

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の
耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書
(その2)

平成23年7月

東京電力株式会社

目 次

1. はじめに
2. 耐震安全性評価に関する検討方針
3. 耐震安全性評価に関する検討結果
4. 耐震補強工事等の対策に関する検討結果
5. まとめ

添付資料－１：３号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
(質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価)

添付資料－２：３号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
(３次元 FEM 解析による局部評価)

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性
および補強等に関する検討に係る報告書（その2）

1. はじめに

本報告書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」（平成23年4月13日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討を実施した結果を報告するものである。

5月28日に提出した（その1）の報告書では、1号機及び4号機を対象としたものであり、今回の（その2）の報告書では、破損状況が著しい3号機を対象としたものである。

2. 耐震安全性評価に関する検討方針

（1）3号機の原子炉建屋

3号機の原子炉建屋については、3月14日に水素爆発とみられる事象により、5階のオペレーティングフロアより上部が破損した。爆発が生じた時の映像によると、かなり大きな爆発であったことが推測され、5階以上の建屋の大部分は爆発後の崩落した鉄骨やコンクリート部材が積み重なったような状況である。また、5階の北西部の床が損傷し、崩落した鉄骨やコンクリート部材の一部はその下の4階の床に積み重なっており、4階の壁のかんりの部分も損傷している。これらの情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 S_s による時刻歴応答解析を実施し、耐震壁がせん断破壊する終局状態に至るかどうかについて全体評価を行うこととした。その後、使用済燃料プールなどを含めた3次元FEM解析により局部評価を行うこととし、時刻歴応答解析により得られた最大値を地震荷重として入力し、温度荷重などその他の荷重と組み合わせた評価を行うこととした。この評価手法は、基本的に4号機と同様である。

3. 耐震安全性評価に関する検討結果

（1）3号機の原子炉建屋

基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、残存している5階以下の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.14×10^{-3} であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった。）。したがって、耐震安全上重要

な設備である「原子炉压力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

(添付資料－１)

３次元 FEM 解析による局部評価結果としては、次のような評価を行った。

- ・ 基準地震動 S_s によって作用する地震荷重とその他の荷重を組み合わせた結果、使用済燃料プールにおいて鉄筋の最大ひずみは 1303×10^{-6} であり、評価基準値である塑性限界ひずみの 5000×10^{-6} に対して十分余裕がある（結果として、解析上の弾性限界ひずみの 1683×10^{-6} よりも小さい）。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は 1689 (N/mm) であり、評価基準値である 3130 (N/mm) に対して十分余裕がある。
- ・ 原子炉格納容器の外側にあるシェル壁についても同様の評価を行っており、鉄筋の最大ひずみは 469×10^{-6} であり、評価基準値である塑性限界ひずみの 5000×10^{-6} に対して十分余裕がある（結果として、解析上の弾性限界ひずみの 1683×10^{-6} よりも小さい）。また、面外せん断力において最も余裕が少ない部位での発生応力は 2475 (N/mm) であり、評価基準値である 3270 (N/mm) に対して十分余裕がある。
- ・ 原子炉格納容器内が高温になった影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や爆発によって燃料プールなどの剛性がより低下している可能性を考慮したパラメータスタディや、不確定要素が大きいので逆に剛性の低下を緩和したパラメータスタディの結果によると、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じておらず、仮定条件の変動が解析結果に与える影響はそれほど大きくないことを確認している。

(添付資料－２)

４．耐震補強工事等の対策に関する検討結果

(１) ３号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はなかったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、現段階では建物内部の線量レベルが高いことから立入が難しいという面もある。今後、環境改善が進み建物内部の線量レベルが作業を行うのに十分な程度に低減された場合には、建屋内の状況を確認するとともに、余裕度向上の観点からの補強工事を行うことも考慮にいて、検討に取り組んでいくこととする。なお、残存している崩落した鉄骨やコンクリート部材に関しては、今後の環境改善の進展状況にもよるが、極力早期に撤去していく方針としている。

5. まとめ

本報告書においては、3号機の原子炉建屋について、耐震安全性評価を実施し、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことを確認した。既に報告済みの1号機及び4号機の原子炉建屋も加えると、5階以上の階の損傷が大きい原子炉建屋については、いずれも耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことが確認できたこととなる。

添付資料－１：３号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）

1. 解析評価方針

水素爆発等による損傷に伴う原子炉建屋の構造への影響および耐震性評価は、基準地震動 S_s を用いることを基本とし、建物・構造物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお、基準地震動 S_s-3 については、基準地震動 S_s-1 および S_s-2 の応答結果に比べて、過去の計算例（付録 1-1 参照）から明らかに小さいことが分かっているため、今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

3号機原子炉建屋については、地震後の津波によって原子炉の冷却機能が喪失し、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。ここでは、原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し、損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 (4.0×10^{-3}) との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみ実施する。

上記の検討により、耐震余裕度が比較的小さい場合には、さらに詳細な検討を行うこととする。

3号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を、図-1.1 に示す。

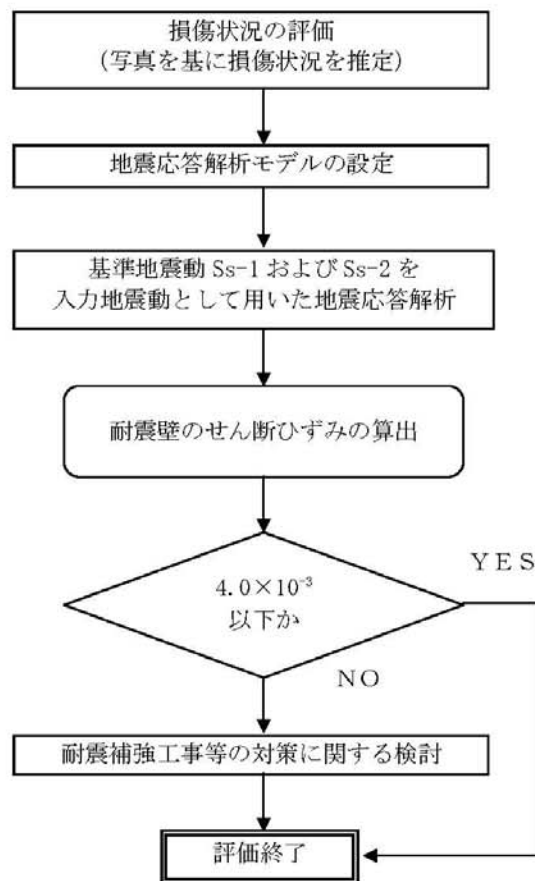


図-1.1 3号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2. 損傷状況の評価

3号機原子炉建屋については、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷している。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し、損傷状況を地震応答解析モデルに反映することとする。

各部位の損傷状況評価の考え方を下記に示す。

a. 外壁・屋根トラス

外観の写真から損傷を確認できる外壁・屋根トラスについては、損傷部位として評価した。また、一部剥落が確認された外壁についても損傷として評価した。(図-2.1)

b. 使用済燃料プール

損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも 600mm であり、使用済燃料プールの壁・床の厚さが 1400～1850mm であること及び使用済燃料プールについては循環冷却システムが完成しており満水状態が維持されていることから、損傷は無いものと評価した。

c. 機器仮置プール

外観の写真から一部剥落が確認された外壁部分を除き、機器仮置プール壁に損傷は確認されていない。なお、機器仮置プール西側の壁については、図-2.2 に示す写真から部分的に状況を確認した限り、損傷は確認されない。また、損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも 600mm であり、機器仮置プール壁・床の厚さが 900mm であることから、損傷は無いものと評価した。

d. シェル壁

損傷が確認されている外壁の厚さは最大でも 600mm であり、3 階のシェル壁は、厚さが 1850mm であることから、損傷は無いものと評価した。

e. 床スラブ

建屋内については調査結果が得られていないことから、外観写真と外壁の損傷状況から判断することとした。1～3 階は、外壁が一部剥落していることを除き外観に異常は見られないことより、損傷は無いものと評価した。4 階、5 階については、外壁が損傷しており、損傷した外壁以下の厚さである床スラブは損傷している可能性があるものと評価した。また、5 階の北西側の床スラブについては、外観写真より床スラブを支持する 4 階部分の外壁と柱に大きな損傷が確認できることより、損傷部位として評価した。(図-2.3)



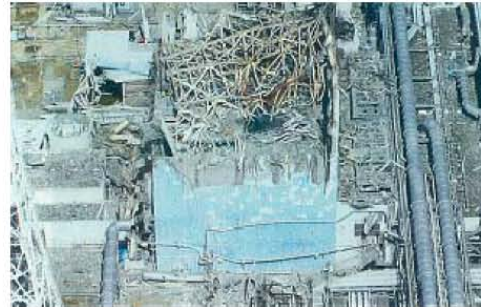
北面



西面



東面



南面

図-2.1 外壁の状況



○ 機器仮置プール西側壁の状況が確認できる部分
図-2.2 機器仮置プール西側の壁の状況



図-2.3 5階北西側の床スラブの状況

3. 解析に用いる入力地震動

3号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」(原管発官19第603号 平成20年3月31日付け)にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s-1 および S_s-2 を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1 に示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置 (O.P. -196.0m) における基準地震動 S_s-1 および S_s-2 の加速度波形について、図-3.2 に示す。

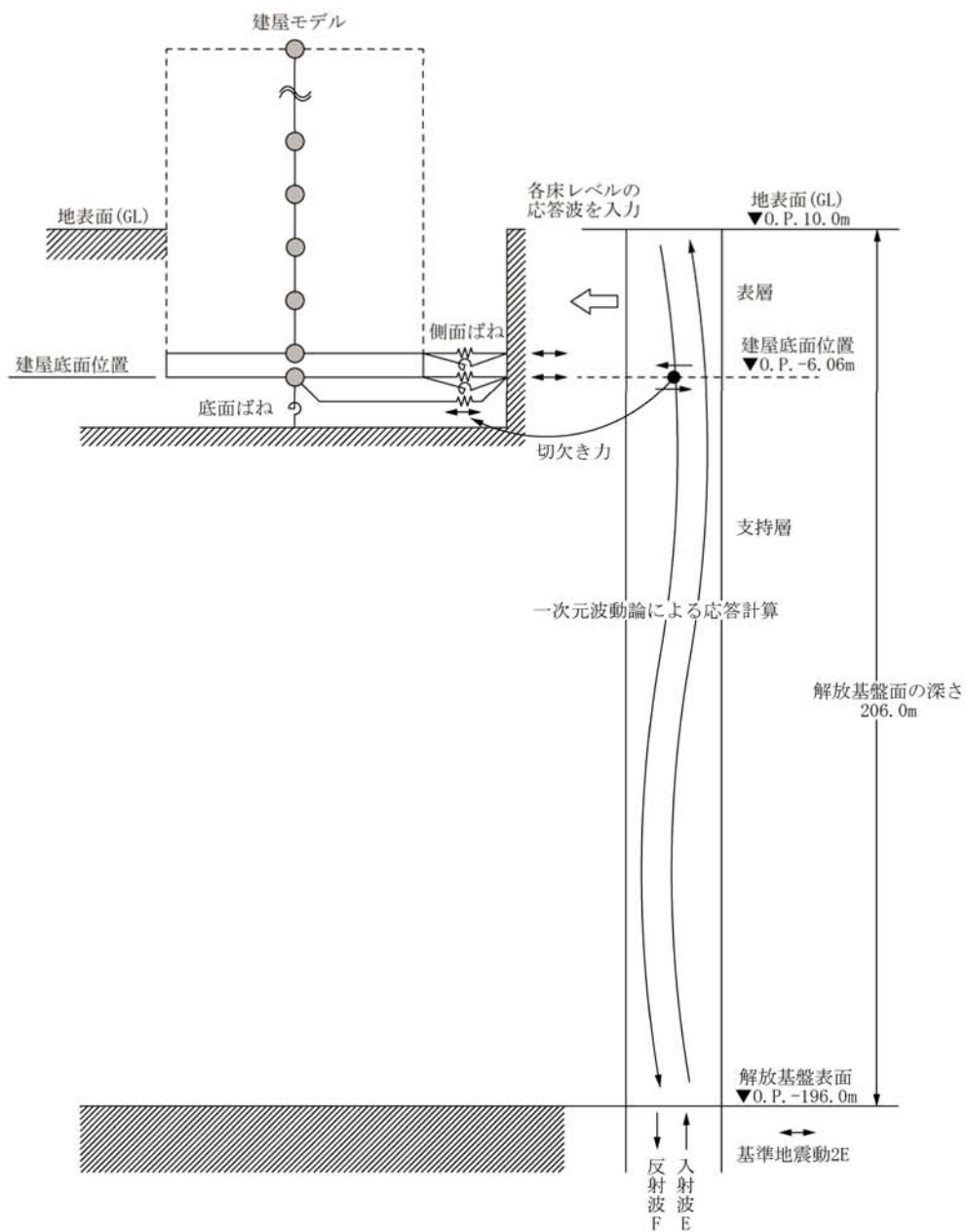


図-3.1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

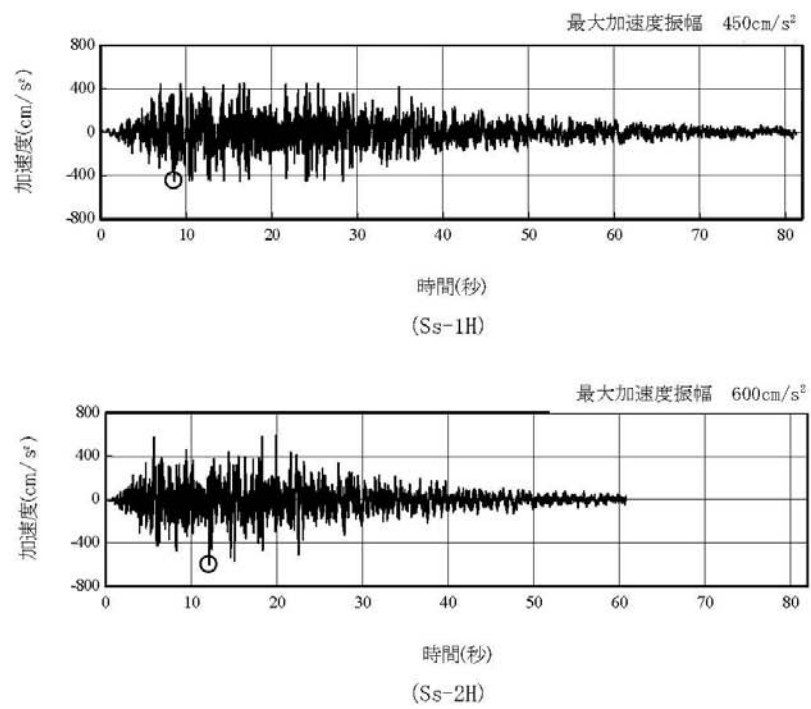


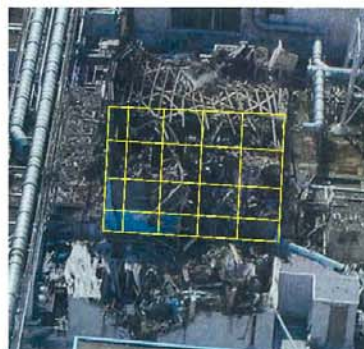
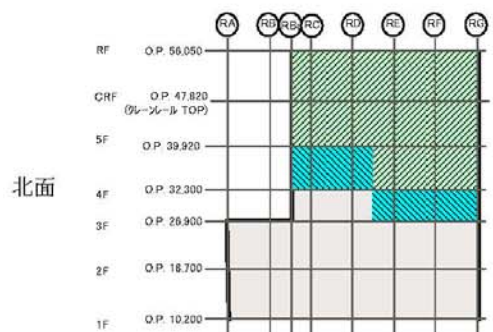
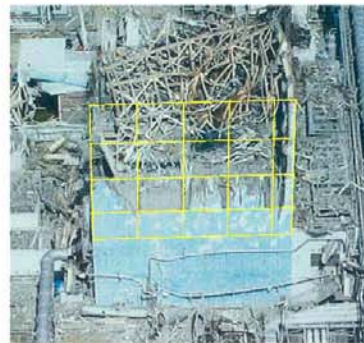
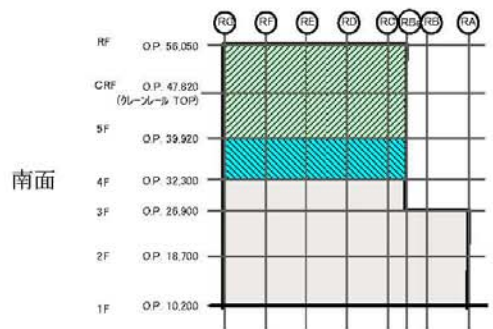
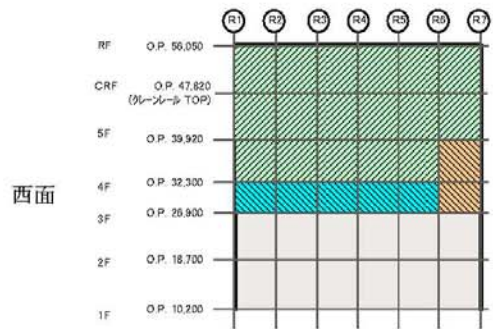
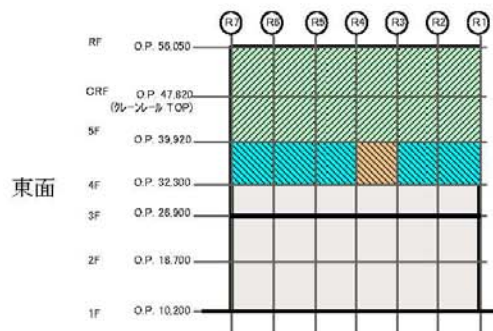
図-3.2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4. 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する原子炉建屋の地震応答解析は、「3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では、「福島第一原子力発電所 『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書(改訂2)」(平成22年4月19日)にて作成した地震応答解析モデルを基に、次の項目について修正を加え、新たな地震応答解析モデルを構築することとする。

3号機原子炉建屋については、水素爆発等により原子炉建屋の一部が損傷していることから、「2. 損傷状況の評価」で評価した損傷状況を基に解析モデルを作成する。なお、5階より上部の崩れた部分の重量は5階床(床スラブが損傷している北西部分については4階床)で支持されていると仮定するなど、崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると仮定する。3号機原子炉建屋の損傷状況(立面図)を図-4.1に、損傷状況(平面図)を図-4.2に示す。



