Ⅲ　特定原子力施設の保安

第３編
（保安に係る補足説明）

1.3　地震及び津波への対応

1.3.1　地震への対応

1.3.1.1　機器の対応

原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器内窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備，汚染水処理設備等及び電気系統設備は，地震により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

1.3.1.2　建屋の対応

対象設備は，燃料を内包する建屋（１～６号機原子炉建屋，運用補助共用施設共用プール棟）及び地下に滞留水を貯留する建屋（１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋，１～４号機コントロール建屋，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋）とする。

(1) １～６号機原子炉建屋

１～６号機原子炉建屋の損傷状況や温度上昇等を考慮した，基準地震動Ｓｓによる耐震安全性評価を実施し，耐震壁及び使用済燃料プール躯体が終局状態に至らないことを確認している。※1

※　1: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及び補強等に関する検討に係る報告書(その１)（東京電力株式会社，平成２３年５月２８日）

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及び補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追補版）（改訂２）（東京電力株式会社，平成２４年１２月２５日）

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及び補強等に関する検討に係る報告書（その２）（東京電力株式会社，平成２３年７月１３日）

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及び補強等に関する検討に係る報告書（その３）（東京電力株式会社，平成２３年８月２６日）

福島第一原子力発電所１～４号機本館建物の基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価について（東京電力株式会社，平成２５年２月２１日，特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料５－１）

(2)運用補助共用施設共用プール棟

運用補助共用施設共用プール棟の耐震壁について，基準地震動Ｓｓによる耐震安全性評価を実施し，問題ないことを確認している（Ⅱ.2.12 参照)。今後，使用済燃料プール躯体の詳細評価を実施予定であり，必要に応じて対策を実施していく。

(3)プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋

プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋について，基準地震動Ｓｓに対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁のせん断ひずみが弾性範囲内であることを確認し

ている。※2，3

※2：プロセス主建屋への移送に関する報告書（東京電力株式会社，平成２３年４月１８日）

※3：プロセス主建屋及び雑固体廃棄物減容処理建屋（以下，高温焼却炉建屋）への移送に関する報告書（東京電力株式会社，平成２３年５月１５日）

(4)地下に滞留水を貯留する１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋

１号機原子炉建屋及び２号機原子炉建屋について，基準地震動Ｓsに対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁が終局状態に至らないことを確認している（Ⅱ.2.6 参照)。なお，３号機原子炉建屋及び４号機原子炉建屋については，今後，評価を実施予定であり，必要に応じて対策を実施していく。

また，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋及び１～４号機コントロール建屋について，それぞれ代表号機を選定した上で，基準地震動Ｓｓに対する地下滞留水を考慮した地震応答解析を実施し，地下外壁が終局状態にいたらないことを確認している（Ⅱ.2.6 参照)。なお，代表号機以外については，今後，代表号機の評価結果を踏まえ，建屋の類似性等を考慮して，耐震安全性を評価する。ここで，代表号機は滞留水の容量が最大の号機とする。

(5) １～４号機原子炉建屋の点検について

１～４号機原子炉建屋について，作業安全性が確認された時点で，点検を実施する。４号機原子炉建屋については，４回/年の定期点検（建屋の垂直性の確認，ひび割れ調査，コンクリートの強度確認）を実施することとしている。点検結果及び現場実態を踏まえ，点検頻度及び点検項目等については，適宜見直しを行う。放射線量が高く，建屋内への進入が困難である１～３号機原子炉建屋については，遠隔操作装置等による点検手法の検討を行う。

1.3.2　津波への対応

1.3.2.1　アウターライズ津波を想定した対応

過去に福島沖のアウターライズで大規模な地震・津波が発生したことは知られていないものの，東北地方太平洋沖地震の影響によってアウターライズにおける地震の発生が専門家によって指摘されていることから（Ｌａｙ　ｅｔ　ａｌ．（２０１１）等)，福島沖のアウターライズにおける地震に伴う津波を想定する。

津波の評価にあたって想定する地震規模については，日本海溝でのアウターライズ地震の既往最大規模は１９３３年昭和三陸地震（Ｍｗ８．４)であるが，ここでは，より安全側の評価としてプレート境界で発生した地震ではあるものの，三陸沖で過去に発生した最大規模の地震として１６１１年慶長三陸地震の地震規模Ｍｗ８．６を採用する。

また，評価にあたっては，波源の断層パラメータの不確かさを考慮することとし，断層の位置，走向を変化させ，発電所の津波高さが最大となる場合を想定する。

上記解析の結果，発電所港湾内から敷地（１～４号機側Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ，５・６号機側Ｏ．Ｐ．＋１３ｍ）への遡上は確認されないものの，敷地南東側から１～４号機側敷地（Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ）への遡上が確認された。このため，敷地の南東部に仮設防潮堤を設置することとし，これをモデル化した数値解析を実施した。その結果，仮設防潮堤により敷地への遡上を防ぐことができることを確認したことから，敷地の南東部に仮設防潮堤を設置した。（添付資料－１）

1.3.2.2　アウターライズ津波を超える津波を想定した対応

(1)機器の対応

原子炉圧力容器・格納容器注水設備，原子炉格納容器内窒素封入設備，使用済燃料プール設備，原子炉圧力容器・格納容器ホウ酸水注入設備，汚染水処理設備等及び電気系統設備は，津波により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

また，５・６号機については，津波により想定されるリスクを評価しており，機能喪失時の代替手段を定めている。

(2)建屋の対応

対象設備は，燃料を内包する建屋（１～４号機原子炉建屋，運用補助共用施設共用プール棟）及び地下に滞留水を貯留する建屋（１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋，１～４号機コントロール建屋，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋）とする。

平成２３年３月１１日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に対し，１～４号機原子炉建屋，１～４号機タービン建屋，１～４号機廃棄物処理建屋，１～４号機コントロール建屋，運用補助共用施設共用プール棟，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋について，津波による外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されていない。

なお，地下に汚染水が貯留する建屋について，現場の状況等を勘案し，津波襲来時の地下からの汚染水流出防止を目的に，建屋開口部の閉塞等，低減対策を実施していく。

また，５・６号機については，平成２３年３月１１日に発生した東北地方太平洋沖地震による津波に対し，５・６号機原子炉建屋，５・６号機タービン建屋，５・６号機廃棄物処理建屋，５・６号機コントロール建屋について，津波による外壁や柱等の構造躯体に有意な損傷は確認されていない。

1.3.2.3　今後の対応

原子力発電所で想定すべき津波については，東北地方太平洋沖地震を踏まえ，現在国によって検討が行われており，これら状況を注視しつつ必要に応じて今後の津波に対する安

全性評価及び対策へ反映していく。

1.3.3　添付資料

添付資料－１　アウターライズ津波を想定した対策

添付資料－２　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及び補強等に関する検討に係る報告書（その１）（東京電力株式会社，平成２３年５月２８日）

添付資料－３　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及び補強等に関する検討に係る報告書（その１）（追補版）（改訂２）（東京電力株式会社，平成２４年１２月２５日）

