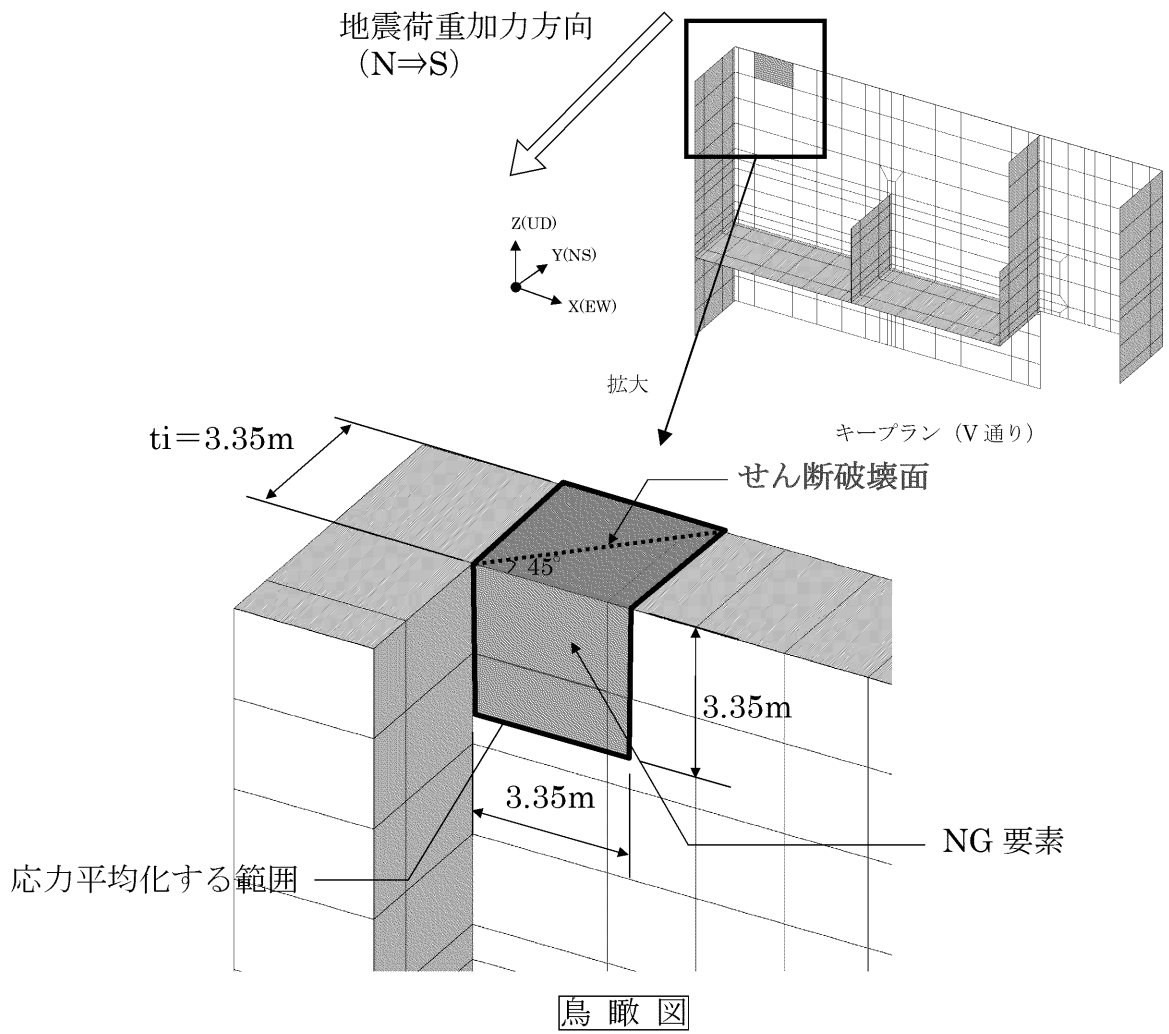
要素番号 1292 の評価における応力平均化範囲を第 3-9 図に示す。



第 3-7 図 断面の評価対象要素周辺の要素モデル (V 壁)