損傷箇所
 外壁のみ損傷箇所
 解析評価上考慮しない壁

図-4.1 3号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

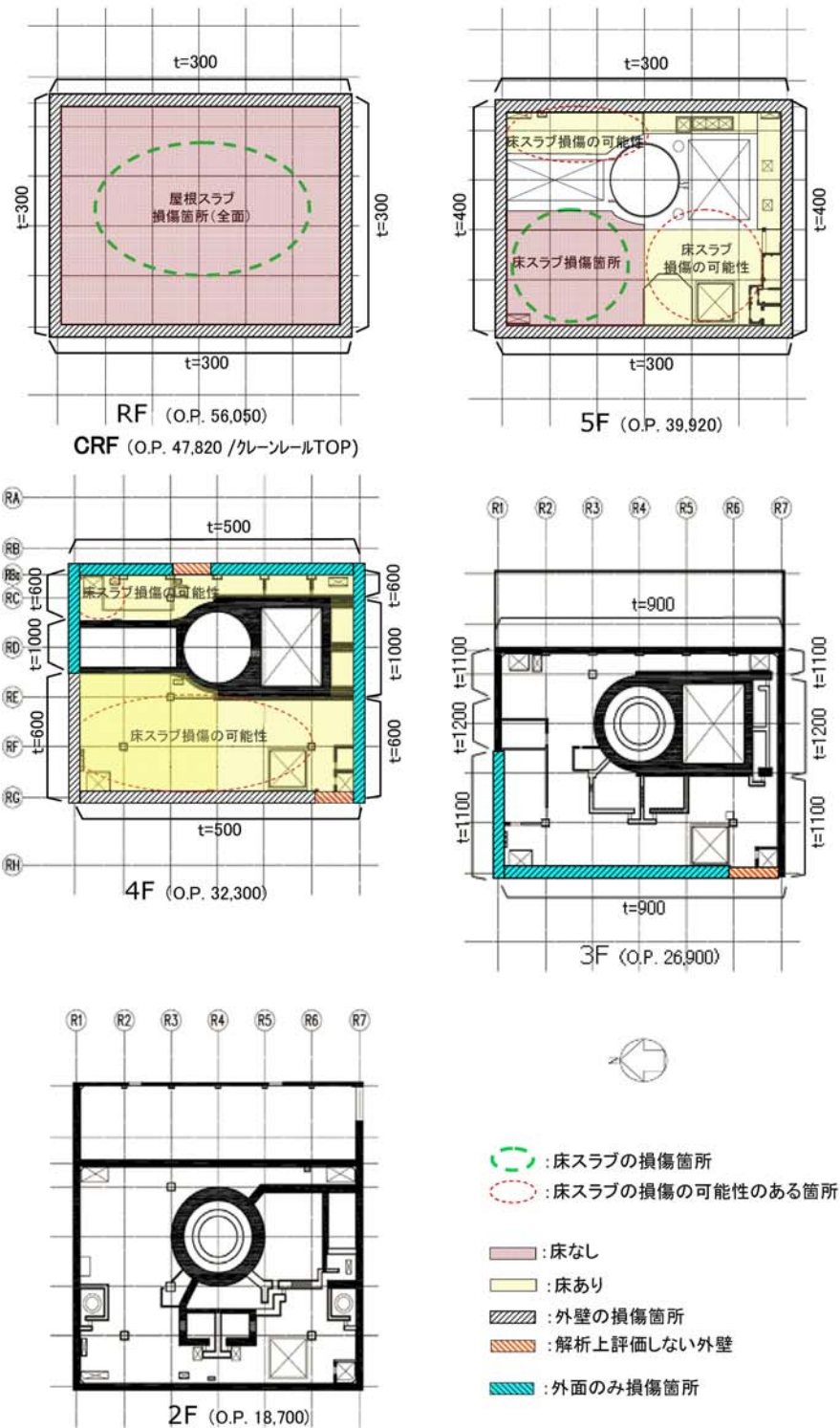


図-4.2 3号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、図-4.3 および図-4.4 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋－地盤連成系モデルとする。建屋－地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-4.1 に、建屋解析モデルの諸元を表-4.2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-4.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-4.5 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋－地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

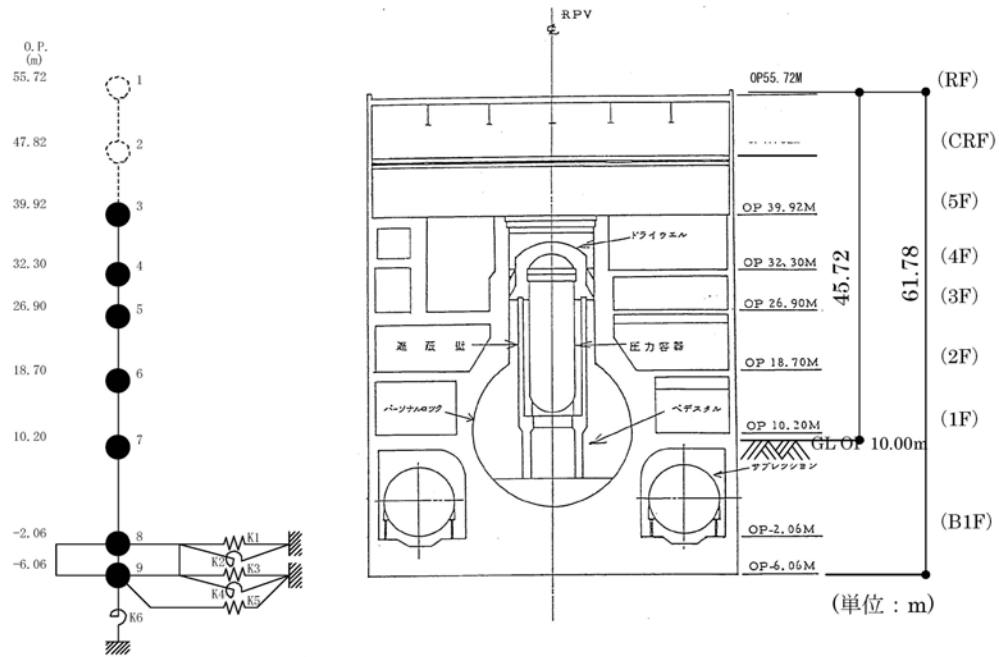


図-4.3 3号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS 方向)

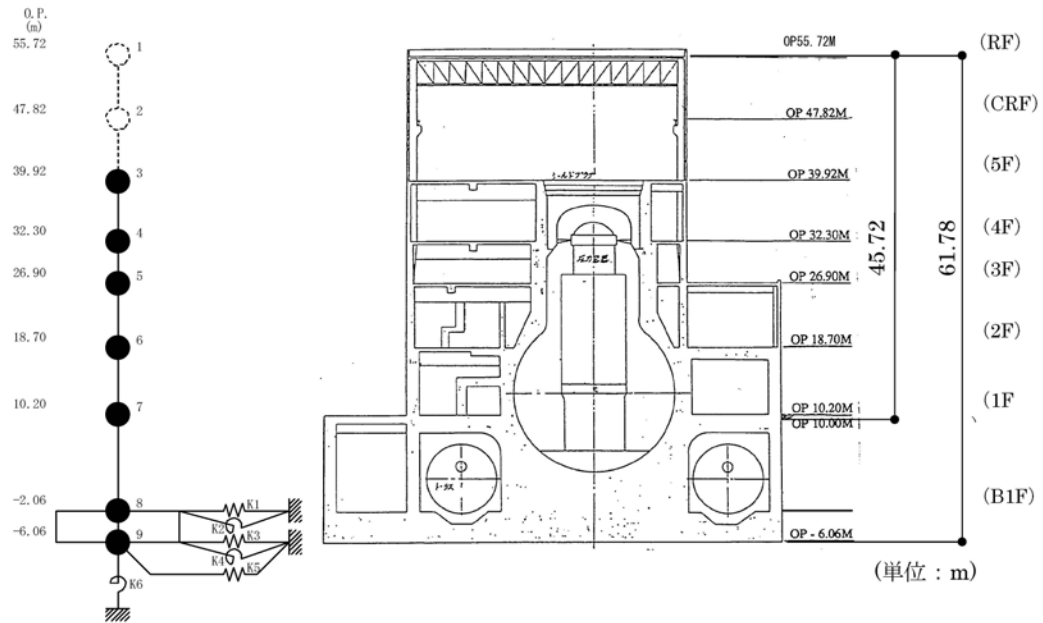


図-4.4 3号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW 方向)

表-4.1 地震応答解析に用いる物性値

コン クリ ート	強度*1 F_c (N/mm^2)	ヤング係数*2 E (N/mm^2)	せん断弾性係数*2 G (N/mm^2)	ポアソン 比 ν	単位体積重量 γ (kN/m^3)
	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

表-4.2 建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_g (\text{m}^2)$	断面2次モーメント I (m^4)
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	78,130	82.37	145.3	9,598
4	119,490	238.33	146.1	29,271
5	109,640	201.82	237.3	56,230
6	130,160	239.58	208.6	60,144
7	226,760	417.47	458.7	112,978
8	301,020	554.17	2,697.8	496,620
9	127,000	233.79		
合計	1,092,200	ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m ²) せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m ²) ポアソン比 ν 0.20 減衰 δ 5% 基礎形状 47.0m (NS方向) $\times$ 57.4m (EW方向)		

(EW 方向)

質点番号	質点重量 W (kN)	回転慣性重量 $I_g (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_g (\text{m}^2)$	断面2次モーメント I (m^4)
1	—	—	—	—
2	—	—	—	—
3	78,130	60.05	61.9	5,665
4	119,490	124.49	123.4	12,460
5	109,640	201.82	204.1	41,352
6	130,160	239.58	226.6	61,084
7	226,760	622.62	431.3	135,128
8	301,020	826.50	2,697.8	740,717
9	127,000	348.72		
合計	1,092,200	ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m ²) せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m ²) ポアソン比 ν 0.20 減衰 δ 5% 基礎形状 47.0m (NS方向) $\times$ 57.4m (EW方向)		

表-4.3 地盤定数

(SS-1)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ_t (kN/m^3)	ポアソン比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	せん断弾性 係数 G (kN/m^2)	剛性低下後 S波速度 V_s (m/s)	減衰定数 h (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.78	266,000	398	3
-50.0		500	17.1	0.455	436,000		340,000	442	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		439,000	495	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(SS-2)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ_t (kN/m^3)	ポアソン比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	せん断弾性 係数 G (kN/m^2)	剛性低下後 S波速度 V_s (m/s)	減衰定数 h (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.81	276,000	405	3
-50.0		500	17.1	0.455	436,000		353,000	450	
-80.0		560	17.6	0.446	563,000		456,000	504	
-108.0		600	17.8	0.442	653,000		529,000	540	
-196.0	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

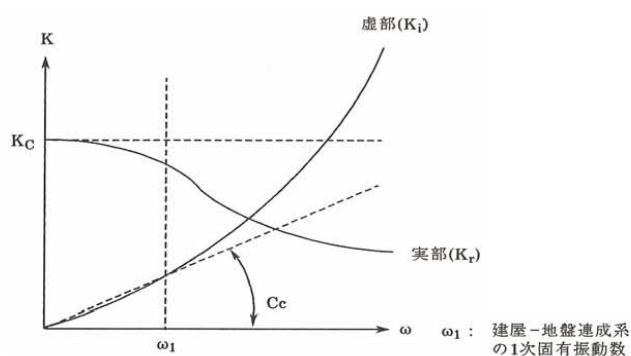


図-4.5 地盤ばねの近似

5. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向, EW 方向の最大応答加速度を図-5.1 および図-5.2 に示す。

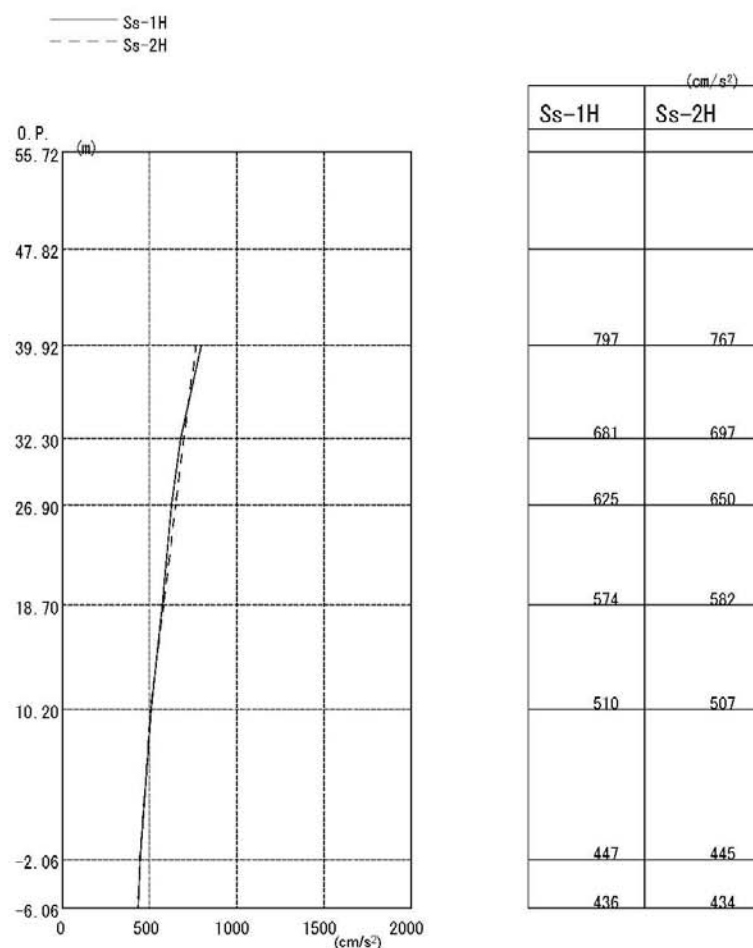


図-5.1 最大応答加速度 (NS 方向)

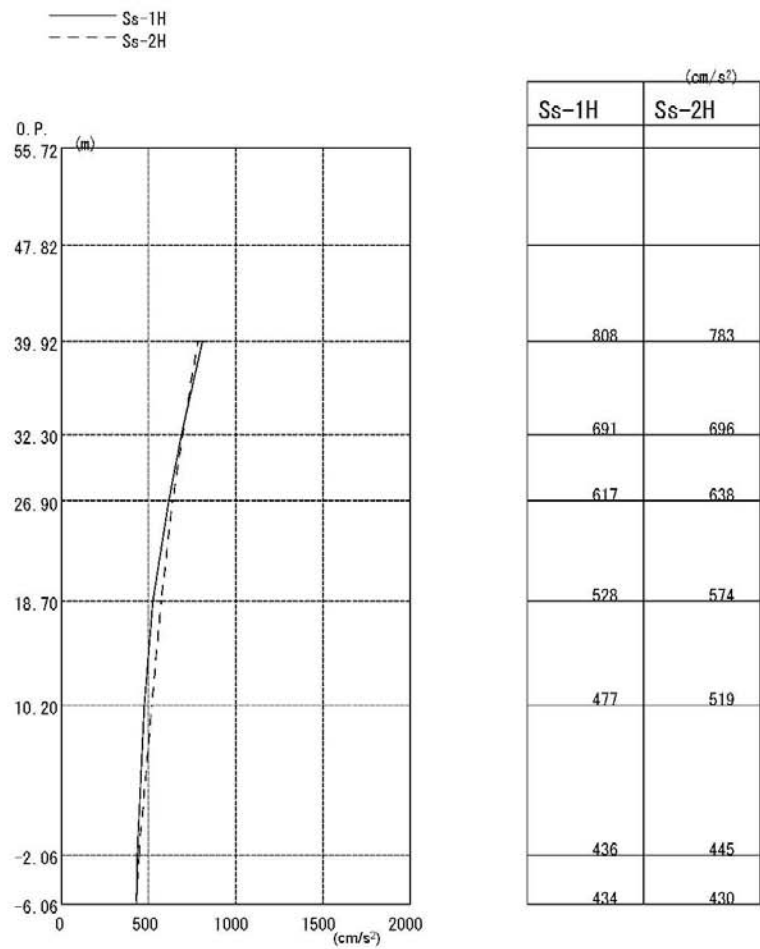


图-5.2 最大応答加速度 (EW 方向)

6. 耐震安全性評価結果

表 6-1 に、耐震壁の最大せん断ひずみを、図-6.1、図-6.2 および図-6.3、図-6.4 に基準地震動 Ss-1 および基準地震動 Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で 0.14×10^{-3} (Ss-2H, NS 方向, 1F) であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表 6-1 耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧
($\times 10^{-3}$)

	NS 方向		EW 方向	
	Ss-1H	Ss-2H	Ss-1H	Ss-2H
4F	0.05	0.04	0.10	0.10
3F	0.10	0.10	0.12	0.12
2F	0.09	0.09	0.10	0.10
1F	0.13	0.14	0.12	0.13
B1F	0.09	0.09	0.09	0.09

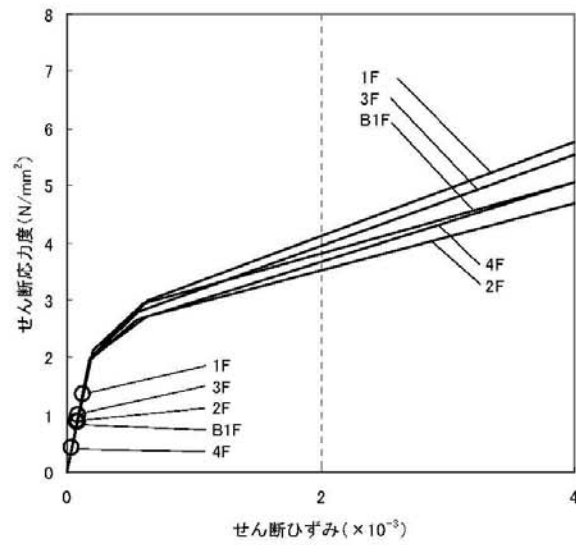


図-6.1 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, NS 方向)