添付資料－４　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及び補強等に関する検討に係る報告書（その２）（東京電力株式会社，平成２３年７月１３日）

添付資料－５　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及び補強等に関する検討に係る報告書（その３）（東京電力株式会社，平成２３年８月２６日）

添付資料－６　福島第一原子力発電所１～４号機本館建物の基準地震動 Ss に対する耐震安全性評価について（東京電力株式会社，平成２５年２月２１日，特定原子力施設監視・評価検討会（第４回）資料５－１）

アウターライズ津波を想定した対策

1.　仮設防潮堤（フィルターユニット）の設置

アウターライズ津波への対策としての仮設防潮堤は，切迫性の高いとされる津波に対する緊急的な対策として，平成２３年６月末に設置完了している。

仮設防潮堤については，今回の地震により地盤が沈下した量（約０．７ｍ）も加味し，Ｏ．Ｐ．＋１０ｍ盤各所において想定されたアウターライズ津波の高さに対して求められた浸水深さに対して必要な防潮堤高さを設定し，総延長約４００ｍの仮設防潮堤を構築した。

設計では，砕石を詰めた１段０．６ｍの高さの堤体（フィルターユニットエコグリーン）を津波浸水深と津波の衝撃波力に抵抗できる規模（高さとせん断抵抗が必要な堤体敷幅）まで積み上げた（最大Ｏ．Ｐ．＋１４．２ｍ）。

津波の衝撃波力※については，防潮堤がない場合の進行波の浸水深の３倍の静水深による水圧を仮設防潮堤の前面に作用させ，各断面（最大７段積：Ｏ．Ｐ．＋１４．２ｍの高さまで）での津波波力に対する抵抗力を求め，全ての断面形状での堤体のすべりに対する安全性を確認している。また，仮設防潮堤の前面は，遮水材（ＣＶスプレー）により覆われており遮水効果も有している。

以上のことから，アウターライズ津波を想定しても，仮設防潮堤によりＯ．Ｐ．＋１０ｍ盤への海水の浸入は防止でき，各設備・施設の機能は維持される。

※：津波波力の算定については，「朝倉ほか（２０００）」，「津波避難ビル等に係るガイドライン（２００５）内閣府」による。

堤体（フィルターユニット）の耐久性については，メーカーにて耐候性，耐薬品性等の促進試験を実施しており，国内本設工事（耐用年数３０年）に適用実績があることを確認している。遮水材（ＣＶスプレー）についても，メーカーにて実施した促進試験により，３０年以上の耐候性を確認している。

以下に仮設防潮堤の安定性検討結果を示す。

1.1　検討条件

仮設防潮堤は，砕石を詰めた１段０．６ｍ高さのフィルターユニットを所定の高さ（後述Ｏ．Ｐ．＋１２．４～１４．２ｍ）まで積み上げた構造である。安定性検討に使用するフィルターユニット諸元は表－１の通りである。

表－１　フィルターユニット諸元

フィルターユニット形状	幅 2.4m×長さ 2.4m×高さ 0.6m
フィルターユニット材質	ポリエステル，25mm 目
内容物	砕石（50mm～250mm）
フィルターユニット気中重量	39.2kN／個
フィルターユニット間の摩擦係数*	0.8
フィルターユニットと地盤面の摩擦係数*	0.6

*摩擦係数について

フィルターユニットの摩擦係数は,「港湾の施設の技術上の基準・同解説」(H19.7)に示される静止摩擦係数の特性値に基づいて設定する。

表－9.1　静止摩擦係数の特性値

コンクリートとコンクリート	0.5
コンクリートと岩盤	0.5
水中コンクリートと岩盤	0.7～0.8
コンクリートと捨石	0.6
捨石と捨石	0.8
木材と木材	0.2(湿)～0.5(乾)
摩擦増大マットと捨石	0.75

港湾の施設の技術上の基準・同解説（H19.7）上巻より抜粋・一部改変

仮設防潮堤の高さ，設計用津波高さを表－２にまとめる。

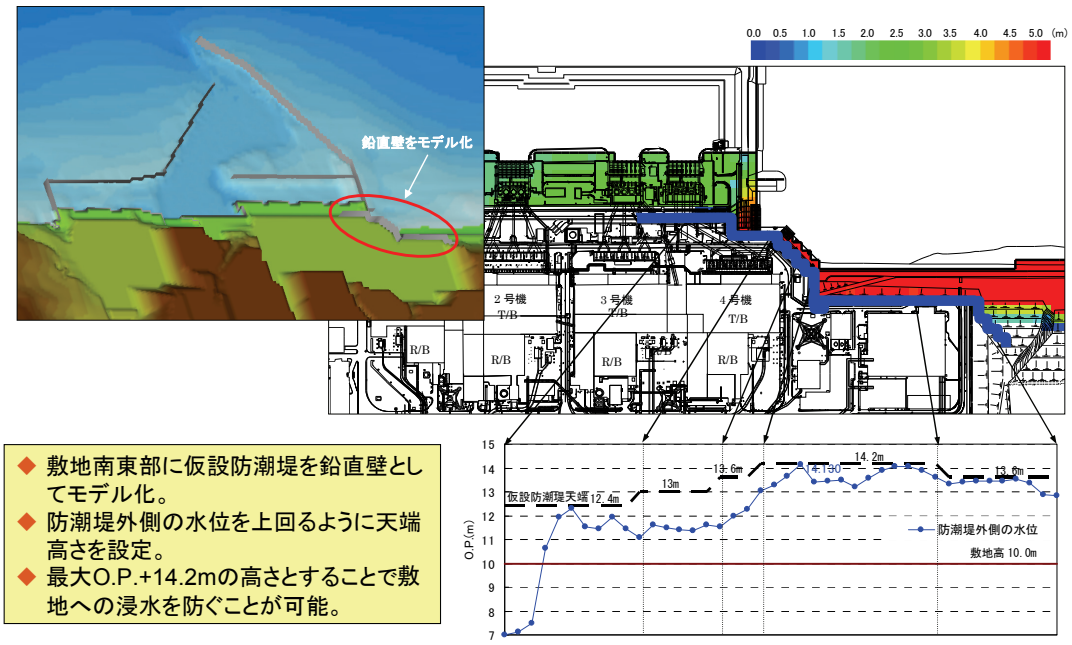
仮設防潮堤の高さは，津波対策ありの条件において算定される津波高さを上回るように設定している（図－1*)。例えば，最大津波高さ（Ｏ．Ｐ．＋１４．１３ｍ）となる箇所では，フィルターユニット７段積，高さＯ．Ｐ．＋１４．２ｍの仮設防潮堤を設定している。

仮設防潮堤に対する波力を決定するための設計用津波高さには，進行波の水深を使用している。具体的には，図－２*に示した津波対策なしの条件において算定される進行波の水深より，１０ｍ盤の最大浸水深を設計用津波高さとして使用している。