第 3-8 図 断面の評価対象要素周辺の応力分布 (面外せん断力 Q_x 、横筋方向)



第 3-9 図 応力平均化範囲

3.3 応力の平均結果

要素番号 1220 及び要素番号 1292 の応力の平均化結果を第 3-3 表及び第 3-4 表に示す。

第 3-3 表 応力の平均化結果（要素番号 1220）（面外せん断力）

(a) ケース No.319 縦筋方向

	要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	面外せん断力 Q (kN/m)	
						平均化前	平均化後
温度荷重を 除く荷重	1220	縦筋	2	Ⅲ	319	3,684	949
温度荷重						3,694 ^(注)	1,357 ^(注)

(注) ひび割れによる温度応力の低減実施前の値

(b) ケース No.203 縦筋方向

要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	面外せん断力 Q (kN/m)	
					平均化前	平均化後
1220	縦筋	1	Ⅳ	203	5,902	1,545

第3-4表 応力の平均化結果（要素番号1292）（面外せん断力）

(a) ケース No.103 横筋方向

要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	面外せん断力 Q (kN/m)	
					平均化前	平均化後
1292	横筋	1	III	103	4,039	2,600

(b) ケース No. 203 横筋方向

要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	面外せん断力 Q (kN/m)	
					平均化前	平均化後
1292	横筋	1	IV	203	6,298	4,081

(c) ケース No. 320 横筋方向

	要素番号	方向	応力状態	荷重状態	ケース No.	面外せん断力 Q (kN/m)	
						平均化前	平均化後
温度荷重を除く荷重	1292	横筋	2	III	320	3,865	2,471
温度荷重						3,023 ^(注)	1,886 ^(注)

(注) ひび割れによる温度応力の低減実施前の値

3.4 断面の評価

3.4.1 断面の評価方法

CCV 規格に基づき、平均化後の面外せん断力に対する応力度が許容値を超えないことを確認する。

断面の評価は、CCV 規格の CVE-3513 に基づいて行う。

荷重状態Ⅲにおいて、壁に生じる面外せん断応力度が、荷重状態Ⅳにおいて下式で算出する終局面外せん断応力度の 0.75 倍を超えないことを確認する。

荷重状態Ⅳにおいて、壁に生じる面外せん断応力度が、CVE-3513.2-1 及び CVE-3513.2-2 より計算した値のいずれか小さい方の値を超えないことを確認する。

$$\tau_R = \Phi \{ 0.1(p_t \cdot f_y - \sigma_0) + 0.5p_w \cdot f_y + 0.235\sqrt{F_c} \} \quad \dots(\text{CVE}-3513.2-1)$$

$$\tau_R = 1.10\sqrt{F_c} \quad \dots(\text{CVE}-3513.2-2)$$

ここで、

τ_R : 終局面外せん断応力度(N/mm²)

Φ : 低減係数であり CVE-3513.2-4 より計算した値
(1 を超える場合は 1、0.58 未満の場合は 0.58)

$$\Phi = 1 / \sqrt{M / (Q \cdot d)} \quad \dots(\text{CVE}-3513.2-4)$$

M : 曲げモーメント(N・mm)

Q : せん断力(N)

d : 部材の有効せい(mm)

p_t : 主筋の鉄筋比

f_y : 鉄筋の許容引張応力度及び許容圧縮応力度であり、荷重状態Ⅲの値(N/mm²)

σ_0 : 外力による軸応力度(N/mm²) (引張の符号を正とする)

p_w : 面外せん断力に対する補強筋の鉄筋比であり、CVE-3513.2-3 より計算した値

$$p_w = a_w / (b \cdot x) \quad \dots(\text{CVE}-3513.2-3)$$

a_w : 面外せん断力に対する補強筋の断面積(mm²)

b : 断面の幅(mm)

x : 面外せん断力に対する補強筋の間隔(mm)
 F_c : コンクリートの設計基準強度(N/mm²)