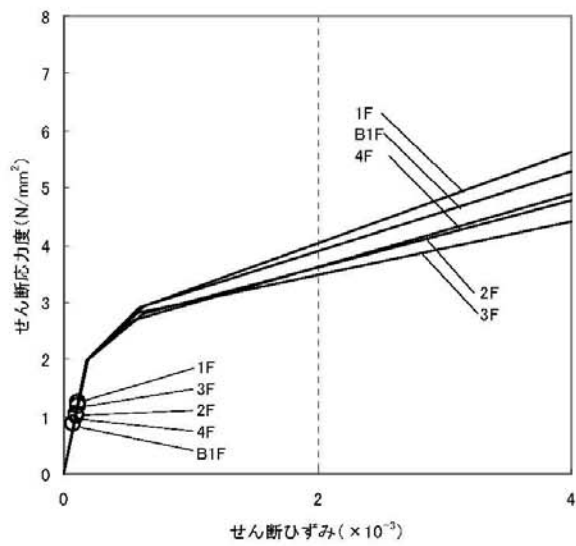


図-6.2 セン断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, EW 方向)

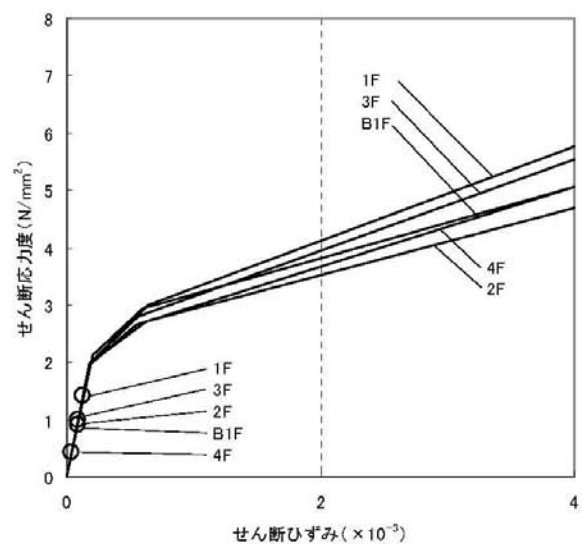


図-6.3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, NS 方向)

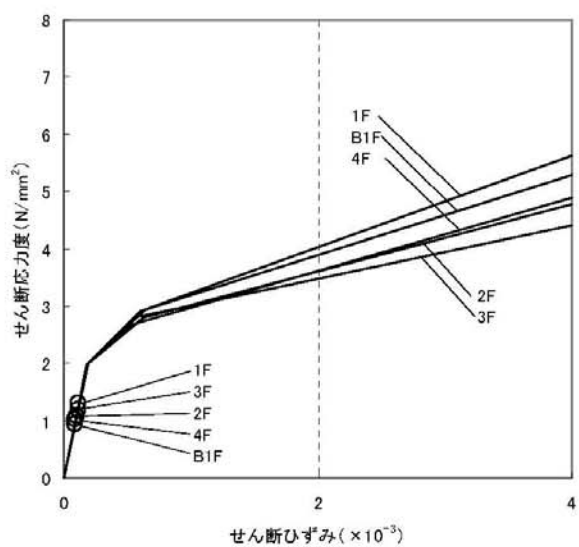


図-6.4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, EW 方向)

『発電所原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果

『福島第一原子力発電所 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂2）』（平成22年4月19日）に記載している3号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。

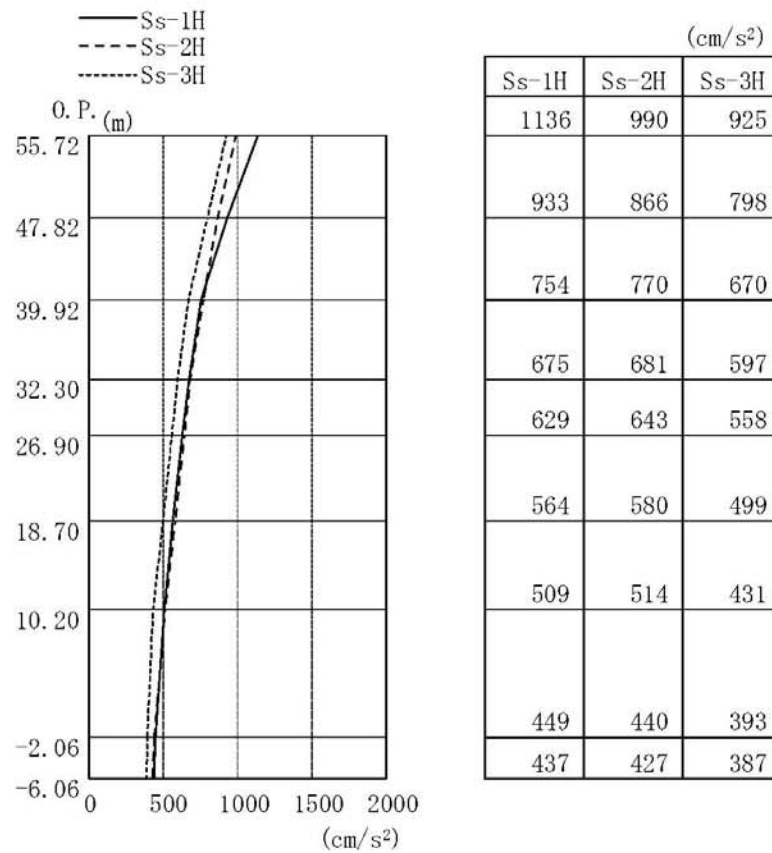


図-1 最大応答加速度（NS 方向）

付 1-1.1

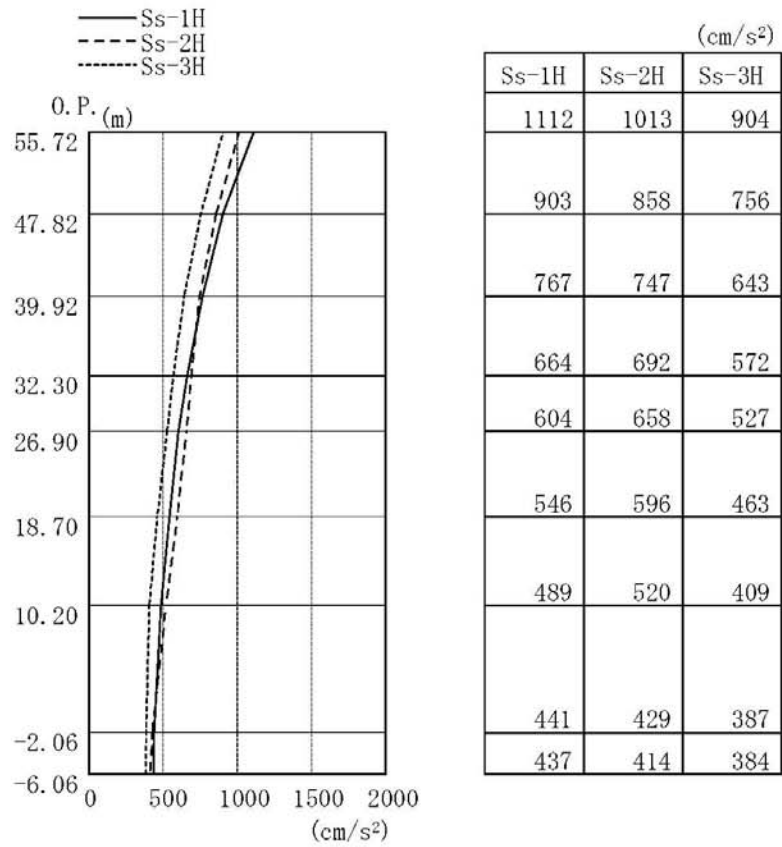


図-2 最大応答加速度 (EW 方向)

付 1-1.2

表-1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)

(× 10 ⁻³)				評価基準値
階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	2.0以下
CRF	0.07	0.06	0.06	
5F	0.12	0.11	0.10	
4F	0.04	0.04	0.04	
3F	0.06	0.07	0.06	
2F	0.08	0.09	0.08	
1F	0.13	0.13	0.12	
B1F	0.08	0.08	0.07	

表-2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)

(× 10 ⁻³)				評価基準値
階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	2.0以下
CRF	0.09	0.09	0.08	
5F	0.12	0.11	0.09	
4F	0.08	0.08	0.07	
3F	0.09	0.09	0.08	
2F	0.10	0.10	0.09	
1F	0.12	0.12	0.10	
B1F	0.08	0.09	0.07	

以上

付 1-1.3

添付資料－２：３号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細
（３次元 FEM 解析による局部評価）

1. 解析評価方針

3号機原子炉建屋については、5階より下部の4階や3階の外壁が複雑に損傷していることを踏まえ、2階より上部を詳細な3次元FEM解析モデルでモデル化し、応力解析により基準地震動 S_s に対する原子炉建屋の耐震安全性を評価する。なお、3号機原子炉建屋の外壁の損傷が確認されている4階や3階においては、主要な耐震要素が使用済燃料プールとなることから、ここでは使用済燃料プールを中心とした評価を実施する。

原子炉建屋の5階平面図を図-1.1に、断面図を図-1.2に示す。

耐震安全性評価は、図-1.3のフローに示すように以下の手順で行う。

- ・ 使用済燃料プールを中心とした評価を実施するために2階（O.P.18.7m）から5階（O.P.39.92m）までの建屋部分を対象に、爆発等による損傷状況を模擬した3次元FEM解析モデルを作成する。
- ・ 死荷重、プール水による静水圧、温度荷重、地震応答解析結果に基づく地震荷重、地震時動水圧などの荷重条件および荷重組合せの条件を設定する。
- ・ 応力解析として鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を行い、使用済燃料プール部及びシェル壁部に発生する応力およびひずみを算出する。
- ・ 評価基準値と比較し、耐震安全性を評価する。

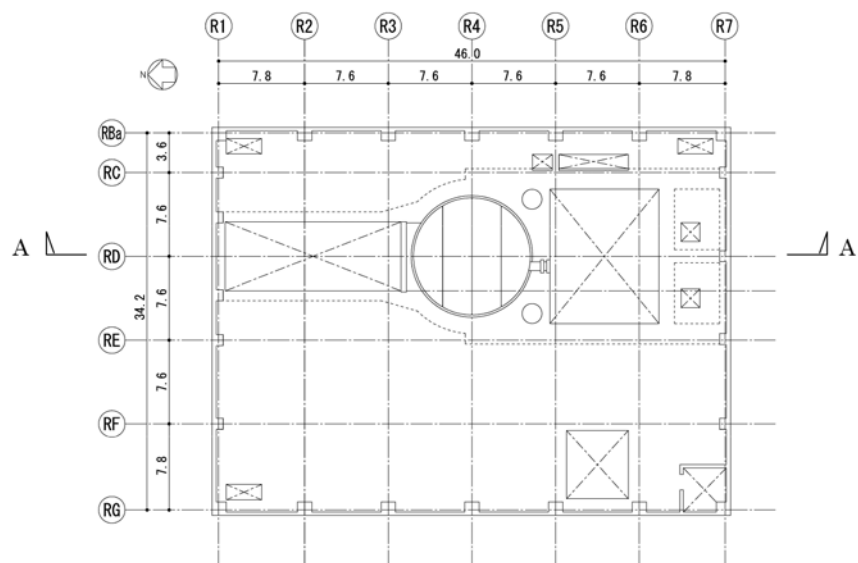


图-1.1 5 阶 (OP 39.92) 平面图 (单位 : m)

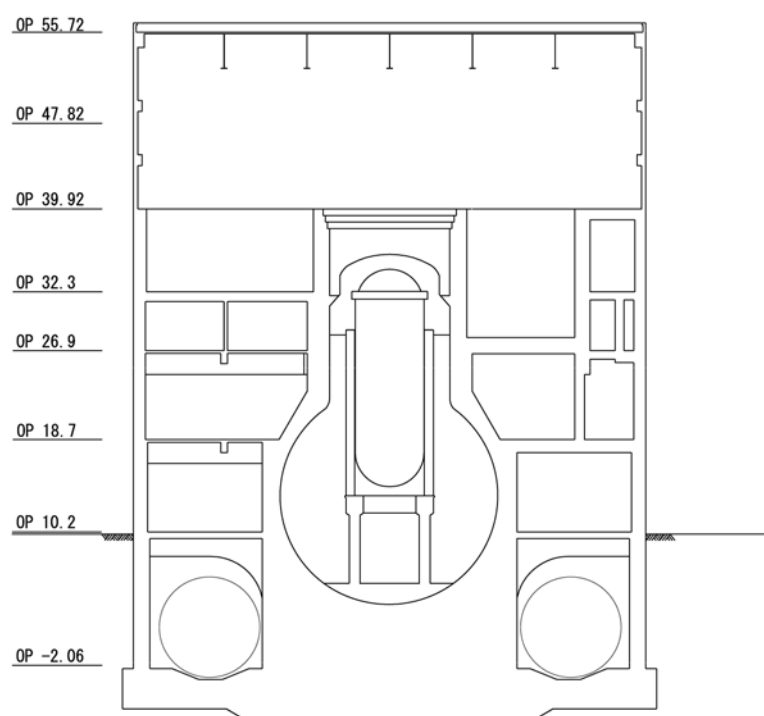


图-1.2 A-A断面图 (单位 : m)

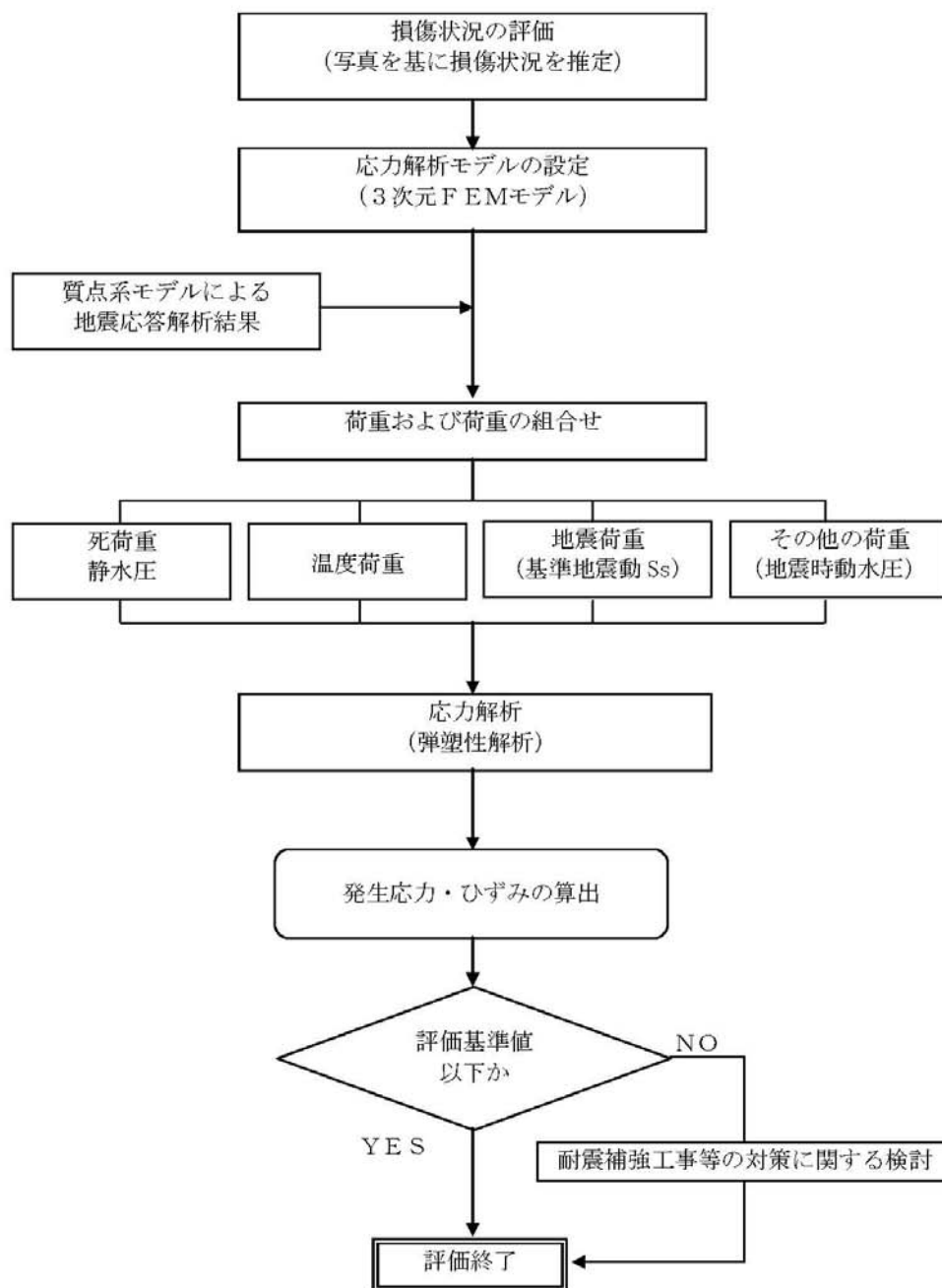


図-1.3 局部評価の耐震安全性評価フロー

2. 損傷状況の評価

損傷状況の評価にあたっては、「添付資料－2 2. 損傷状況の評価」を基本として3次元FEM解析モデルを作成している。

解析モデルで評価した外壁は、添付資料－2において考慮した部分と同一とする。

爆発による影響を考慮し、添付資料－2で損傷部位として考慮した5階及び4階の床の剛性を50％に低減し、使用済燃料プール、機器仮置プール及び原子炉ウエルの剛性を80％に低減する。

なお、シェル壁については、目視による確認は実施できていないものの、シェル壁は、損傷している外壁の厚さ（最大で600mm）と比較して厚いことから損傷は無いものとして評価する。

損傷した部分の重量については、下階の床で支持されていると仮定し、全て一様に積載されているものとして評価する。

3. 応力解析モデルの設定

鉄筋コンクリート部材の塑性化を考慮した弾塑性解析を実施し、使用済燃料プール部及びシェル壁部に発生する応力およびひずみを算定する。2階壁から5階の燃料取替え床までの鉄筋コンクリート部材を有限要素の集合体としてモデル化する。

解析モデルに使用する板要素は、鉄筋層をモデル化した異方性材料による積層シェル要素を用いる。各要素には、板の軸力と曲げ応力を同時に考えるが、板の曲げには面外せん断変形の影響も考慮する。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