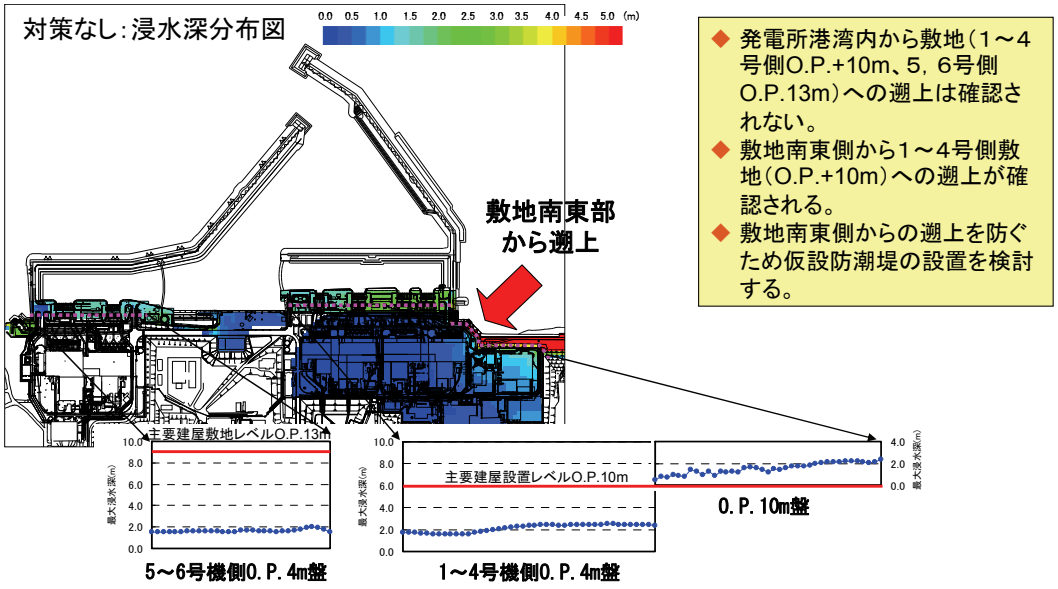
＊　：福島第一・福島第二原子力発電所におけるアウターライズ津波対策（平成２４年４月２７日，地震・津波に関する意見聴取会（津波関係），地震・津波（津波）１－４）

表－２　仮設防潮堤の高さと設計用津波高さ

断面形状	高さ	設計用津波高さ （仮設防潮堤がない場合の進行波の水深）
４段積	O.P.+12.4m	1.40 m
５段積	O.P.+13.0m	1.29 m
６段積	O.P.+13.6m	2.22 m
６段積（コーナー）	O.P.+13.6m	2.36 m
７段積	O.P.+14.2m	2.20 m



図－１　１Ｆ敷地南側における最大津波高さと仮設防潮堤高さの比較（津波対策あり）

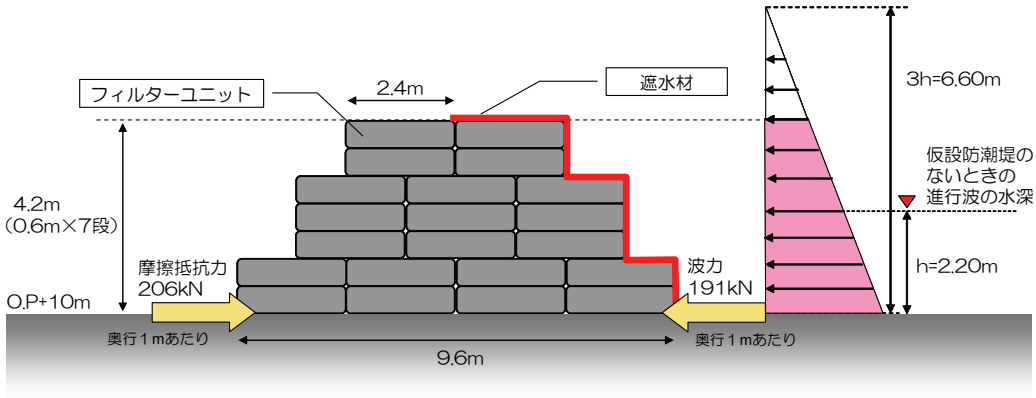


初期潮位（朔望平均満潮位）H.W.L.=O.P.+1.490m，東北地方太平洋沖地震による地盤沈下＝0.662mを考慮

図－２　１Ｆ敷地南側１０ｍ 盤沿いの最大浸水深（日本海溝寄りプレート内（正断層モデル））　津波対策なし　Ｏ．Ｐ．＋１０ｍに対する浸水深を示す

津波波力に対する安定性検討（滑動，転倒）では，津波波圧として仮設防潮堤がないときの進行波の水深（最大浸水深）の３倍の静水圧*を設定する（図－３）。なお，仮設防潮堤の海側には遮水材を施工し，浸水を防止していることから，浮力は発生しない。図－３は例として，仮設防潮堤（７段積）の底部に対する滑動安定性評価を整理したものであり，摩擦抵抗力（２０６ＫＮ）が波力（１９１ＫＮ）を上回ることから滑動しないことを示している。