3.4.2 断面の評価結果

要素番号 1220 及び要素番号 1292 の断面の評価結果を第 3-5 表及び第 3-6 表に示す。

第 3-5 表及び第 3-6 表より、平均化した応力度が許容値を超えないことを確認した。

第 3-5 表 平均化前後の断面の評価結果（要素番号 1220）（面外せん断力）

(a) ケース No.319 縦筋方向

	部位		要素 番号	方向	応力 状態	荷重 状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	検定値
	V	9								
平均化前	V	9	1220	縦筋	2	Ⅲ	319	1.47	1.13	1.29
平均化後								0.418	1.02	0.41

(b) ケース No.203 縦筋方向

	部位		要素 番号	方向	応力 状態	荷重 状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	検定値
	V	9								
平均化前	V	9	1220	縦筋	1	Ⅳ	203	1.77	1.51	1.17
平均化後								0.462	1.50	0.31

第 3-6 表 平均化前後の断面の評価結果 (要素番号 1292) (面外せん断力)

(a) ケース No.103 横筋方向

	部位		要素 番号	方向	応力 状態	荷重 状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	検定値
	V	9								
平均化前	V	9	1292	横筋	1	III	103	1.21	1.15	1.04
平均化後								0.777	1.16	0.67

(b) ケース No.203 横筋方向

	部位		要素 番号	方向	応力 状態	荷重 状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	検定値
	V	9								
平均化前	V	9	1292	横筋	1	IV	203	1.88	1.56	1.21
平均化後								1.22	1.56	0.78

(c) ケース No.320 横筋方向

	部位		要素 番号	方向	応力 状態	荷重 状態	ケース No.	応力度 τ (kN/mm ²)	許容値 (kN/mm ²)	検定値
	V	9								
平均化前	V	9	1292	横筋	2	III	320	0.856	0.811	1.06
平均化後								0.552	0.672	0.83

4. まとめ

使用済燃料ピットの断面の評価における応力平均化について考え方を示し、NG要素を対象に、その考え方に従い平均化前後の結果を示した。

補足説明資料 4

使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に
達しないことに関する補足説明資料

補足説明資料目次

	頁
1. 玄海3号機 リラッキング工事期間中の未臨界性について	1

1. 玄海3号機 リラッキング工事期間中の未臨界性について

(1) はじめに

玄海3号機使用済燃料ピットには2つのピットがあり、それぞれ4つのラックブロック（計8ブロック）で構成されている。リラッキング工事の過程で、片側のラックブロックのみがリラッキングされ、燃料を貯蔵した状態で新旧ラックブロックが隣接する状態が生じることが考えられることから、新旧ラックブロックが混在した状態で、使用済燃料ピット全体の水密度を一様に $0.0\sim 1.0\text{g/cm}^3$ まで変化させた条件で実効増倍率の計算を行い、リラッキング工事期間中においても臨界を防止できることを確認した。

(2) 評価条件

未臨界性評価の観点でラックブロックの大きさ（ラック数）が大きいほど保守的になるため、図1のとおり新旧ラックの[]を使用した。

- ・リラッキング前：[]
- ・リラッキング後：[]

新ラックの燃料仕様及び解析モデル等の評価条件は、添付資料7に示すとおりである。また、新旧ラックの評価条件の差異を表1.1および表1.2に示す。

未臨界性評価の観点でラックブロック間距離は小さいほど保守的になるため、新旧ラックの東西方向の位置関係については[]場合の値を使用し、南北方向の位置関係については、未臨界性評価結果への感度評価として図2のとおりケース①②の評価を実施した。

- ・ケース① []
- ・ケース② []