解析モデル概要図を図-3.1 に、コンクリートと鉄筋の構成則を図-3.2 に、解析モデルの境界条件を図-3.3 に示す。

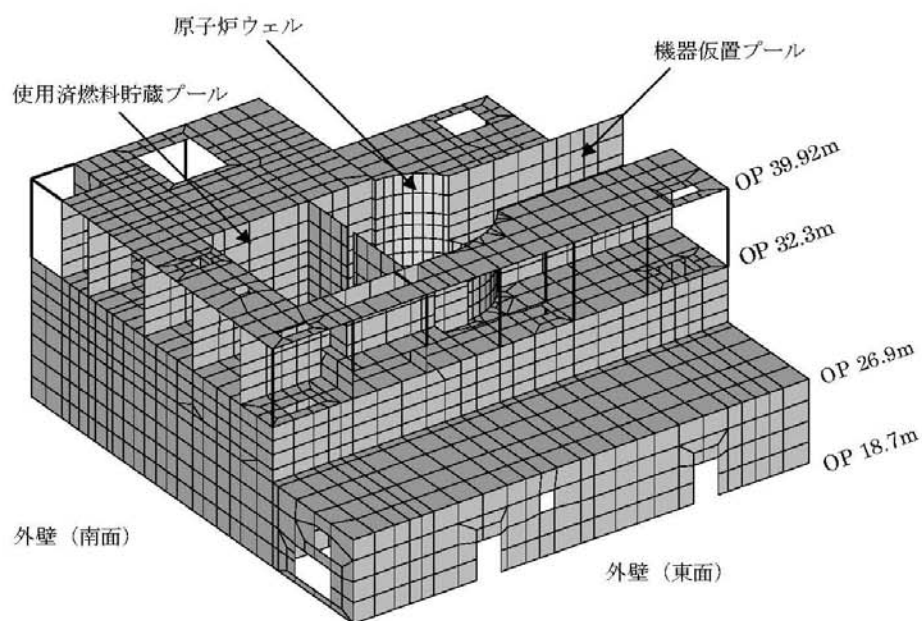
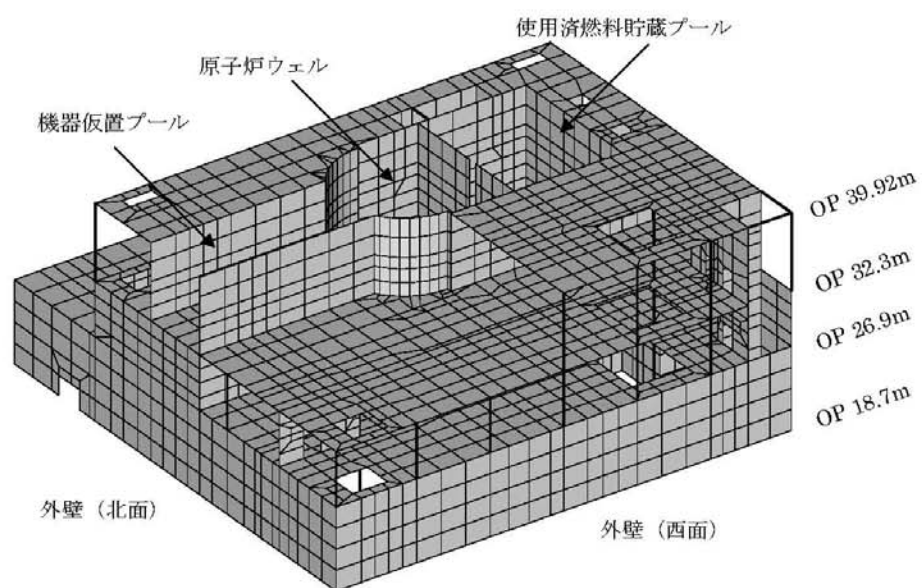
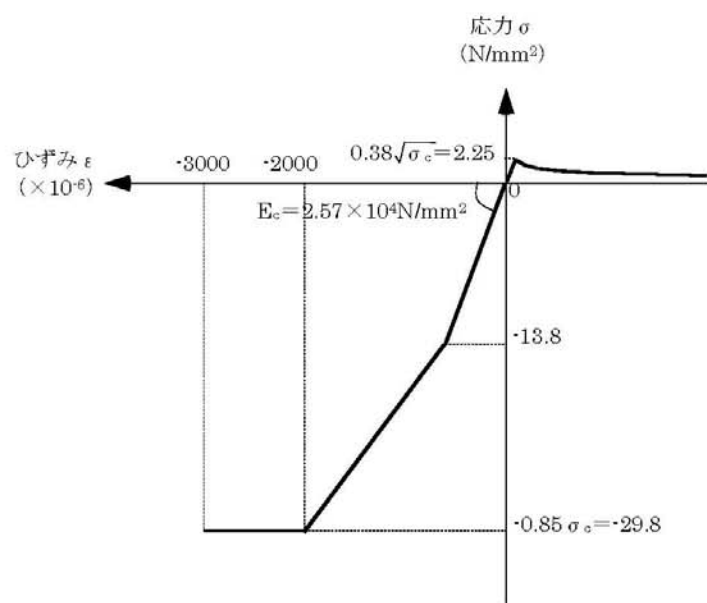
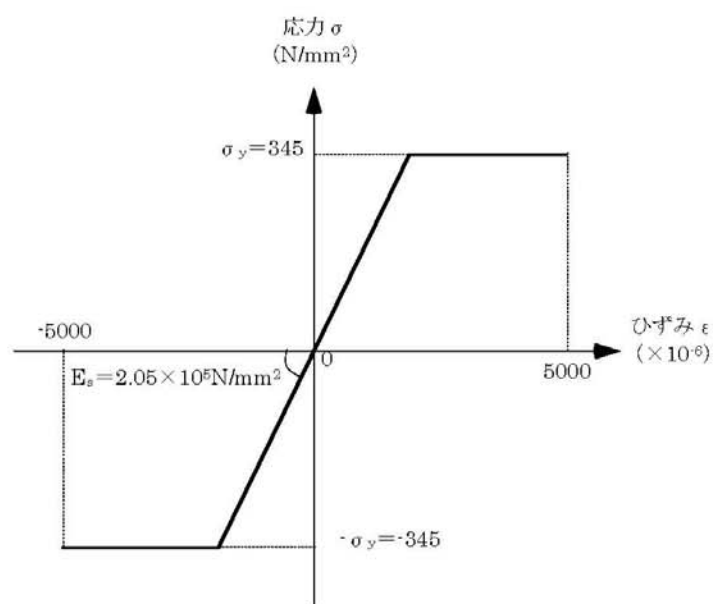


図-3.1 解析モデル概要図



(a) コンクリートの応力-ひずみ関係
(コンクリート強度 $\sigma_c = 35 \text{ N/mm}^2$)



(b) 鉄筋の応力-ひずみ関係
(鉄筋降伏点 $\sigma_y = 345 \text{ N/mm}^2$)

図-3.2 コンクリートと鉄筋の構成則

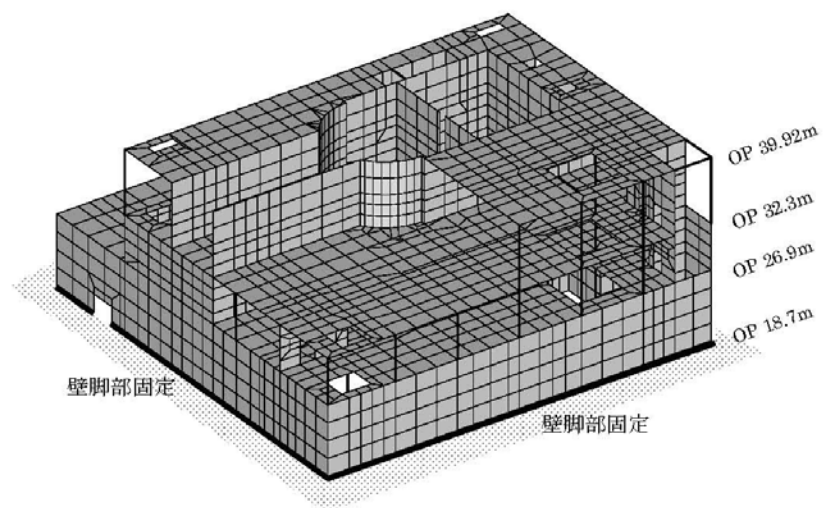


図-3.3 解析モデルの境界条件

4. 荷重および荷重の組合せ

(1) 死荷重

解析モデルに付与する死荷重は、モデル化範囲の建屋躯体の自重、機器重量に加え、崩れた屋根や外壁重量が全て燃料取替え床やプール床に積載していると仮定した場合の付加重量を考慮する。

(2) 静水圧

使用済燃料プールが満水状態にあると仮定した場合の静水圧を考慮する。

(3) 温度荷重

実測されたプール水の温度条件（62℃程度）を参考に、水温 65℃、外気温 10℃の状態を想定する。原子炉格納容器内の雰囲気温度についても、これまでの履歴温度より 110℃の状態を想定する。

(4) 地震荷重

前述の建屋の損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動 S_s に対する地震応答解析結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。（付録 2-1 参照）

(5) その他の荷重

プール水の地震時動水圧を考慮する。

(6) 荷重の組合せ

表-4.1 に荷重の組合せを示す。なお、水平方向および鉛直方向の地震動の組合せは、組合せ係数法（組合せ係数 0.4）により評価する。

日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」等においては、温度荷重と基準地震動 S_s による地震荷重との組合せを行わないこととしている。しかし、現状の使用済燃料プールが比較的長期間高温状態となっていることを踏まえ、温度荷重と基準地震動 S_s による地震荷重とを組み合わせで評価することとした。さらに、温度荷重を考慮しない場合の評価結果については付録 2-2 に示している。

表-4.1 荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
S_s 地震時	$DL + H + T + K + KH$

ここに、 DL ：死荷重 ， H ：静水圧 ， T ：温度 ，
 K ：地震荷重（基準地震動 S_s ） ， KH ：地震時動水圧

5. 評価結果

配筋諸元等に基づき原子炉建屋の構造検討を行い、耐震安全性を評価する。評価箇所を図-5.1、図-5.2に示す。また評価に用いる配筋諸元を表-5.1に示す。

評価においては、応力解析より求まる発生応力およびひずみが、評価基準値を超えないことを確認する。評価基準値は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」等に基づき設定する。

評価結果を表-5.2、表-5.3に示す。いずれの箇所においても発生応力およびひずみは弾性範囲内であり評価基準値を下回ることより、現状の原子炉建屋は基準地震動 S_s に対する耐震安全性が確保されていると推定される。

表-5.2～表-5.3に用いる記号の説明

ϵ_c	: コンクリートの圧縮ひずみ
ϵ_c, ϵ_t	: 鉄筋の圧縮ひずみおよび引張ひずみ (ひずみは全て引張側を正として表記)
Q	: 面外せん断力

なお、損傷状況の評価において、剛性が変動する可能性が考えられることから、炉内が高温になった影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や爆発によって使用済燃料プールなどの剛性がより低下している可能性を考慮したパラメータスタディや、不確定要素が大きいので逆に剛性の低下を緩和したパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じておらず、仮定条件の変動が解析結果に与える影響はそれほど大きくないことを確認している。(付録 2-3 参照)

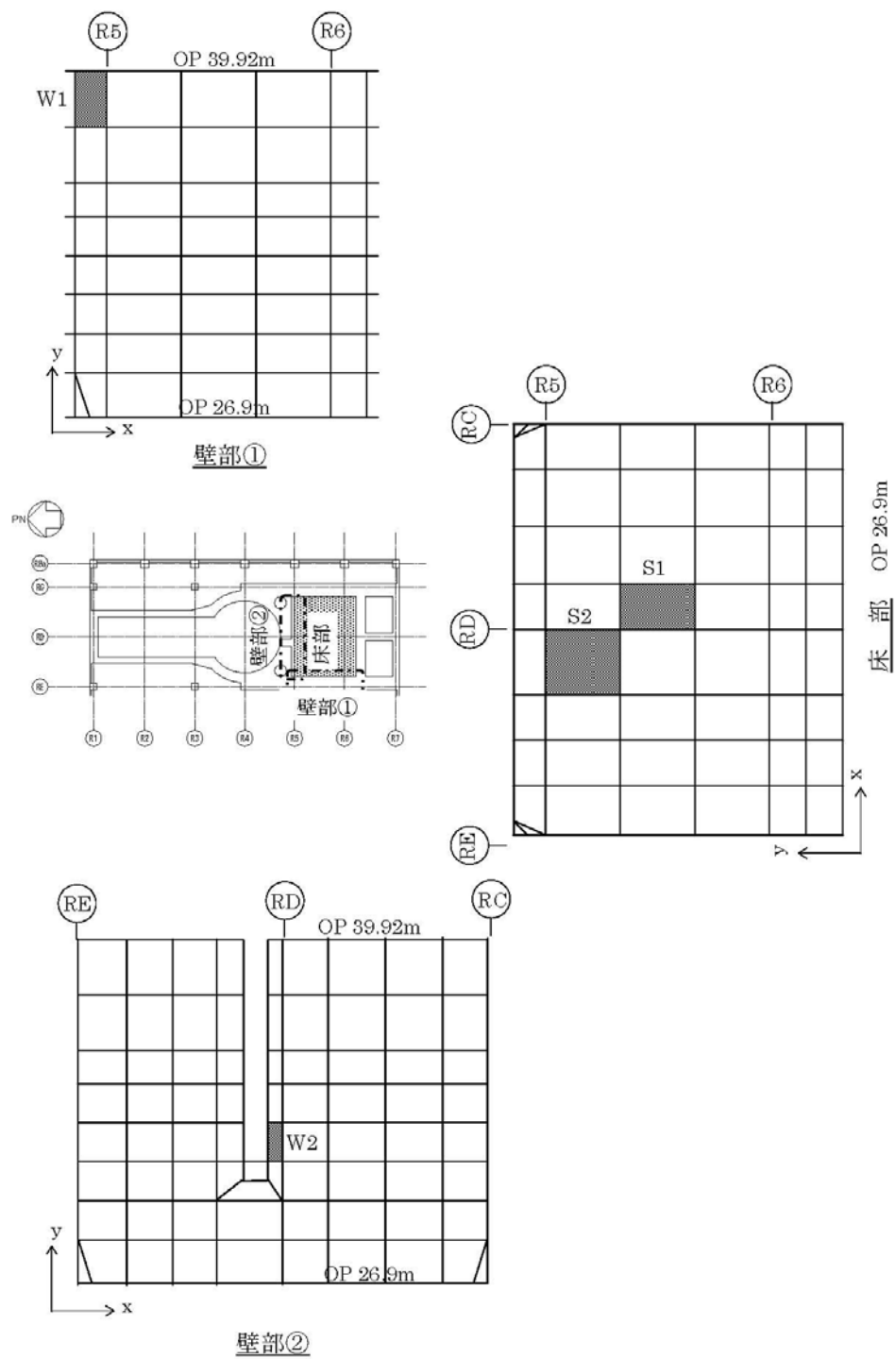


図-5.1 評価箇所(1)

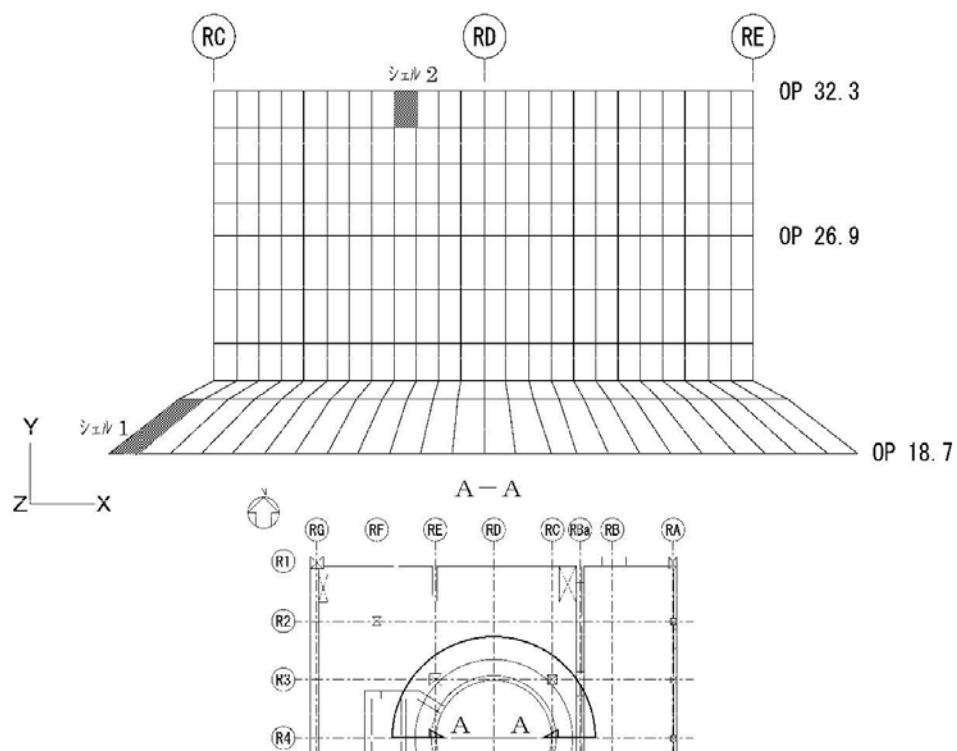


図-5.2 評価箇所(2)

表-5.1 評価箇所配筋諸元

位置	内側筋		外側筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
W1	D32@250 +4-D32	D32@120	D32@250 +4-D32	D32@240	—
W2	D38@130	D38@130	D38@160	D38@130	—
位置	上端筋		下端筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
S1	D32@100 + D32@200		D32@200		—
S2					
位置	内側筋		外側筋		せん断補強筋
	x 方向	y 方向	x 方向	y 方向	
シェル 1	D38@100 + D38@150	D38@100 + D38@200	D38@100 + D38@150	D38@120 + D38@240	—
シェル 2	D38@130	D38@130	D38@150	D38@130	—

表-5.2(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	判定
W1	ϵ_c	Ss 地震時	-667	-3000	可
	ϵ_s		-588	-5000	可
	ϵ_t		1303	5000	可

表-5.2(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	判定
S1	ϵ_c	Ss 地震時	-443	-3000	可
	ϵ_s		-165	-5000	可
	ϵ_t		335	5000	可

表-5.2(3) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	判定
シェル 1	ϵ_c	Ss 地震時	-567	-3000	可
	ϵ_s		-469	-5000	可
	ϵ_t		408	5000	可

表-5.3(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
W2	Ss 地震時	1689	3130	可

表-5.3(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
S2	Ss 地震時	897	1900	可

表-5.3(3) 面外せん断力の検討結果（シェル壁）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
シェル 2	Ss 地震時	2475	3270	可

3号機原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析について

福島第一原子力発電所 3号機原子炉建屋の 3次元 FEM 解析による局部評価にあたっては、基準地震動 S_s による鉛直方向の動的解析結果を入力として用いる。ここでは、鉛直方向の地震応答解析結果を示す。