＊：津波避難ビル等に係るガイドライン（2005 内閣府）



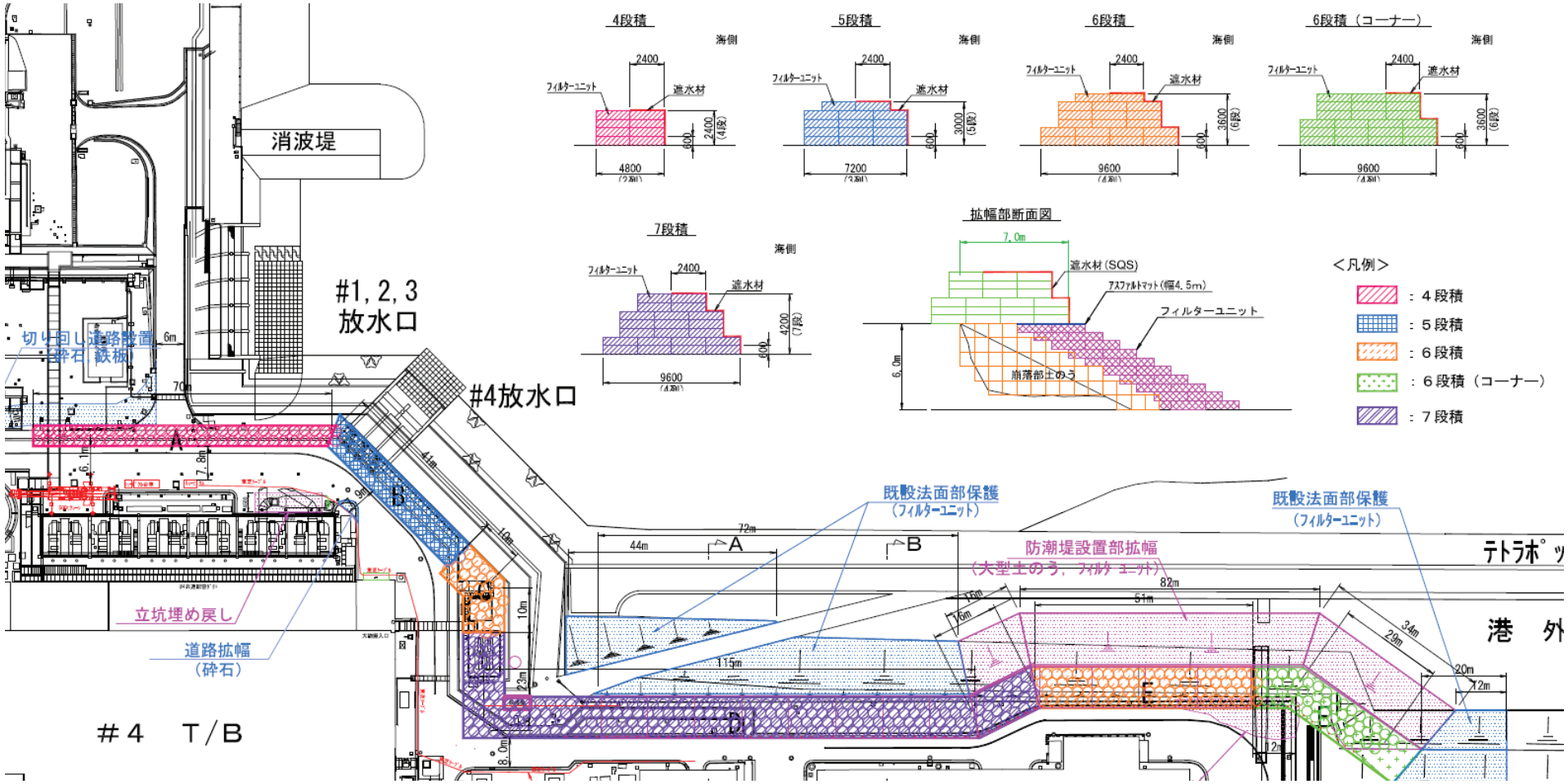
図－３　　仮設防潮堤 津波波力の考え方（７段積の例）

地震については，水平震度０．３に対する安定性検討（滑動，転倒）を行う。また，地震に対する裕度についても検討する。

仮設防潮堤の断面形状，配置を図－４に示し，表－３に仮設防潮堤寸法をまとめる。

表－３　仮設防潮堤 寸法一覧

断面形状	高さ	底盤幅	重心高さ
４段積	2.40m	4.80m	1.20m
５段積	3.00m	7.20m	1.41m
６段積	3.60m	9.60m	1.59m
６段積（コーナー）	3.60m	9.60m	1.67m
７段積	4.20m	9.60m	1.81m

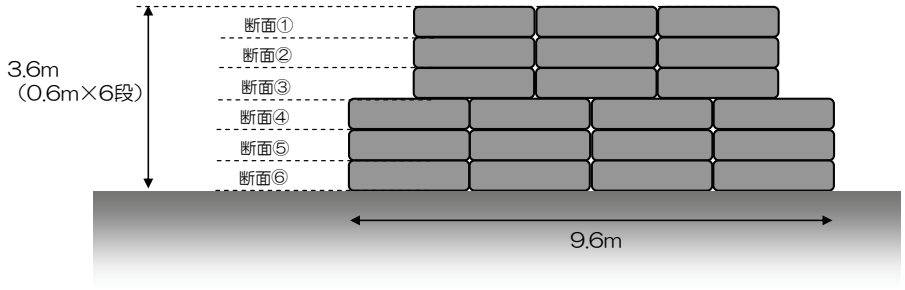


図－４　仮設防潮堤断面と配置

1.2　安定性の検討方法

津波波力に対する滑動安定性検討は，図－５の通り，各断面（検討位置）に対して，津波による波力およびフィルターユニットの摩擦抵抗力（水平耐力）をそれぞれ算定し，摩擦抵抗力が津波波力を上回っていることを確認する。また，転倒に対する安定性については，荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。

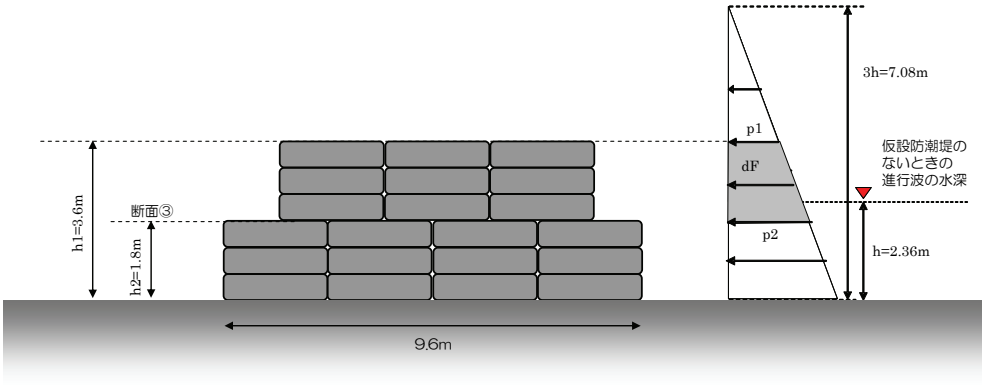
地震についても同様に，滑動は図－５の各断面について摩擦抵抗力が地震力を上回ることを確認し，転倒は，荷重合力の偏心量が底面のミドルサード内にあることを確認する。



図－５　仮設防潮堤断面図（６段積（コーナー）の場合）

【津波波力に対する滑動安定性評価の計算例】

６段積（コーナー）断面③（図－６）について，計算例を示す。



図－６　津波波力 滑動（仮設防潮堤６段積（コーナー）断面③の例）

○津波波力の算定

・仮設防潮堤　高さ 3.6m における波圧（p1）

p1=　$\rho g(3h-h1)$　　$= 1.03\times10^3\times9.8\times(3\times2.36-3.6)$　$= 35.1$ kN/m^2

ρ ：海水密度（1.03×10^3 kg/m^3），g：重力加速度（9.8 m/s^2），

h：設計用津波高さ（2.36 m），h1：仮設防潮堤高さ（3.6m）

・仮設防潮堤　高さ 1.8m（断面③）における波圧（p2）

p2= $\rho g(3h-h2)$ $= 1.03\times10^3\times9.8\times(3\times2.36-1.8)$ $= 53.3$ kN/m^2

ρ ：海水密度（1.03×10^3 kg/m^3），g：重力加速度（9.8 m/s^2），

h：設計用津波高さ（2.36 m），h2：断面③高さ（1.8m）

・仮設防潮堤　高さ1.8m（断面③）における単位奥行き（1m）あたりの波力（dF）

dF= $0.5\times(p1+p2)\times(h1-h2)$ $= 0.5\times(35.1+53.3)\times(3.6-1.8)$ $= 79.6$ kN/m