(3) 評価結果

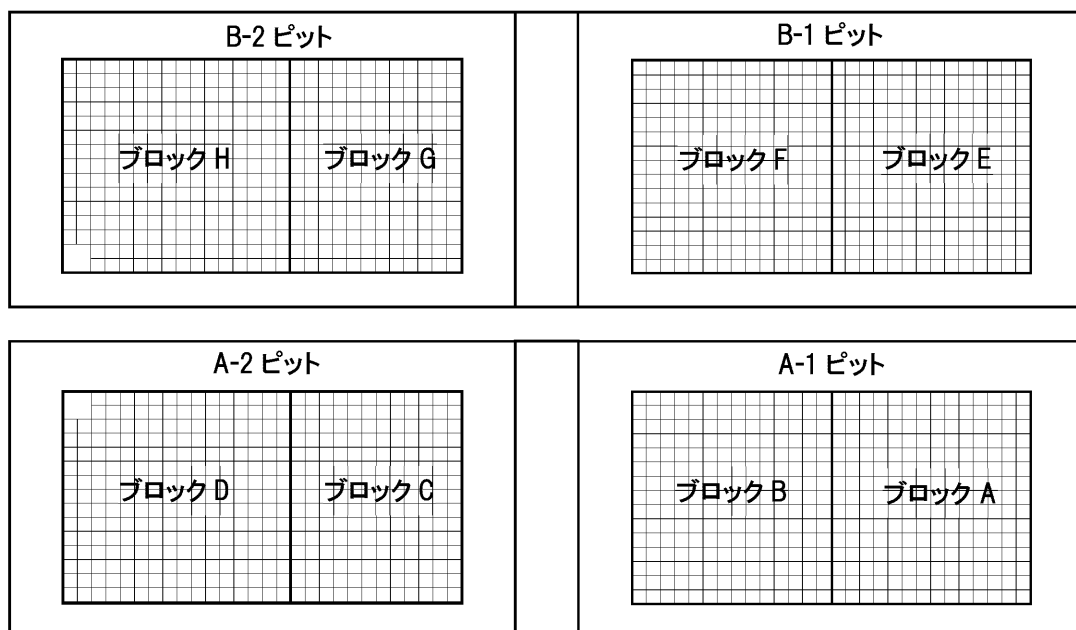
ケース①及びケース②の実効増倍率の最大値はそれぞれ 0.9406 （水密度 0.14g/cm^3 ）及び 0.9409 （水密度 0.16g/cm^3 ）であり、いずれの体系においてもリラッキング前の実効増倍率の最大値（ 0.9448 （水密度 0.14g/cm^3 ））よりも小さく、臨界を防止できることを確認した。

(4) リラッキング工事期間中の領域管理について

リラッキング工事期間中の実運用においては、未臨界性評価に用いた解析体系に基づき設定した領域に従い、燃料タイプに応じて貯蔵する燃料を管理することとし

ている。

新旧ラックブロックが隣接する場合、新ラックについては新ラックに係る領域管理（領域 A：全ての燃料、領域 B：ウラン燃料）、旧ラックについては旧ラックに係る領域管理（領域 A：全ての燃料、領域 B：燃焼度 20GWd/t 以上のウラン燃料（初期濃縮度約 4.1wt%）又は初装荷ウラン燃料（初期濃縮度約 3.5wt%、約 2.0wt%））に基づき貯蔵する燃料を管理する。図 3 にリラッキング工事期間中における領域別の貯蔵可能な燃料体の例を示す。



ラック ブロック	リラッキング前のラック配列		リラッキング後のラック配列	
	x(東西)方向	y(南北)方向	x(東西)方向	y(南北)方向
ブロック A	11	12	14	15
ブロック B	11	12	14	15
ブロック C	10	12	12	15
ブロック D	10	12	16*	15*
ブロック E	11*	13*	14	15
ブロック F	11*	13*	14	15
ブロック G	10	13	12	15
ブロック H	10	13	16*	15*