解析モデル作成にあたって、「添付資料-1 3号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細（質点系モデルによる時刻歴応答解析による評価）」において評価した範囲と同様の範囲を損傷範囲として取り扱うこととし、崩れた部分の重量については、下階の床で支持されると仮定する。

鉛直方向の建屋解析モデルを図-1 に、諸元を表-1 に示す。

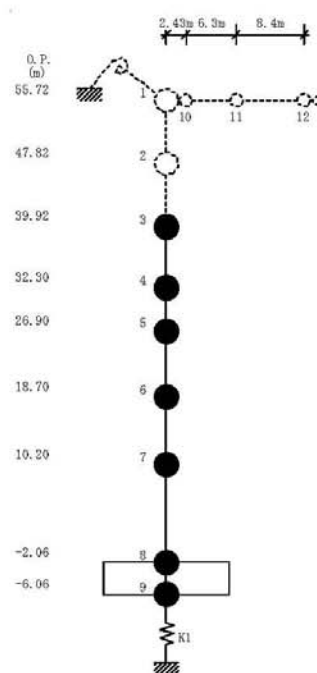


図-1 建屋解析モデル（鉛直方向）

表-1 建屋解析モデルの諸元
(鉛直方向)

建屋				屋根			
質点番号	質点重量 W(kN)	軸断面積 $A_H(m^2)$	軸ばね剛性 $K_A(\times 10^8 kN/m)$	質点番号	質点重量 W(kN)	せん断断面積 $A_S(\times 10^{-2} m^2)$	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—	—	1	—	—	—
2	—	—	—	10	—	—	—
3	78,130	—	—	11	—	—	—
4	119,490	192.0	6.48	12	—	—	—
5	109,640	266.3	12.67				
6	130,160	431.7	13.53				
7	226,760	423.0	12.79				
8	301,020	691.2	14.49				
9	127,000	2,697.8	173.33				
合計	1,092,200						

①コンクリート部

ヤング係数 E_c 2.57×10^7 (kN/m²)
せん断弾性係数 G 1.07×10^7 (kN/m²)
ポアソン比 ν 0.20
減衰 h 5%

②鉄骨部

ヤング係数 E_s 2.05×10^8 (kN/m²)
せん断弾性係数 G 7.90×10^7 (kN/m²)
ポアソン比 ν 0.30
減衰 h 2%

基礎形状

47.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度および最大応答軸力を図-2 および図-3 に示す。

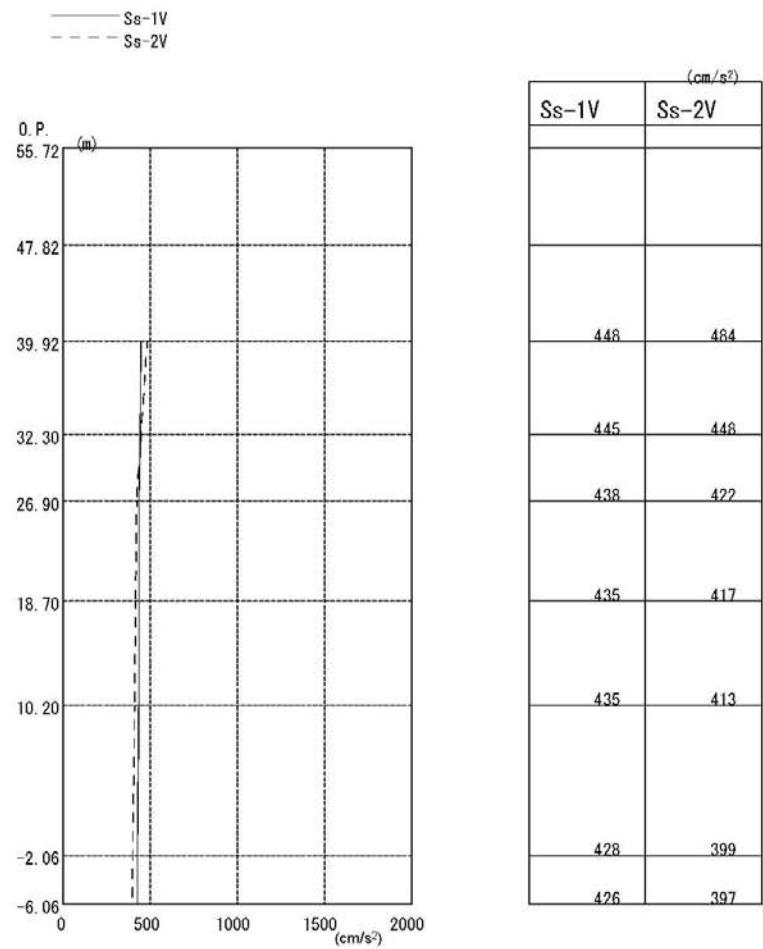


図-2 最大応答加速度（鉛直方向）

付 2-1.3

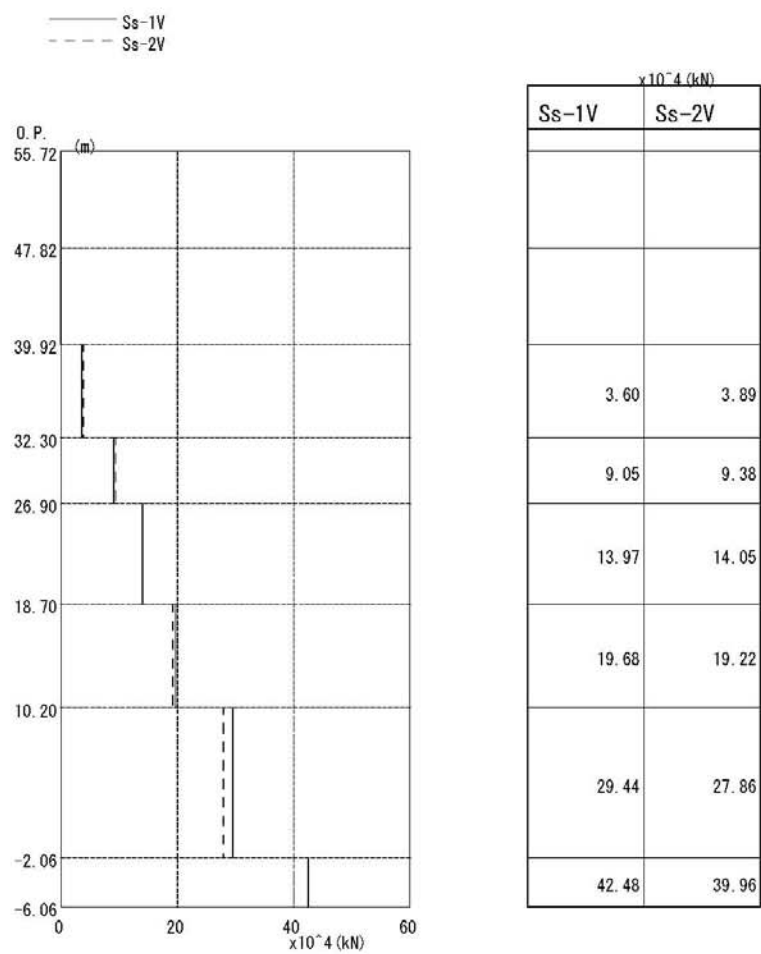


図-3 最大応答軸力（鉛直方向）

付 2-1.4

温度荷重に関するパラメトリックスタディについて

1. 解析概要

添付資料－２では、荷重組合せとして基準地震動 S_s と温度荷重（プール水の温度条件（65℃））を組み合わせ耐震安全性の評価を実施した。本検討では、温度荷重を考慮しない場合の基準地震動 S_s に対する検討を行い、温度荷重を考慮しない場合における耐震安全性の評価への影響を検討する。

2. 解析方法

添付資料－２の荷重の組合せ（以下、基本ケースとする）をもとに、温度荷重を除外した表－１の荷重の組合せを対象とする。なお、荷重の組合せ以外の条件は、解析モデルを含め基本ケースと同一である。

表-1 荷重の組合せ

荷重時名称	荷重の組合せ
S_s 地震時	DL+H+K+KH

ここに、 DL : 死荷重
H : 静水圧
K : 地震荷重（基準地震動 S_s ）
KH : 地震時動水圧

3. 評価結果

使用済燃料プール等のコンクリートおよび鉄筋のひずみについて、基本ケースにて評価した同一箇所（要素）の結果を表-2 に、面外せん断力の結果を表-3 に示す。なお、参考として、表-2 及び表-3 には、比較のため温度条件を考慮した基本ケースの検討結果を併記する。

評価結果より、温度荷重を考慮しない場合においても、原子炉建屋の発生応力およびひずみは評価基準値以内であり、耐震安全性は確保されていると推定される。

付 2-2.1

表-2(1) 軸力と曲げ応力による
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ(×10 ⁻⁶)		評価基準値(×10 ⁻⁶)	判定
			本検討 (温度なし)	参考 基本ケース		
W1	c E c	Ss 地震時	-435	-667	-3000	可
	s E c		-365	-588	-5000	可
	s E t		444	1303	5000	可

表-2(2) 軸力と曲げ応力による
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ(×10 ⁻⁶)		評価基準値(×10 ⁻⁶)	判定
			本検討 (温度なし)	参考 基本ケース		
S1	c E c	Ss 地震時	-149	-443	-3000	可
	s E c		-42	-165	-5000	可
	s E t		160	335	5000	可

表-2(3) 軸力と曲げ応力による
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ(×10 ⁻⁶)		評価基準値(×10 ⁻⁶)	判定
			本検討 (温度なし)	参考 基本ケース		
シェル 1	c E c	Ss 地震時	-110	-567	-3000	可
	s E c		-107	-469	-5000	可
	s E t		53	408	5000	可

付 2-2. 2

表-3(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)		判定
		本検討 (温度なし)	参考 基本ケース	
W2	Ss 地震時	530 (3130)	1689 (3130)	可

() 数値は評価基準値

表-3(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)		判定
		本検討 (温度なし)	参考 基本ケース	
S2	Ss 地震時	841 (2200)	897 (1900)	可

() 数値は評価基準値

表-3(3) 面外せん断力の検討結果（シェル壁）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)		判定
		本検討 (温度なし)	参考 基本ケース	
シェル 2	Ss 地震時	842 (3400)	2475 (3270)	可

() 数値は評価基準値

付 2-2.3

原子炉建屋の耐震安全性評価に係るパラメトリックスタディ

1. 検討方針

基本ケースでは想定していない以下に示す変動要因を考慮したパラメータ解析を実施し、原子炉建屋の耐震安全性評価に与える影響程度を把握する。

【基本ケースで想定していない損傷シナリオ】

爆発により屋根及び3階以上の外壁の大半が崩壊し、3階～5階におけるプール、壁床、その他の部材の剛性への影響が考えられるが、その影響程度は遠方からの写真による確認に抛るところが多く剛性の設定にばらつきの大きい可能性がある。

また、地震後に原子炉格納容器内部の温度が一時的に上昇し、剛性が低下する可能性がある。

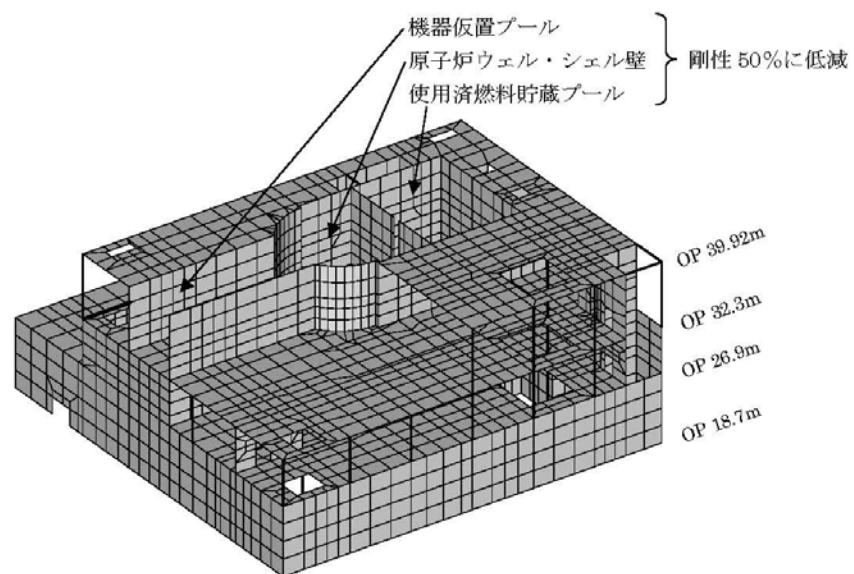
2. 検討条件

2. 1 爆発による影響検討のための検討条件

爆発によって、残存する床や壁にひび割れが生じ、剛性が低下している可能性も考えられるが、遠方からの写真で確認できない箇所もあり、剛性の設定はばらつきの大きい可能性がある。また、地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、その剛性へ影響を与える可能性がある。図-1 に示すように、半壊程度の外壁及びプール壁床などの損傷程度及び原子炉格納容器内の一時的な温度上昇が原子炉建屋の耐震安全性評価に及ぼす影響について2ケース（以下、ケース1・ケース2とする）検討する。

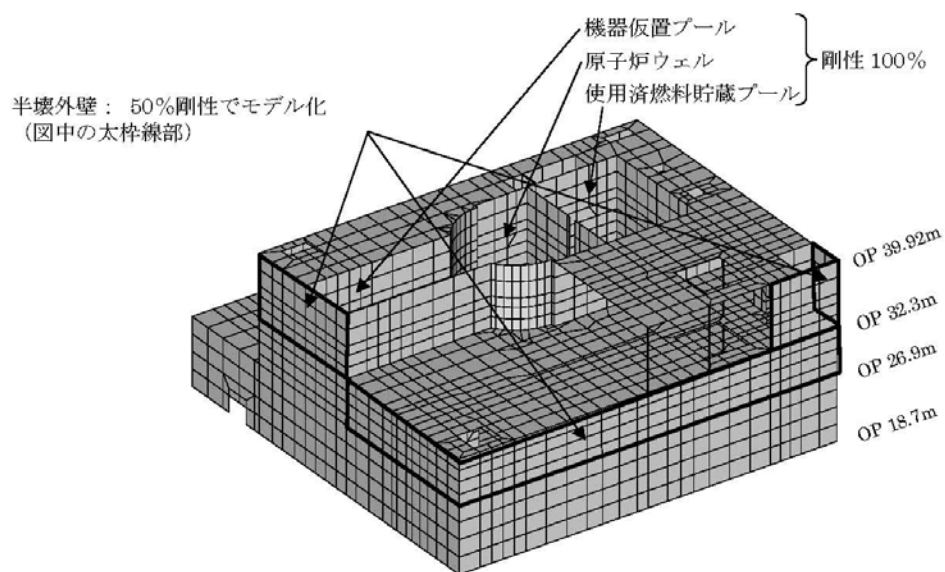
ケース1は、使用済燃料プール、機器仮置プール、原子炉ウェル、シェル壁の剛性を50%低下させることとする。

ケース2は、基本ケースでモデル化上無視した外面のみ損傷した半壊程度の外壁を50%の剛性低下した状態としてモデル化するとともに、使用済燃料プール及び原子炉ウェル、機器仮置プールは健全と想定し剛性を低下させないこととする。



*基本ケースと異なる設定箇所のみ記す。

図-1(1) 爆発による影響検討条件 (ケース1)



*基本ケースと異なる設定箇所のみ記す。

図-1(2) 爆発による影響検討条件 (ケース2)

付 2-3.3

2. 2 検討ケース

検討条件をまとめた検討ケースの一覧を、基本ケースも併せて、表-1 に示す。検討ケースは、基本ケースと同じ荷重組み合わせを考慮し、原子炉建屋の耐震安全性評価に与える影響を検討する。

表-1 検討ケース一覧

ケース		影響検討のための項目			
		外壁 (3～4階)	床 (4～5階)	使用済燃料 プール等	プール水温
-	基本	半壊程度の壁も 全壊扱い	5 階北西床を全壊 扱いとし、他の床 は50%に剛性低下	80%に剛性低下	65℃ (外気温 10℃)
1	爆発による 影響 (1)	*	*	50%に剛性低下	*
2	爆発による 影響 (2)	半壊程度の壁を 50%の剛性で モデル化	*	剛性低下させず	*

注) *: 基本ケースと同じ条件とする。

3. 検討結果

基本ケース及び検討ケースに対して、評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率を比較した結果を表-2 に示す。基本ケースでは想定していない原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことの影響や爆発による剛性低下の不確定性を考慮しても、原子炉建屋の耐震安全性評価には影響を与えないことが確認された。

なお、参考までに、検討ケース 1 ～ 2 に対する耐震安全性評価結果の詳細を表-3～表-6 に示す。

表-2 評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比率の比較

	評価項目	基本ケース	【ケース 1】 爆発影響（1）	【ケース 2】 爆発影響（2）
プール床	鉄筋 ひずみ	0.07	0.07	0.07
	コンクリート ひずみ	0.15	0.18	0.14
	面外 せん断力	0.48	0.42	0.52
プール壁	鉄筋 ひずみ	0.27	0.19	0.25
	コンクリート ひずみ	0.23	0.21	0.23
	面外 せん断力	0.54	0.47	0.58
シエル壁	鉄筋 ひずみ	0.10	0.10	0.10
	コンクリート ひずみ	0.19	0.19	0.20
	面外 せん断力	0.76	0.53	0.78

注) 表中の値は、1 未満であれば評価基準値を下回ることを示している。

【ケース1】

表-3(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	判 定
W1	ϵ_c	Ss 地震時	-626	-3000	可
	ϵ_s		-547	-5000	可
	ϵ_t		914	5000	可

表-3(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	判 定
S1	ϵ_c	Ss 地震時	-518	-3000	可
	ϵ_s		-198	-5000	可
	ϵ_t		338	5000	可

表-3(3) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	判 定
シェル 1	ϵ_c	Ss 地震時	-568	-3000	可
	ϵ_s		-482	-5000	可
	ϵ_t		405	5000	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

付 2-3. 6

【ケース 1】

表-4(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
W2	Ss 地震時	1462	3130	可

表-4(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
S2	Ss 地震時	915	2200	可

表-4(3) 面外せん断力の検討結果（シェル壁）

箇 所 名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判 定
シェル 2	Ss 地震時	1759	3330	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

付 2-3.7

【ケース2】

表-5(1) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（壁部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	判 定
W1	ϵ_c	Ss 地震時	-673	-3000	可
	ϵ_s		-595	-5000	可
	ϵ_t		1234	5000	可