○摩擦抵抗力

検討位置の断面③に該当するフィルターユニットは９個

フィルターユニット気中重量：39.2kN/個，フィルターユニット間の摩擦係数：0.8

フィルターユニット寸法：2.4m（奥行１個当）

・摩擦抵抗力（単位奥行き（1m）当り）：$39.2\times9\times0.8/2.4$ ＝ 117.6 kN/m

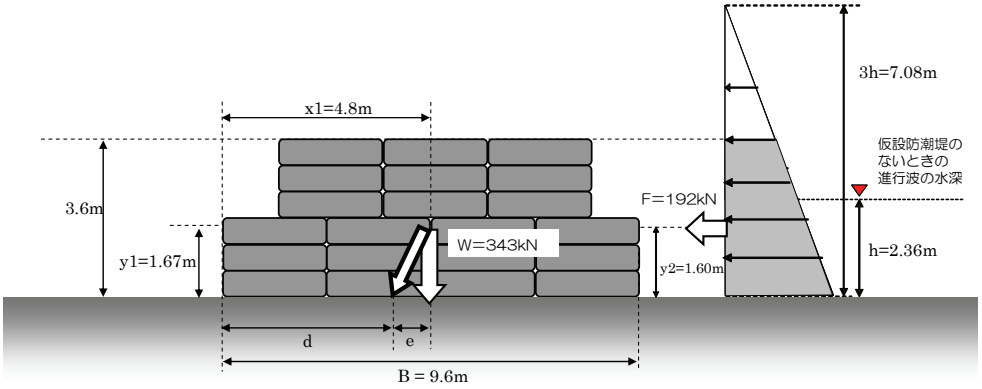
○評価

摩擦抵抗力は津波波力を上回り滑動しない。

津波波力（dF） 79.6 kN ＜ 摩擦抵抗力 117.6 kN・・・・・・・・・・・・・・・ＯＫ

【津波波力に対する転倒安定性評価の計算例】

６段積（コーナー）（図－７）について，計算例を示す。



図－７　津波波力 転倒（仮設防潮堤６段積（コーナー）の例）

○荷重合力位置の算定

仮設防潮堤６段積（コーナー）のフィルターユニット：21 個

フィルターユニット気中重量：39.2kN/個，フィルターユニット寸法：2.4m（奥行１個当）

単位奥行きあたりの仮設防潮堤重量：W＝39.2（kN/個）×21（個）/2.4（m）

＝343 kN/m

単位奥行きあたりの津波波力：F＝191.87 kN/m

仮設防潮堤重心高さ：y1＝1.67m，仮設防潮堤重心距離：x1＝4.8m

津波波力重心高さ：y2＝1.5955m

・抵抗モーメント：Mr　＝W×x1＝343×4.8＝1646.4 kNm

・転倒モーメント：Mo　＝F×y2＝191.87×1.5955＝306.1 kNm

・底面合力作用位置：ｄ＝(Mr－Mo) / W＝(1646.4－306.1) / 343＝3.91 m

・底面合力偏心量：ｅ＝B/2－ｄ＝4.80－3.91＝0.89 m

○評価

荷重合力は底面のミドルサード内であり，転倒することはない。

底面合力偏心量：ｅ＝0.89 m　＜　B/6 ＝ 9.60 / 6 ＝ 1.60 m　・・・・・・・ＯＫ

1.3　結果

表－４～７に検討結果を示す。

表－４　津波波力に対する滑動安定性検討結果

断面形状	津波波力	摩擦抵抗力	評価
４段積 （津波高さ h=1.40m）	断面①：　13kN 断面②：　29kN 断面③：　49kN 断面④：　73kN	断面①：　26kN 断面②：　52kN 断面③：　78kN 断面④：　78kN	○
５段積 （津波高さ h=1.29m）	断面①：　 7kN 断面②：　18kN 断面③：　32kN 断面④：　50kN 断面⑤：　72kN	断面①：　26kN 断面②：　65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：137kN	○
６段積 （津波高さ h=2.22m）	断面①：　20kN 断面②：　44kN 断面③：　72kN 断面④：103kN 断面⑤：138kN 断面⑥：177kN	断面①：　26kN 断面②：　65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：196kN 断面⑥：186kN	○
６段積（コーナー） （津波高さ h=2.36m）	断面①：　23kN 断面②：　49kN 断面③：　80kN 断面④：113kN 断面⑤：151kN 断面⑥：192kN	断面①：　39kN 断面②：　78kN 断面③：118kN 断面④：170kN 断面⑤：222kN 断面⑥：206kN	○
７段積 （津波高さ h=2.20m）	断面①：　16kN 断面②：　36kN 断面③：　60kN 断面④：　87kN 断面⑤：118kN 断面⑥：153kN 断面⑦：191kN	断面①：　26kN 断面②：　52kN 断面③：　91kN 断面④：131kN 断面⑤：170kN 断面⑥：222kN 断面⑦：206kN	○

※　単位奥行き（1m）あたりの津波波力，摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において，津波波力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部（フィルターユニットと地盤面）の摩擦係数を０．６としていることから，滑動安

定性は，全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

表－５　津波波力に対する転倒安定性検討結果

防潮堤断面	津波波力	偏心量	B/6	評価
４段積（８個） 底面幅 B：4.80m 重量：130.7kN	津波高さ：1.40m 津波波力：73kN 波力重心高さ：1.04m	0.58m	0.80m	○
５段積（14 個） 底面幅 B：7.20m 重量：228.7kN	津波高さ：1.29m 津波波力： 72kN 波力重心高さ： 1.18m	0.37m	1.20m	○
６段積（19 個） 底面幅 B：9.60m 重量：310.3kN	津波高さ：2.22m 津波波力：177kN 波力重心高さ：1.58m	0.90m	1.60m	○
６段積（コーナー）（21 個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	津波高さ：2.36m 津波波力：192kN 波力重心高さ：1.60m	0.89m	1.60m	○
７段積（21 個） 底面幅 B：9.60m 重量：343.0kN	津波高さ：2.20m 津波波力：191kN 波力重心高さ：1.77m	0.99m	1.60m	○

※　単位奥行き（1m）あたりの重量，波力として記載。

全ての断面において，津波波力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため，４段積ケースの偏心量とＢ／６の比がやや大きい結果となる。

表－６　地震力に対する滑動安定性検討結果

断面形状	地震力	摩擦抵抗力	評価
４段積	断面①： 10kN 断面②： 20kN 断面③： 29kN 断面④： 39kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 78kN 断面④： 78kN	○
５段積	断面①： 10kN 断面②： 25kN 断面③： 39kN 断面④： 54kN 断面⑤： 69kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：137kN	○
６段積	断面①： 10kN 断面②： 25kN 断面③： 39kN 断面④： 54kN 断面⑤： 74kN 断面⑥： 93kN	断面①： 26kN 断面②： 65kN 断面③：105kN 断面④：144kN 断面⑤：196kN 断面⑥：186kN	○
６段積（コーナー）	断面①： 15kN 断面②： 29kN 断面③： 44kN 断面④： 64kN 断面⑤： 83kN 断面⑥：103kN	断面①： 39kN 断面②： 78kN 断面③：118kN 断面④：170kN 断面⑤：222kN 断面⑥：206kN	○
７段積	断面①： 10kN 断面②： 20kN 断面③： 34kN 断面④： 49kN 断面⑤： 64kN 断面⑥： 83kN 断面⑦：103kN	断面①： 26kN 断面②： 52kN 断面③： 91kN 断面④：131kN 断面⑤：170kN 断面⑥：222kN 断面⑦：206kN	○