※ 最大ラック数

図1 リラッキング前後の玄海3号機 SFP のラック配列

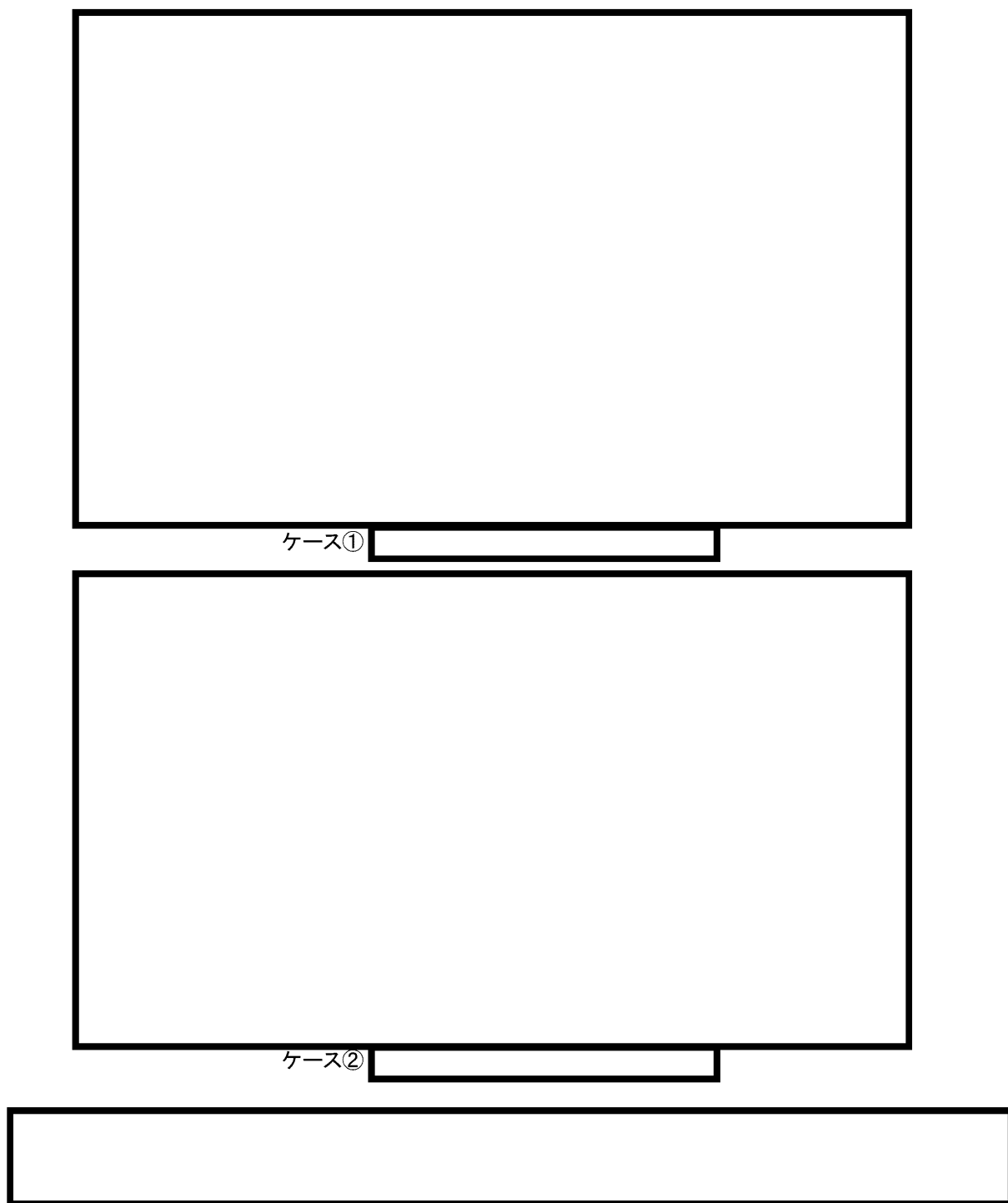


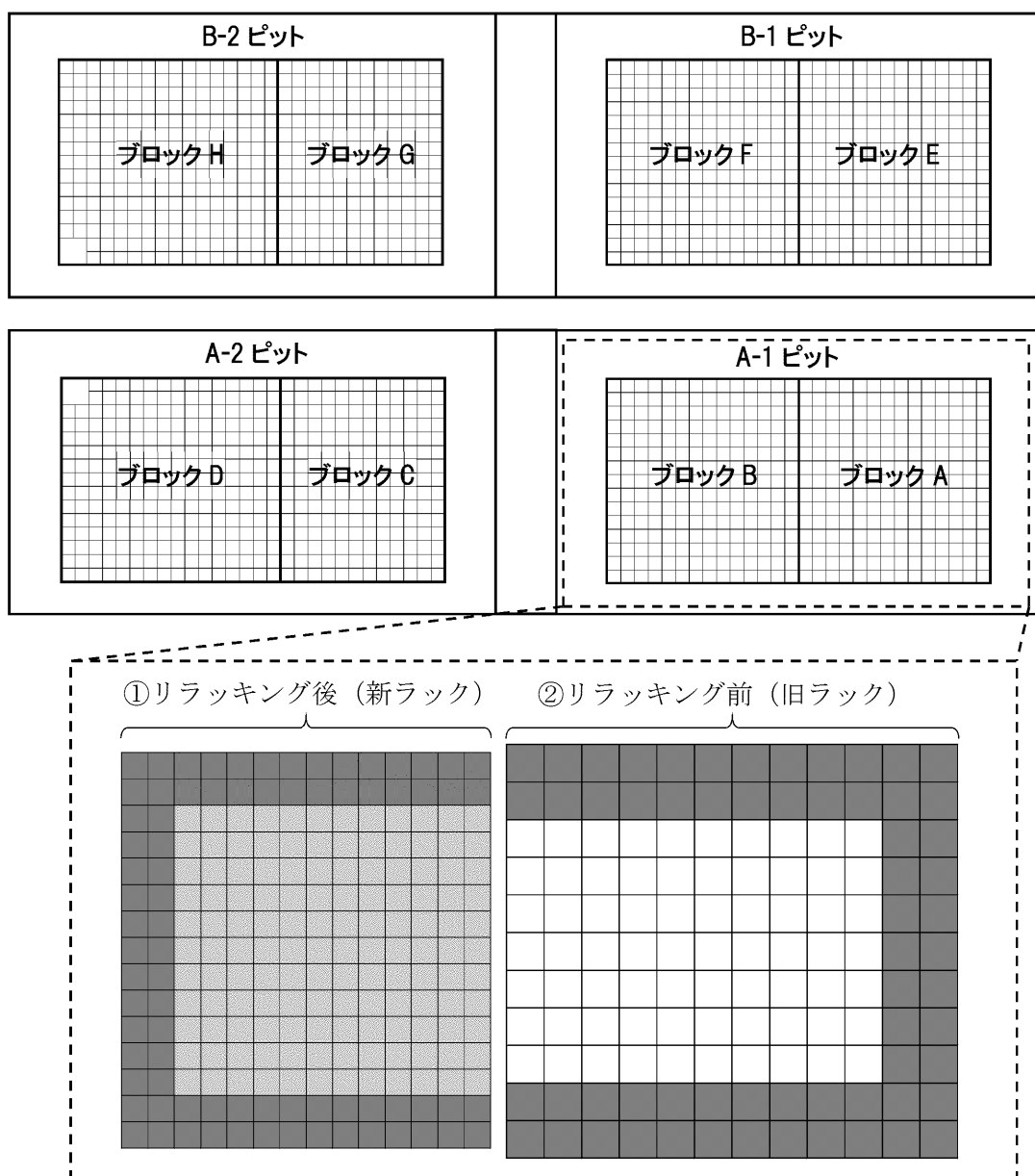
図2 リラッキング工事期間中の未臨界性評価 評価モデル

表 1.1 新旧ラックの評価条件の差異（ウラン燃料仕様）

	リラッキング前 (旧ラック)	リラッキング後 (新ラック)
領域 B に 貯蔵する燃料	燃焼燃料 (燃焼度 20GWd/t)	新燃料

表 1.2 新旧ラックの評価条件の差異（ピット仕様）

	リラッキング前 (旧ラック)	リラッキング後 (新ラック)
ラックの中心間距離	□ mm	□ mm
材料	ステンレス鋼	ボロン添加ステンレス鋼
厚さ	□ mm	□ mm



ラック	領域	貯蔵可能な燃料
①リラッキング後 (新ラック)	■ : 領域 A	全ての燃料 (MOX 燃料およびウラン燃料)
	▒ : 領域 B	ウラン燃料
②リラッキング前 (旧ラック)	■ : 領域 A	全ての燃料 (MOX 燃料およびウラン燃料)
	□ : 領域 B	燃焼度 20GWd/t 以上のウラン燃料(初期濃縮度約 4.1wt%)、 初装荷ウラン燃料 (初期濃縮度約 3.5wt%、約 2.0wt%)

図 3 リラッキング工事期間中における領域別の貯蔵可能な燃料体 (例)