表-5(2) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（床部）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	判 定
S1	ϵ_c	Ss 地震時	-413	-3000	可
	ϵ_s		-141	-5000	可
	ϵ_t		350	5000	可

表-5(3) 軸力と曲げモーメントによる
コンクリートおよび鉄筋のひずみの検討結果（シェル壁）

箇 所 名	検討 ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	判 定
シェル 1	ϵ_c	Ss 地震時	-576	-3000	可
	ϵ_s		-477	-5000	可
	ϵ_t		410	5000	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

付 2-3.8

【ケース 2】

表-6(1) 面外せん断力の検討結果（壁部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
W2	Ss 地震時	1804	3130	可

表-6(2) 面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
S2	Ss 地震時	913	1790	可

表-6(3) 面外せん断力の検討結果（シェル壁）

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 (N/mm)	判定
シェル 2	Ss 地震時	2611	3360	可

注) 検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の
耐震安全性および補強等に関する検討に係る報告書
(その3)

平成23年8月

東京電力株式会社

目 次

1. はじめに
2. 耐震安全性評価に関する検討方針
3. 耐震安全性評価に関する検討結果
4. 耐震補強工事等の対策に関する検討結果
5. まとめ

添付資料－1：2号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

添付資料－2：5号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

添付資料－3：6号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性
および補強等に関する検討に係る報告書（その３）

1. はじめに

本報告書は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第６７条第１項の規定に基づく報告の徴収について」（平成２３年４月１３日）に基づき、福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討を実施した結果を報告するものである。

５月２８日に提出した（その１）の報告書では、１号機及び４号機を対象としたものであり、７月１３日に提出した（その２）の報告書では、３号機を対象としたものであったが、今回の（その３）は、２号機、５号機及び６号機を対象としたものである。

2. 耐震安全性評価に関する検討方針

（１）２号機の原子炉建屋

２号機の原子炉建屋は、東側外壁のブローアウトパネルが開放しているものの、外見上損傷は見られない。建屋内部については線量が高く立ち入りが制限されているため、確認は出来ていないものの、現時点では損傷が無いものと考えられる。このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果（『福島第一原子力発電所 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂２）』平成２２年４月１９日）をそのまま適用できるものと考えられる。

（２）５号機及び６号機の原子炉建屋

５号機と６号機は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見られず、内部についても詳細な点検は行っていないが、構造的な損傷があったとの情報は得られていない。したがって、このような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果をそのまま適用できるものと考えられる。

3. 耐震安全性評価に関する検討結果

（１）２号機の原子炉建屋

耐震バックチェックにおいて、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.17×10^{-3} であり、評価基準値で

ある 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している（結果的にはおおむね弾性範囲と言える状態であった。）。

また、格納容器内が一時的に高温化した影響でシェル壁の剛性が低下した可能性や 3 月 15 日に地下階の圧力抑制室付近で異音が発生したことを踏まえたパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じないことを確認した。

したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉压力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－ 1）

（2） 5 号機及び 6 号機の原子炉建屋

耐震バックチェックにおいて、基準地震動 S_s を用いた時刻歴応答解析を実施した結果、5 号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.19×10^{-3} であり、6 号機の耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.33×10^{-3} であり、評価基準値である 4×10^{-3} を大きく下回っており、十分な安全性を有しているものと評価している。したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉压力容器」、「原子炉格納容器」、「使用済燃料プール」などに影響を及ぼすおそれはないものと評価している。

（添付資料－ 2， 3）

4. 耐震補強工事等の対策に関する検討結果

（1） 2 号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、現段階では建物内部の線量レベルが高いことから立入が難しいという面もある。今後、環境改善が進み建物内部の線量レベルが作業を行うのに十分な程度に低減された場合には、建屋内部の状況を確認するとともに、損傷が確認された場合には耐震性を維持するための補修を行うこととする。

（2） 5 号機及び 6 号機の原子炉建屋

耐震安全性評価の結果として、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所は無かったことから、現段階では緊急的な耐震補強工事等の対策は考えていない。また、今後、建屋内部の状況を確認するとともに、建屋の損傷が確認された場合には耐震性を維持するための補修を行うこととする。

5. まとめ

本報告書においては、2号機、5号機及び6号機の原子炉建屋について、耐震安全性評価を実施し、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことを確認した。既に報告済みの1号機、3号機及び4号機の原子炉建屋についても、耐震安全性評価を実施し、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないことを確認している。福島第一原子力発電所の全ての原子炉建屋の現状において、耐震安全性の確保ができないおそれがある箇所はないものと考えられる。

添付資料－１：２号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

1. 評価方針

2号機の原子炉建屋については、図-1.1に示す外観写真（平成23年3月24日撮影）の通り、外観写真からは外見上の損傷は確認できない。東面の外観写真よりブローアウトパネルが開放していることが確認できるが、非構造部材であり、建屋の構造上は問題ないものと考えられる。建屋内部については線量が高く立入が制限されているため、確認は出来ていないものの、現時点で原子炉建屋には構造的な損傷は無いものと評価した。

以上のような状況を踏まえると、建屋の耐震性という観点からは、耐震バックチェックの解析結果（『福島第一原子力発電所 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂2）』 平成22年4月19日）をそのまま適用できるものと考えられ、本評価では、耐震バックチェックで実施した地震応答解析結果を用いて耐震安全性評価を実施することとした。

なお、原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値（ 4.0×10^{-3} ）との比較により行うこととする。



北面



西面



東面



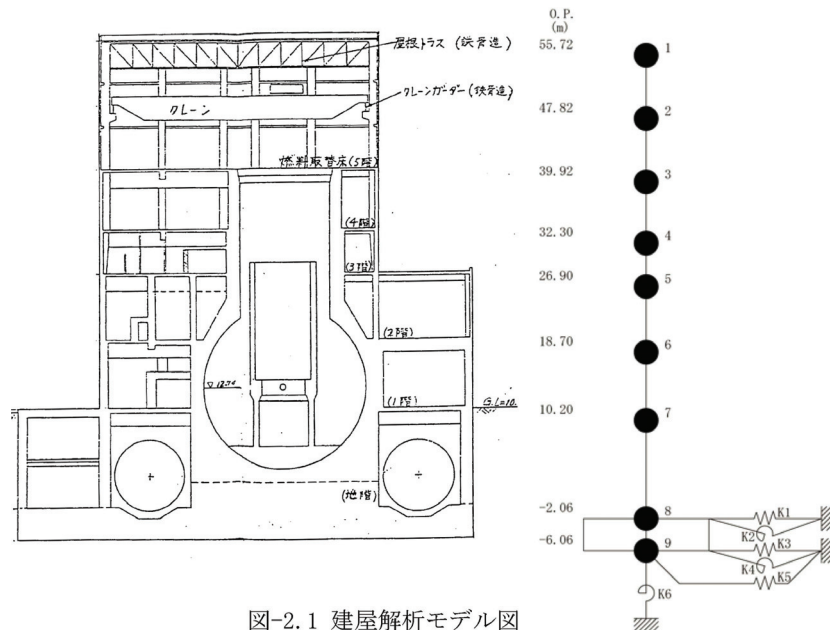
南面

図-1.1 2号機原子炉建屋の外観写真

2. 耐震安全性評価

(1) 地震応答解析モデルの概要

耐震バックチェックにおける地震応答解析は、基準地震動 S_s を用いた地震応答解析（時刻歴応答解析法）によることとし、建物・構造物や地盤の特性を適切に表現できるモデル（図-2.1）を設定した上で実施した。



(2) 耐震安全性評価結果

表-2.1 および表-2.2 に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。また図-2.2～図-2.15 に基準地震動 S_s に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で 0.17×10^{-3} (S_s -1H, EW 方向, 5F) であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。

なお、地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことの影響や3月15日に地下階の圧力抑制室付近で異音が発生したことの影響を考慮したパラメータスタディを実施し、多少の数値変動はあるものの解析結果に大きな差異は生じないことを確認した(付録1-1)。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

表-2.1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS方向)

($\times 10^{-3}$)				
階	S_s -1H	S_s -2H	S_s -3H	評価基準値
CRF	0.09	0.08	0.06	4.0 以下
5F	0.14	0.12	0.11	
4F	0.04	0.03	0.03	
3F	0.06	0.06	0.06	
2F	0.07	0.07	0.06	
1F	0.14	0.15	0.13	
B1F	0.07	0.07	0.06	

表-2.2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW方向)

($\times 10^{-3}$)				
階	S_s -1H	S_s -2H	S_s -3H	評価基準値
CRF	0.10	0.10	0.09	4.0 以下
5F	0.17	0.16	0.15	
4F	0.06	0.05	0.05	
3F	0.09	0.09	0.08	
2F	0.09	0.09	0.08	
1F	0.13	0.13	0.11	
B1F	0.07	0.08	0.06	

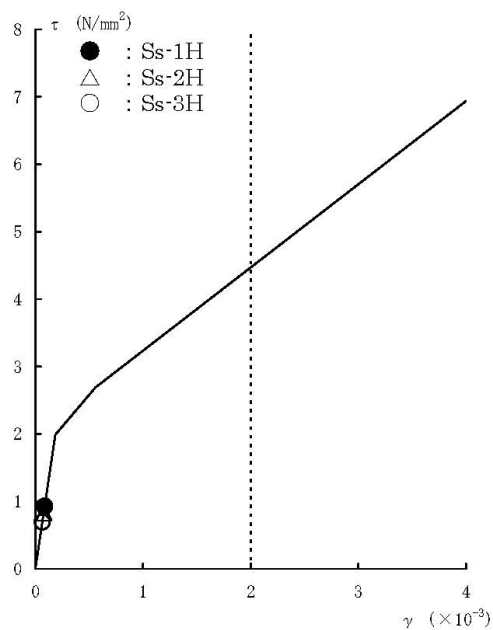


図-2.2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, CRF)

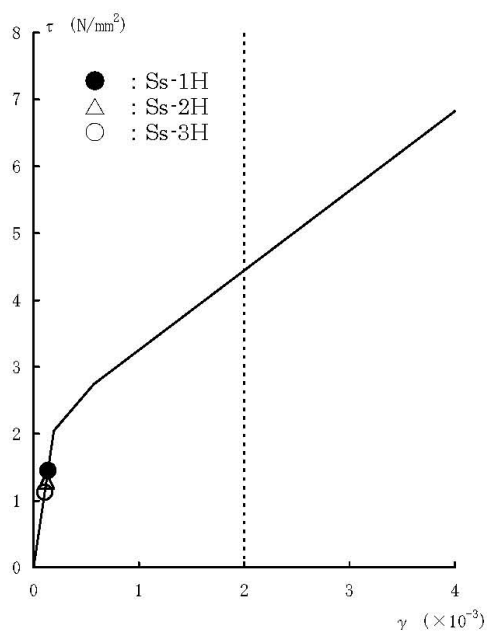


図-2.3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 5F)

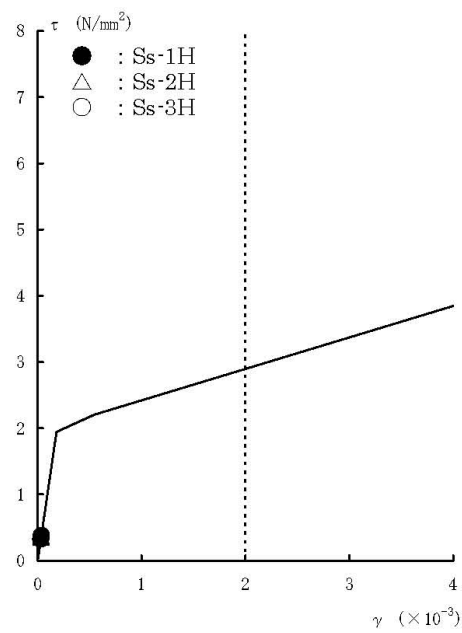


図-2.4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 4F)

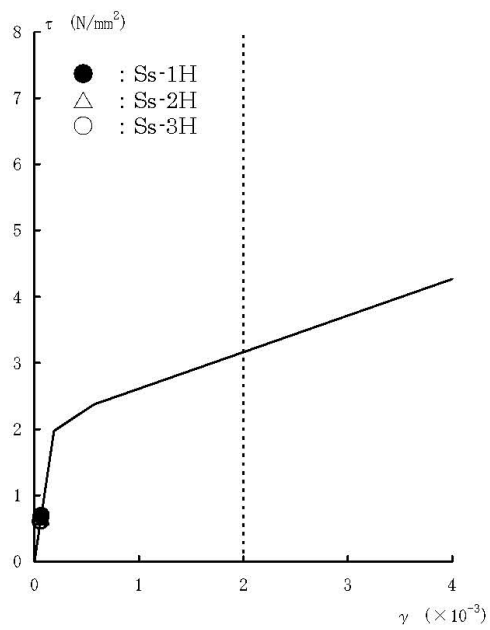


図-2.5 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 3F)

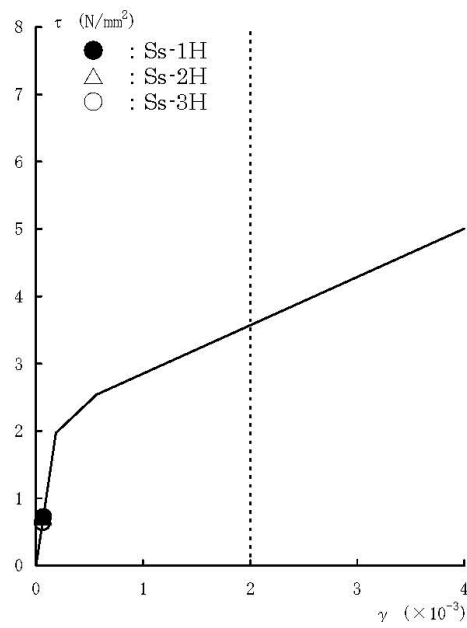


図-2.6 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 2F)

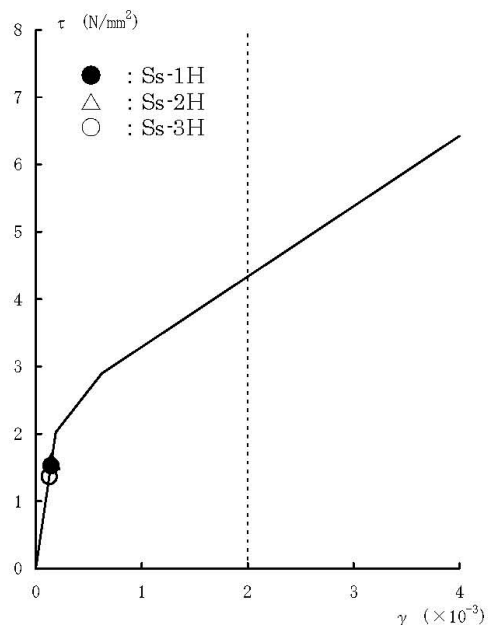


図-2.7 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, 1F)

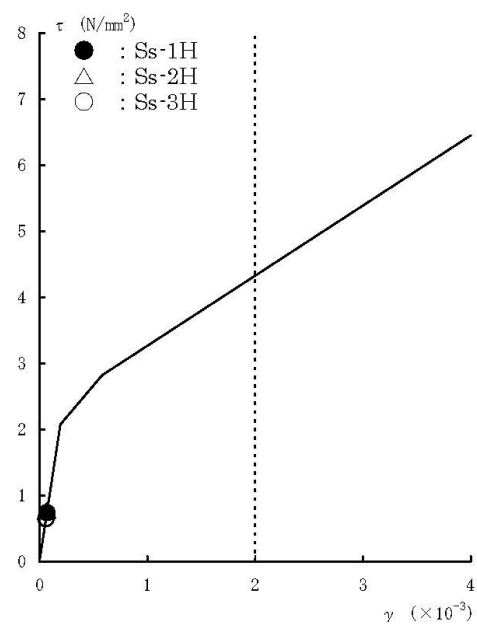


図-2.8 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (NS 方向, B1F)

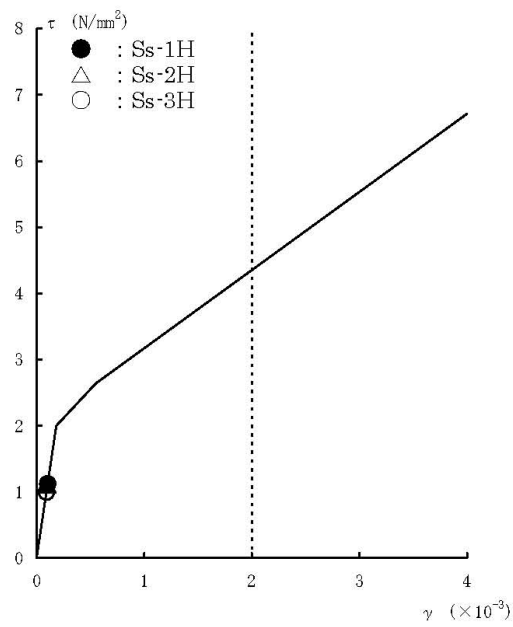


図-2.9 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, CRF)

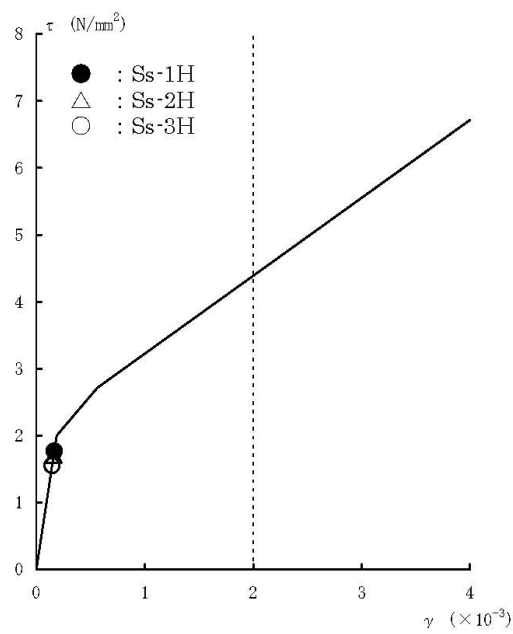


図-2.10 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 5F)