※　単位奥行き（1m）あたりの地震力，摩擦抵抗力として算出。

全ての断面において，地震力に対する滑動安定性評価に問題はない。

底部（フィルターユニットと地盤面）の摩擦係数を０．６としていることから，滑動安定性は，全断面を通して底部が最も厳しい評価となる。

仮設防潮堤を設計する上での支配的な荷重は津波波力となっていることから，水平震度

０．３に対しては十分な余裕があり，摩擦係数から判断すれば，水平震度０．６までの安定性は確保することができる。

表－７　地震力に対する転倒安定性検討結果

防潮堤断面	地震力	偏心量	B/6	評価
４段積（８個） 底面幅Ｂ：4.80m 重量：130.7kN	地震力： 39kN 重心高さ：1.20 m	0.36m	0.80m	○
５段積（14 個） 底面幅Ｂ：7.20m 重量：228.7kN	地震力： 69kN 重心高さ： 1.41m	0.42m	1.20m	○
６段積（19 個） 底面幅Ｂ：9.60m 重量：310.3kN	地震力： 93kN 重心高さ： 1.59m	0.48m	1.60m	○
６段積（コーナー）（21 個） 底面幅Ｂ：9.60m 重量：343.0kN	地震力： 103kN 重心高さ： 1.67m	0.50m	1.60m	○
７段積（21 個） 底面幅Ｂ：9.60m 重量：343.0kN	地震力：103 kN 重心高さ：1.81 m	0.54m	1.60m	○

※　単位奥行き（1m）あたりの重量，地震力として記載。

全ての断面において，地震力に対する転倒安定性評価に問題はない。

仮設防潮堤の断面形状から重心位置が相対的に高くなるため，４段積ケースの偏心量とＢ／６の比がやや大きい結果となる。

偏心量とＢ／６の関係を考えれば，４段積ケースにおいて水平震度０．６７とした場合に，偏心量がミドルサード（Ｂ／６）を上回る結果となる。地震動に対する滑動安定性評価（表－６）と併せて考えれば，仮設防潮堤フィルターユニットの安定性評価においては，水平震度０．６まで問題は生じないものと考えることができる。

2.　トレンチの閉塞

２号機及び３号機の海水配管トレンチ及び電源ケーブルトレンチについては，平成２３年４月２日及び５月１１日の海域への汚染水流出において，タービン建屋からの経路となったことから，海域への汚染水流出防止措置として，平成２３年６月までにＯ．Ｐ．＋４ｍ盤の開口部（ピット，トレンチ立坑入口）の閉塞を完了している。

平成２４年１月から実施したトレンチ等内部点検において，溜まり水の放射性物質濃度（Ｃｓ）が10^{2}～10^{3}Ｂｑ／ｃｍ^{3}レベルであった２号機及び３号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットのうち２号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送及び充填作業を平成２４年４月２９日に完了した。また，３号機ポンプ室循環水ポンプ吐出弁ピットの水移送及び充填作業を平成２４年５月２８日に完了した。

このことから，アウターライズ津波により，高レベル汚染水が滞留している海水配管トレンチや電源ケーブルトレンチ等に海水が流入し，汚染水が溢水することはないと考えている。

以　上

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１）

修正反映版

平成２３年５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－１：１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：「福島第一原子力発電所第１号機における燃料域上部まで原子炉格納容器を水で満たす措置の実施に係る報告書」（平成 23 年５月５日）からの一部抜粋

添付資料－３：４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－４：４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１）

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。

今回の（その１）では、評価結果がまとまった１号機及び４号機を先行して報告するものであり、その他の号機については評価結果がまとまった時点で改めて報告する予定である。

２．耐震安全性評価に関する検討方針

（１）１号機の原子炉建屋

１号機の原子炉建屋については、東北地方太平洋沖地震の翌日である３月 12 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。一方で、３号機や４号機とは異なり５階以下の破損はみられない。このような破壊形式に至ったのは、１号機は５階以上が鉄骨構造に鋼板を取り付けた構造形式であり、内圧に対して壁の部分が非常に脆弱であったためと推定しており、この部分が先行破壊して内圧を開放したことにより、5 階より下の構造はほぼ健全な状態を維持していると評価した。この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 Ss 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検討することとした。

（２）４号機の原子炉建屋

４号機の原子炉建屋は、３月 15 日に破損していることが確認された。４号機については、破損が生じた時の映像が無いことなどから、どのようなプロセスで破損に至ったのか現段階では必ずしも特定されていない。1 号機とは構造形式が異なり鉄筋コンクリート構造であり、内圧に対して壁の抵抗力が大きかったためと推定されるが、柱と梁のフレーム構造と屋根トラスを残して、屋根スラブと壁の大半が失われており、さらに４階の壁の大部分と、３階の一部の壁が破損している。このように、４号機については、１号機と異なり５階以下の壁も破損しているので、この情報を質点系モデルに反映し、基準地震動 Ss 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。

3．耐震安全性評価に関する検討結果

（1）1号機の原子炉建屋

基準地震動Ss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0.12×10^{-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「原子炉圧力容器」、「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）

さらに、5月5日に報告済みの「福島第一原子力発電所第1号機における燃料域上部まで原子炉格納容器を水で満たす措置の実施に係る報告書」からの一部を引用するが、格納容器を水で満たした場合の結果と今回の解析結果はそれほど大きく異なるものではない。このことは、原子炉建屋における重量分布が多少変化したとしても、その影響は小さいことを示しているものと考えられる。また、現段階で原子炉格納容器の水は目標水位レベルには達していないが、特に問題が生じることはないものと考えられる。

（添付資料－2）

（2）4号機の原子炉建屋

基準地震動Ss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0.17×10^{-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。）。したがって、耐震安全上重要な設備である「原子炉圧力容器」、「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－3）

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Ss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1230×10^{-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 800（N/mm）であり、評価基準値である 1150（N/mm）に対して十分余裕がある。

・ 爆発によって、残存する床や壁にひび割れが生じ、剛性低下があったと仮定したパラメータスタディの結果によると、使用済燃料プールの評価結果に大きな差異は生じなかった。

・ 4 階で火災があった可能性が高く、その火災エリアにおいてはコンクリート表面から結晶水が失われ、部分的な剛性低下があったと仮定したパラメータスタディの結果によると、使用済燃料プールの評価結果に大きな差異は生じなかった。

・ 現在の使用済燃料プールの水温は 90℃程度であり、外気温は低い場合でも 10℃と仮定した解析を標準としているが、冬までこの状態が継続した場合を考えて、水温が 100℃で外気温が 0℃としたパラメータスタディを実施した。この場合には標準ケースよりも余裕が少なくなるものの、評価基準値に対しては十分な余裕を確保していることを確認した。

（添付資料－４）

４．耐震補強工事等の対策に関する検討結果

（１）１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、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れて、検討に取り組んでいくこととする。なお、5 階以上に残存している鉄骨部分に関しては、今後環境改善が進み使用済燃料プールからの燃料取り出しを行う段階になった場合などには、使用済燃料への影響を踏まえた対策の検討を行うこととする。

（２）４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。ただし、4 号機の原子炉建屋の 1 階と 2 階については、比較的線量レベルが低かったことから、使用済燃料プールの底部において裕度向上を目的とした補強工事を計画し、現段階では準備工事を実施中である。この補強工事の効果について、3 次元 FEM 解析による

局部評価のモデルに取り込んで評価を行った結果、余裕度の向上に寄与していることを確認した。なお、5階以上に残存している鉄筋コンクリート構造の架構と鉄骨構造の屋根トラスに関しては、今後環境改善が進み使用済燃料プールからの燃料取り出しを行う段階になった場合などには、使用済燃料への影響を踏まえた対策の検討を行うこととする。

（添付資料－４）

５．まとめ

本報告書においては、１号機の原子炉建屋及び４号機の原子炉建屋について耐震安全性評価を実施し、安全性に問題がないことを確認した。なお、現在４号機において実施中の使用済燃料プールの底部における補強工事についての効果が確認された。今後は、5階以上が大きく損傷し、5階以下の壁もかなり損傷している３号機の評価がまとまった時点で、追加報告を行う予定である。

添付資料－１：１号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

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及び耐震性評価は，基準地震動 Ss 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 Ss-3 については，基準地震動 Ss-1 及び Ss-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。

１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及び耐震性の評価は，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。

１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。

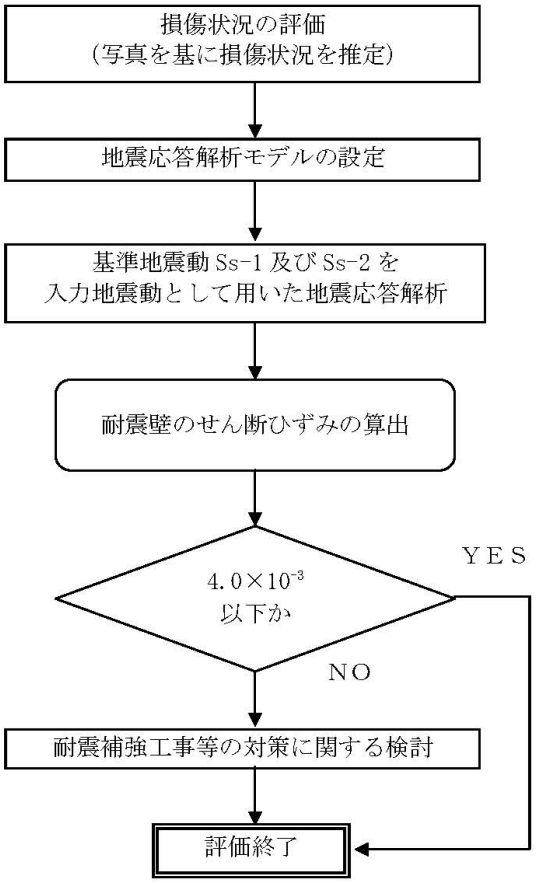


図-1.1　１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.　損傷状況の評価

１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。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。また，外観写真から判断できない部位については，建屋内の調査結果等の現状で得られている情報に基づいて，損傷の有無を評価した。

各部位の損傷状況評価の考え方を下記に示す。

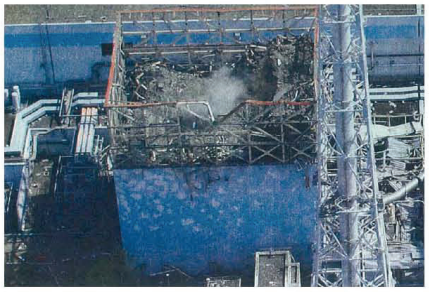
a. 外壁・屋根トラス

外観の写真から損傷を確認できるオペレーティングフロアより上の外壁・屋根トラスについては，損傷部位として評価した。なお，オペレーティングフロアより下部の外壁については，写真より損傷が確認できないため，損傷は無いものと評価した（図-2.1）。なお，写真は３月 24 日に撮影されたものを参考としているが，その後も外壁が崩落する等の変化は確認されていない。

b. その他部位

オペレーティングフロアより下部の外壁については損傷が確認されていないことから，オペレーティングフロアより下部の内壁等の部位についても損傷が無いものと評価した。

東面



西面

南面

北面

図-2.1　外壁の状況

3．解析に用いる入力地震動

１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Ss-1及びSs-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Ss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Ss-1及びSs-2の加速度波形について，図-3.2に示す。