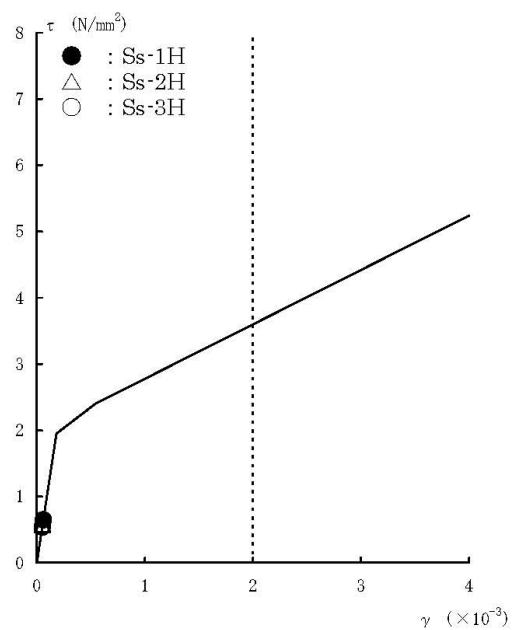


図-2.11 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 4F)

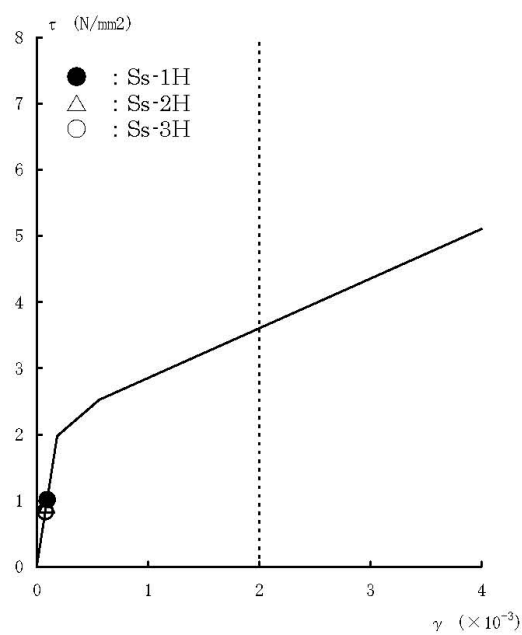


図-2.12 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 3F)

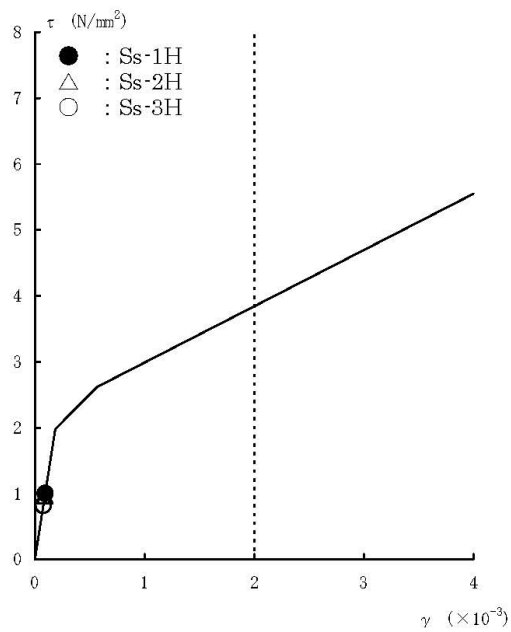


図-2.13 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 2F)

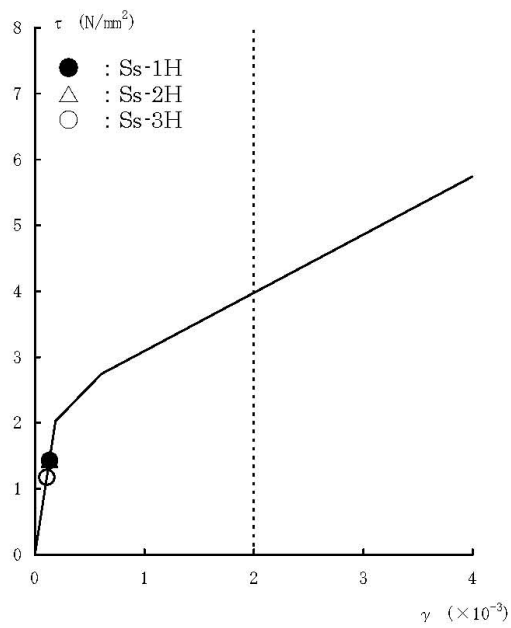


図-2.14 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, 1F)

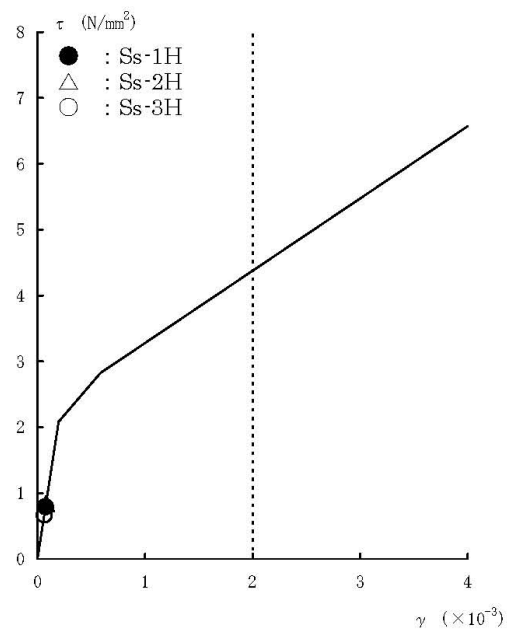


図-2.15 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (EW 方向, B1F)

原子炉建屋の耐震安全性評価に係るパラメータスタディ

1. 解析評価方針

福島第一原子力発電所 2 号機原子炉建屋に関しては、以下に示す変動要因を考慮したパラメータ解析を実施し、原子炉建屋の耐震安全性に与える影響程度を把握する。

原子炉建屋の構造への影響および耐震性評価は、基準地震動 S_s を用いることを基本とし、建物・構築物や地盤の応答性状を適切に表現できるモデルを設定した上で行う。なお、基準地震動 S_s-3 については、基準地震動 S_s-1 および S_s-2 の応答結果に比べて、過去の計算例から明らかに小さいことが分かっているため、今回の検討では省略することとする。

地震応答解析モデルは、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。

2 号機原子炉建屋については、地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、シェル壁の剛性が低下した可能性を考慮する。加えて、3 月 15 日に圧力抑制室付近で異音が発生したことが確認されていることから圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し、爆発により周囲の耐震壁の剛性が低下した可能性を考慮する。

原子炉建屋の構造への影響および耐震性の評価は、耐震安全上重要な設備への波及的影響防止の観点から、地震応答解析により得られた耐震壁のせん断ひずみと、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対応した評価基準値 (4.0×10^{-3}) との比較により行う。

なお、鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、地震応答解析は水平方向のみ実施する。

2 号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例を図-1.1 に示す。

付 1-1.1

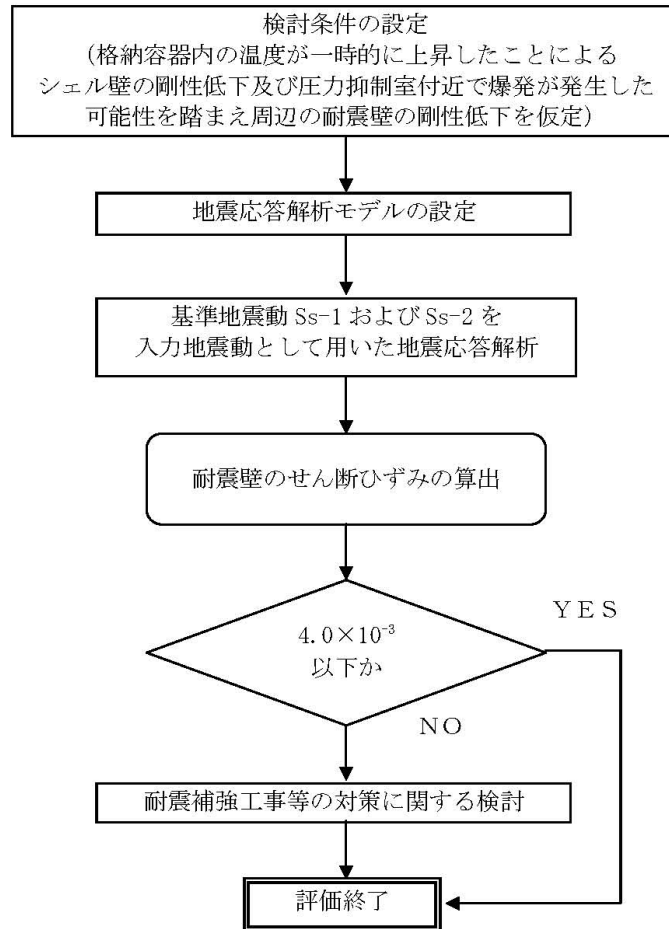


図-1.1 2号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

付 1-1.2

2. 検討条件の設定

2号機原子炉建屋については、地震等による建屋の損傷は無いものの、本パラメータスタディでは下記の条件を考慮することとした。

地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、その剛性へ影響を与える可能性がある。その影響を検討するためにシェル壁部分のコンクリートの剛性を初期剛性の60%とする（図-2.1）。

また、3月15日に建屋地下一階部分にある圧力抑制室付近で異音が発生したことが確認されている。これを踏まえ、圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し、周囲の耐震壁の剛性が低下した可能性を考慮して、圧力抑制室付近の耐震壁のコンクリートの剛性を初期剛性の90%とする（図-2.2）。

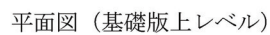
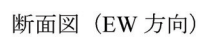


図-2.1 格納容器内の温度上昇の影響を考慮し初期剛性を 60%に低下させる部位

付 1-1.4

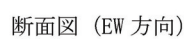


図-2.2 圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し初期剛性を 90%に低下させる部位

付 1-1.5

3. 解析に用いる入力地震動

2号機原子炉建屋への入力地震動は、「福島第一原子力発電所『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書」（原管発官19第603号 平成20年3月31日付け）にて作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s-1 および S_s-2 を用いることとする。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図-3.1に示す。モデルに入力する地震動は、一次元波動論に基づき、解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 S_s に対する地盤の応答として評価する。また、建屋基礎底面レベルにおけるせん断力を入力地震動に付加することにより、地盤の切欠き効果を考慮する。

このうち、解放基盤表面位置（O.P. -196.0m）における基準地震動 S_s-1 および S_s-2 の加速度波形について、図-3.2に示す。

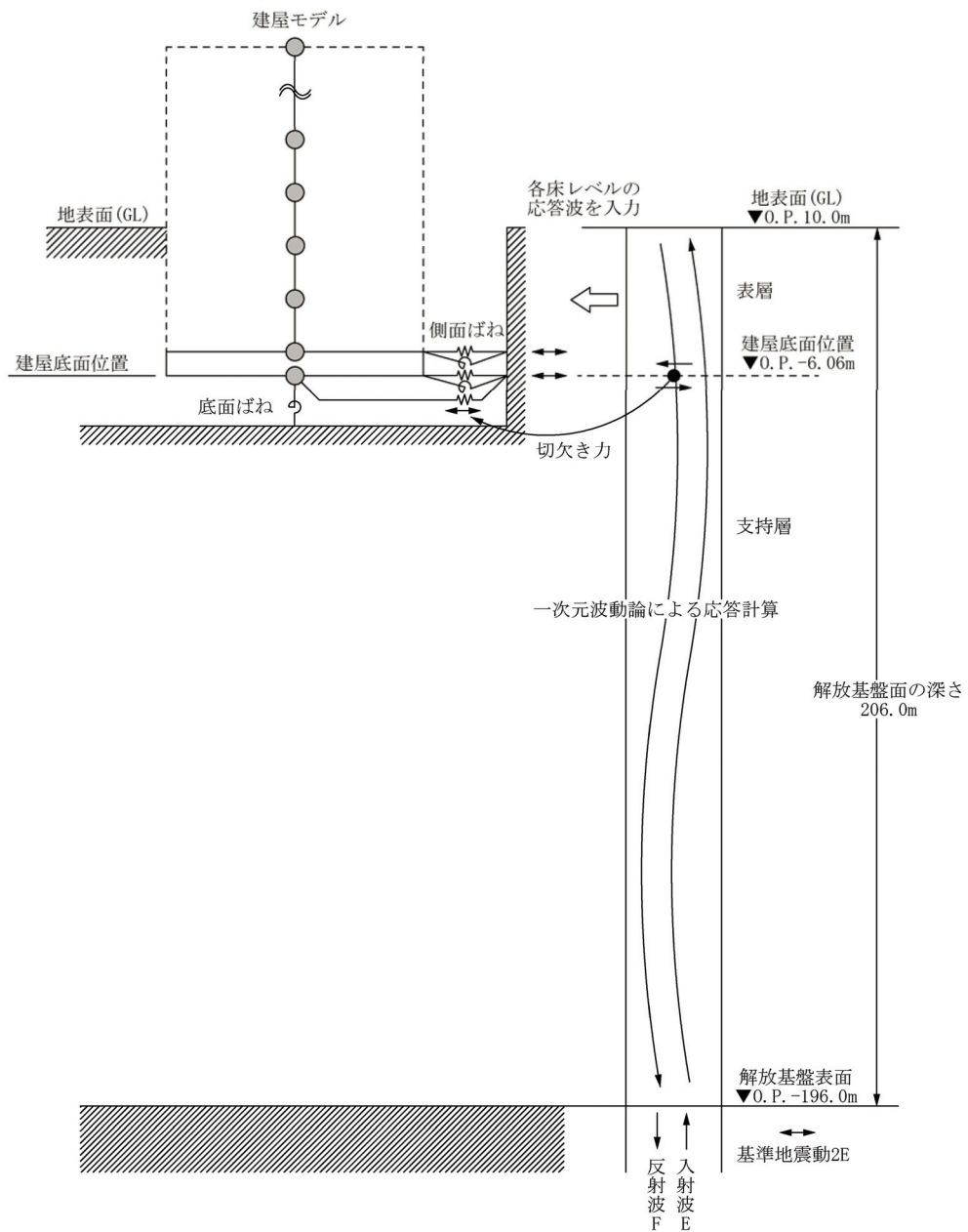


図-3.1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

付 1-1. 7

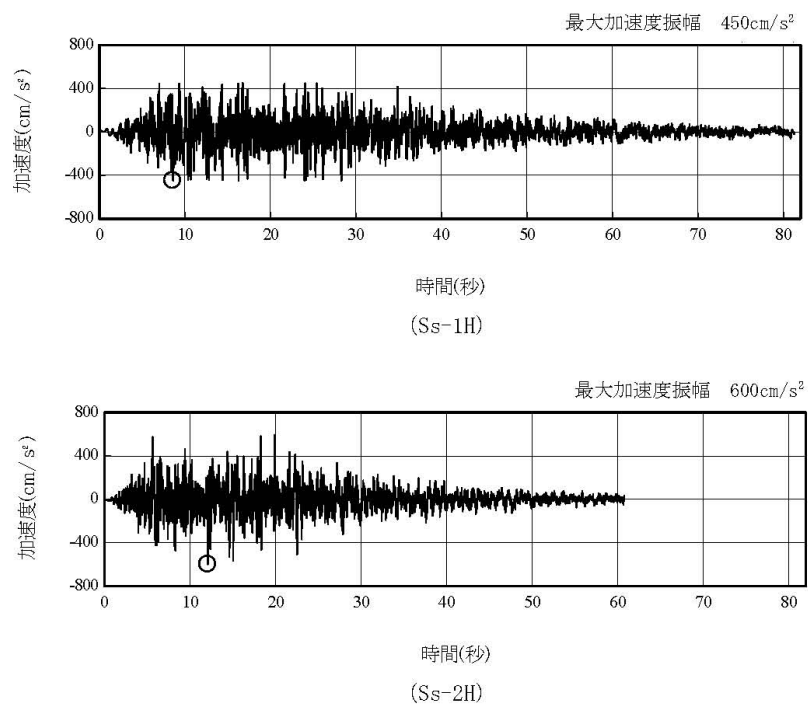


図-3.2 解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

付 1-1.8

4. 地震応答解析モデル

基準地震動 S_s に対する原子炉建屋の地震応答解析は、「3. 解析に用いる入力地震動」で算定した入力地震動を用いた動的解析による。

本検討では、『福島第一原子力発電所 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書（改訂2）』（平成 22 年 4 月 19 日）にて作成した地震応答解析モデルを基に、次の項目について修正を加え、新たな地震応答解析モデルを構築することとする。

- ①地震後に原子炉格納容器内の温度が一時的に上昇したことにより、シェル壁の剛性が影響を受ける可能性がある。その影響を検討するためにシェル壁部分のコンクリートの剛性を初期剛性の 60% とする。
- ②3 月 15 日に建屋地下一階部分にある圧力抑制室付近で異音が発生したことが確認されていることを踏まえ、圧力抑制室付近で爆発が発生したと仮定し、周囲の耐震壁の剛性が低下した可能性を考慮して、圧力抑制室付近の耐震壁のコンクリートの剛性を初期剛性の 90% とする。

(1) 水平方向の地震応答解析モデル

水平方向の地震応答解析モデルは、図-4.1 および図-4.2 に示すように、建屋を曲げ変形とせん断変形をする質点系とし、地盤を等価なばねで評価した建屋―地盤連成系モデルとする。建屋―地盤連成系としての効果は地盤ばねおよび入力地震動によって評価される。解析に用いるコンクリートの物性値を表-4.1 に、建屋解析モデルの諸元を表-4.2 に示す。

地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。解析に用いた地盤定数を表-4.3 に示す。

水平方向の解析モデルにおいて、基礎底面地盤ばねについては、「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、成層補正を行ったのち、振動アドミタンス理論に基づいて、スウェイおよびロッキングばね定数を近似的に評価する。また、埋め込み部分の建屋側面地盤ばねについては、建屋側面位置の地盤定数を用いて、水平および回転ばねを「JEAG 4601-1991」に示された手法を参考にして、Novak ばねに基づく近似法により評価する。

地盤ばねは振動数に依存した複素剛性として得られるが、図-4.3 に示すようにばね定数 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋―地盤連成系の 1 次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

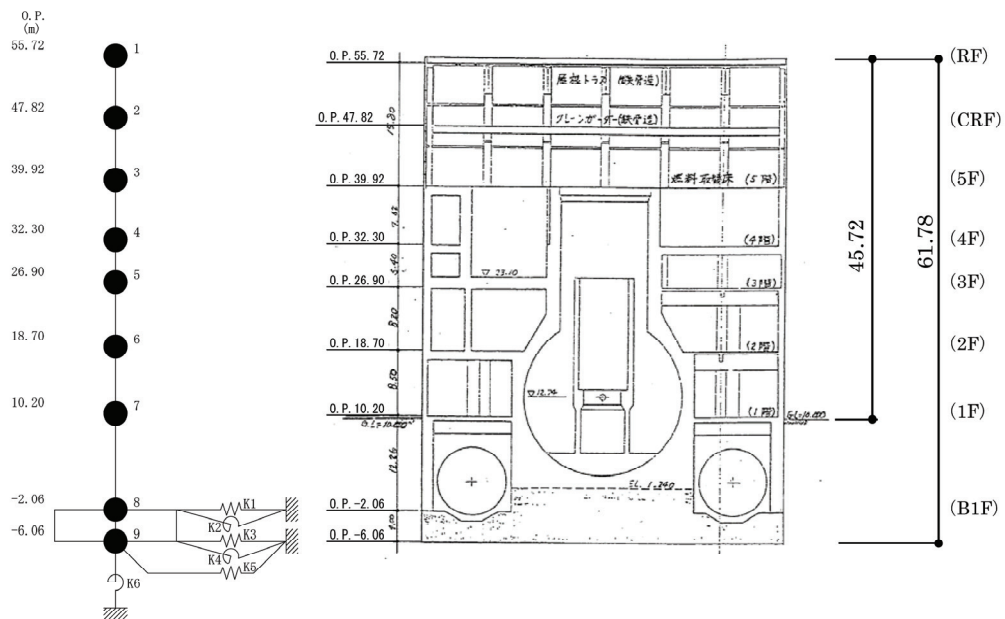


図-4.1 2号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (NS方向)

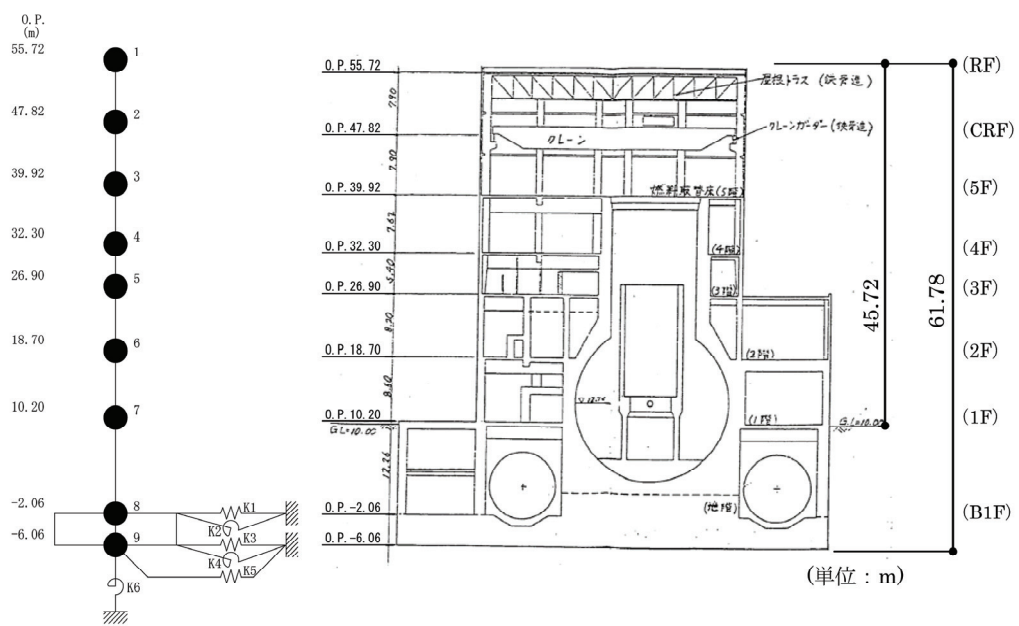


図-4.2 2号機原子炉建屋 地震応答解析モデル (EW方向)

付 1-1.11

表-4.1 地震応答解析に用いる物性値

コン クリ ート	強度*1 F _c (N/mm ²)	ヤング係数*2 E (N/mm ²)	せん断弾性係数*2 G (N/mm ²)	ポアソン 比 ν	単位体積重量 γ (kN/m ³)
	35.0	2.57×10 ⁴	1.07×10 ⁴	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				

*1：強度は実状に近い強度（以下「実強度」という。）を採用した。実強度の設定は、過去の圧縮強度試験データを収集し試験データのばらつきを考慮し圧縮強度平均値を小さめにまとめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

表-4.2 建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$	ヤング係数 $E_C (\times 10^7 \text{ kN/m}^2)$	せん断弾性係数 $G (\times 10^7 \text{ kN/m}^2)$
1	14,380	25.99				
2	10,220	18.53	18.6	10,154	2.57	1.070
3	58,470	105.81	18.6	10,675	2.57	1.070
4	70,440	127.49	184.3	22,551	2.51	1.001
5	107,720	194.96	166.8	24,629	2.50	0.973
6	116,670	211.14	249.3	44,401	2.47	0.936
7	199,190	360.49	157.1	40,661	2.40	0.921
8	277,540	502.20	456.8	110,444	2.42	0.819
9	125,030	226.24	2,656.2	480,675	2.57	1.070
合計	979,660					

ポアソン比 ν 0.20
 減衰 λ 5%
 基礎形状 46.6m(NS方向)×57.0m(EW方向)

(EW 方向)

質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 $I_G (\times 10^5 \text{ kN} \cdot \text{m}^2)$	せん断断面積 $A_S (\text{m}^2)$	断面2次モーメント $I (\text{m}^4)$	ヤング係数 $E_C (\times 10^7 \text{ kN/m}^2)$	せん断弾性係数 $G (\times 10^7 \text{ kN/m}^2)$
1	14,380	14.71				
2	10,220	10.40	14.0	5,941	2.57	1.070
3	58,470	59.72	14.0	6,307	2.57	1.070
4	70,440	71.88	108.2	11,927	2.46	0.952
5	107,720	194.96	117.3	14,199	2.45	0.931
6	116,670	211.14	185.7	33,796	2.44	0.890
7	199,190	539.37	173.1	41,960	2.41	0.935
8	277,540	751.39	418.1	132,121	2.44	0.795
9	125,030	338.53	2,656.2	719,166	2.57	1.070
合計	979,660					

ポアソン比 ν 0.20
 減衰 λ 5%
 基礎形状 46.6m(NS方向)×57.0m(EW方向)

表-4.3 地盤定数

(Ss-1)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ_t (kN/m^3)	ポアソン比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	せん断弾性 係数 G (kN/m^2)	剛性低下後 S波速度 V_s (m/s)	減衰定数 h (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.78	266,000	398	3
-80.0		500	17.1	0.455	436,000		340,000	442	
-108.0		560	17.6	0.446	563,000		439,000	495	
-196.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(Ss-2)

標高 O.P. (m)	地質	S波速度 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ_t (kN/m^3)	ポアソン比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	せん断弾性 係数 G (kN/m^2)	剛性低下後 S波速度 V_s (m/s)	減衰定数 h (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.81	276,000	405	3
-80.0		500	17.1	0.455	436,000		353,000	450	
-108.0		560	17.6	0.446	563,000		456,000	504	
-196.0		600	17.8	0.442	653,000		529,000	540	
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

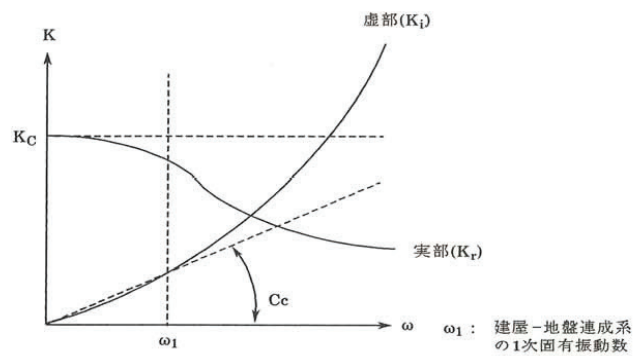


図-4.3 地盤ばねの近似

付1-1.14

5. 地震応答解析結果

地震応答解析により求められた NS 方向、EW 方向の最大応答加速度を図-5.1 および図-5.2 に示す。

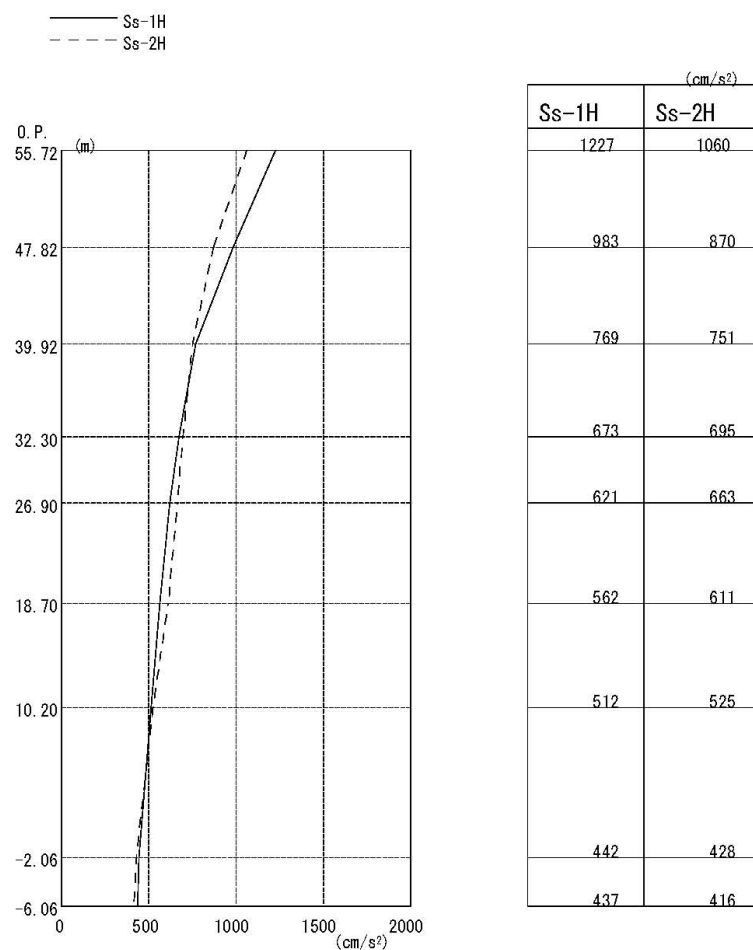


図-5.1 最大応答加速度 (NS 方向)

付 1-1.15

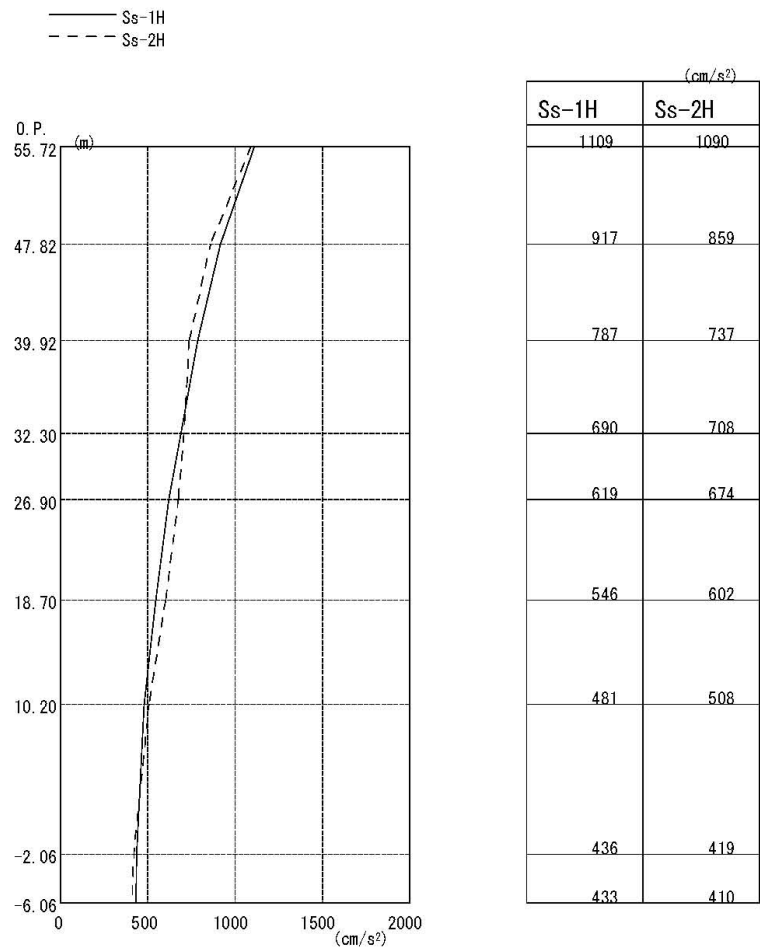


図-5.2 最大応答加速度 (EW 方向)

付 1-1.16

6. 耐震安全性評価結果

表-6.1 及び表-6.2 に耐震壁のせん断ひずみ一覧を示す。図-6.1、図-6.2 および図-6.3、図-6.4 に基準地震動 Ss-1 および基準地震動 Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁のせん断スケルトン曲線上に示す。せん断ひずみは、最大で 0.18×10^{-3} (Ss-2H, NS 方向, 1F) であり、評価基準値 (4.0×10^{-3}) に対して十分余裕がある。

以上のことから、原子炉建屋は耐震安全上重要な設備に波及的影響を与えないものと評価した。

また、本パラメータスタディにおける解析結果と添付資料-1 で示した耐震バックチェックの解析結果には大きな差異が無いことから、変動要因が原子炉建屋の耐震安全性に与える影響は少ないものと考えられる。

表-6.1 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (NS 方向)
($\times 10^{-3}$)

階	Ss-1H	Ss-2H	評価基準値
CRF	0.09	0.08	4.0 以下
5F	0.14	0.13	
4F	0.04	0.04	
3F	0.08	0.07	
2F	0.08	0.08	
1F	0.17	0.18	
B1F	0.10	0.10	

表-6.2 耐震壁のせん断ひずみ一覧 (EW 方向)
($\times 10^{-3}$)

階	Ss-1H	Ss-2H	評価基準値
CRF	0.11	0.11	4.0 以下
5F	0.17	0.17	
4F	0.07	0.07	
3F	0.11	0.11	
2F	0.12	0.12	
1F	0.16	0.16	
B1F	0.10	0.11	

付 1-1.17

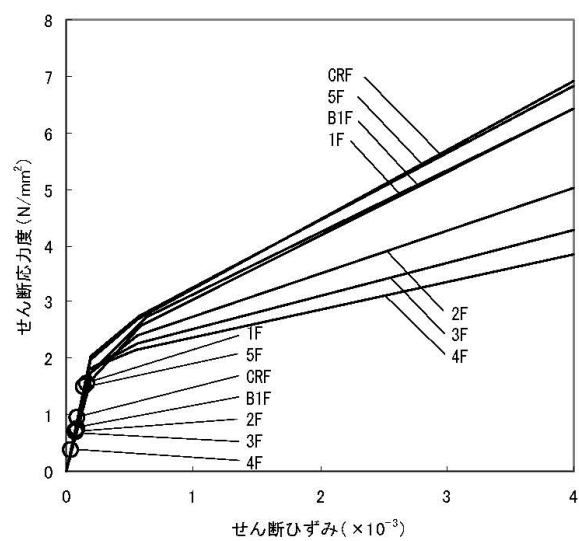


図-6.1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, NS 方向)

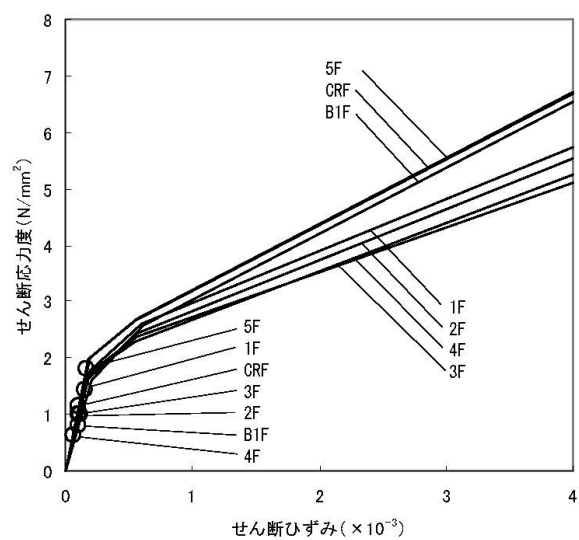


図-6.2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-1, EW 方向)

付 1-1.18

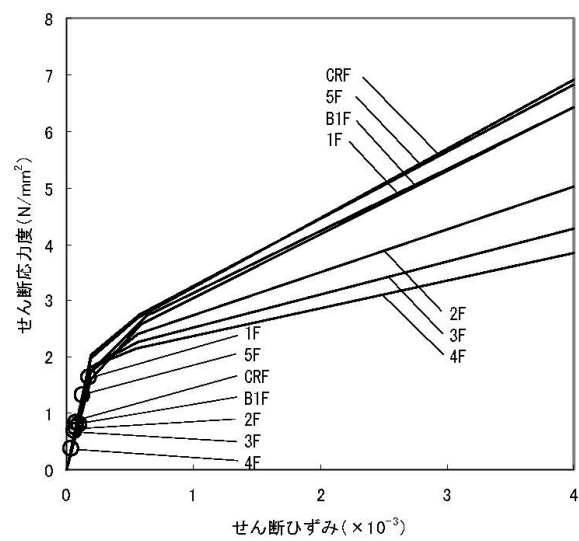


図-6.3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, NS 方向)

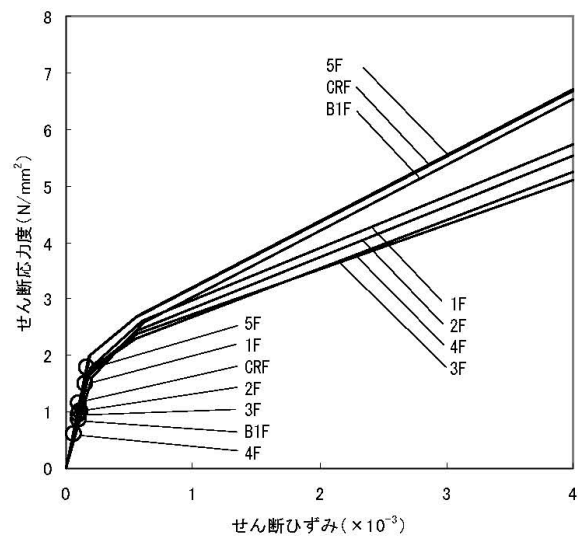


図-6.4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値 (Ss-2, EW 方向)