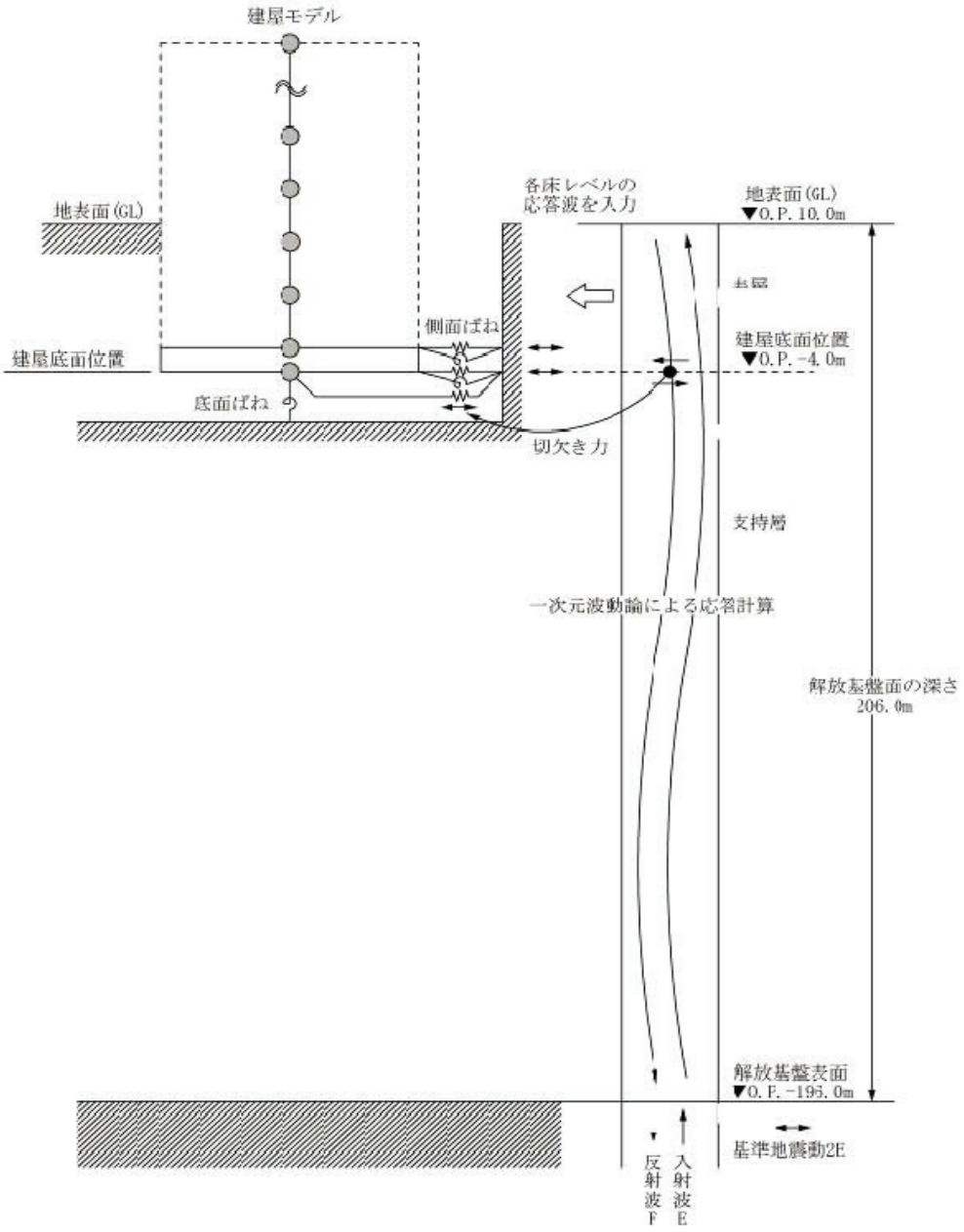
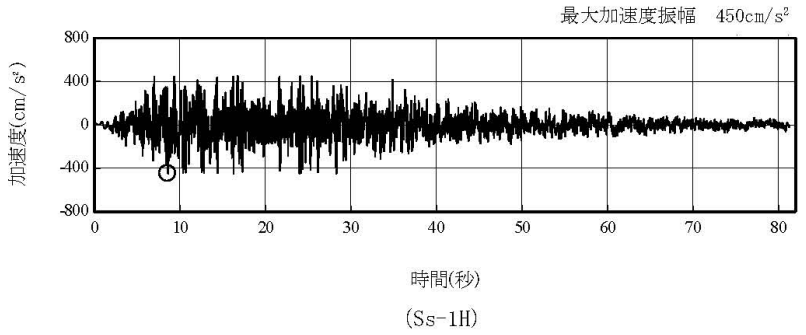
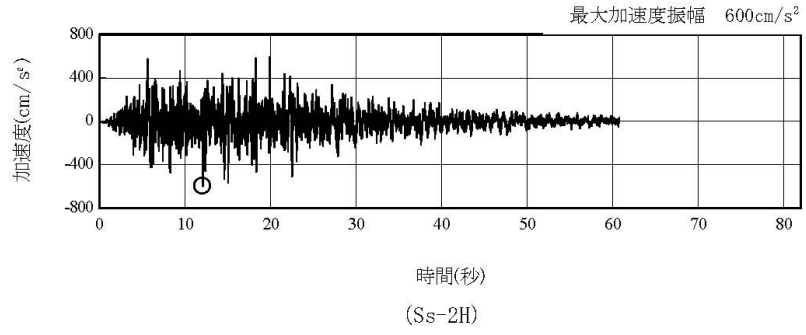


図-3.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)

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 Ss 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（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）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している。

１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，オペレーティングフロア上部の損傷した鉄骨フレーム及び屋根はモデル化しないこととし，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。１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。

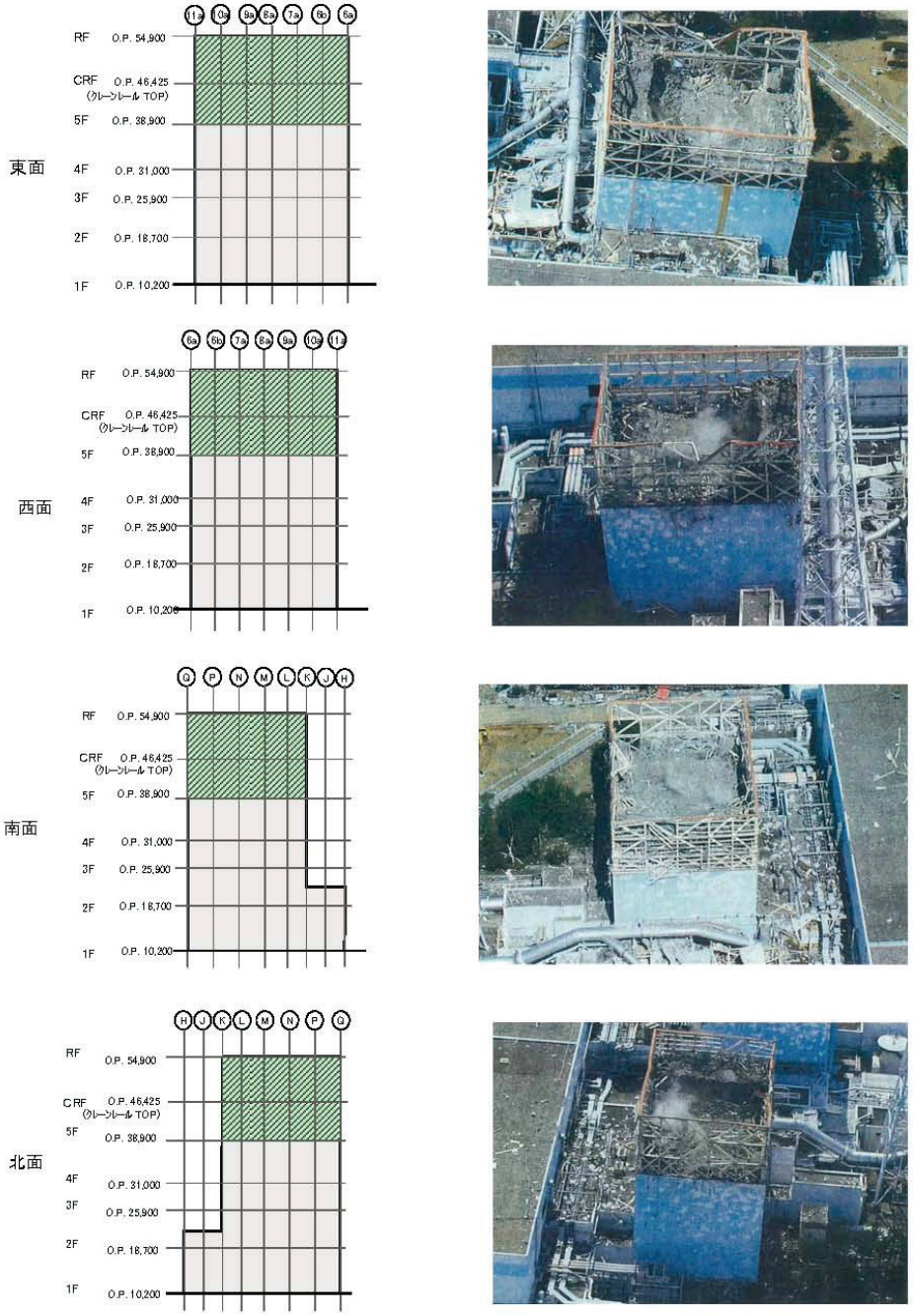


図-4.1　1号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

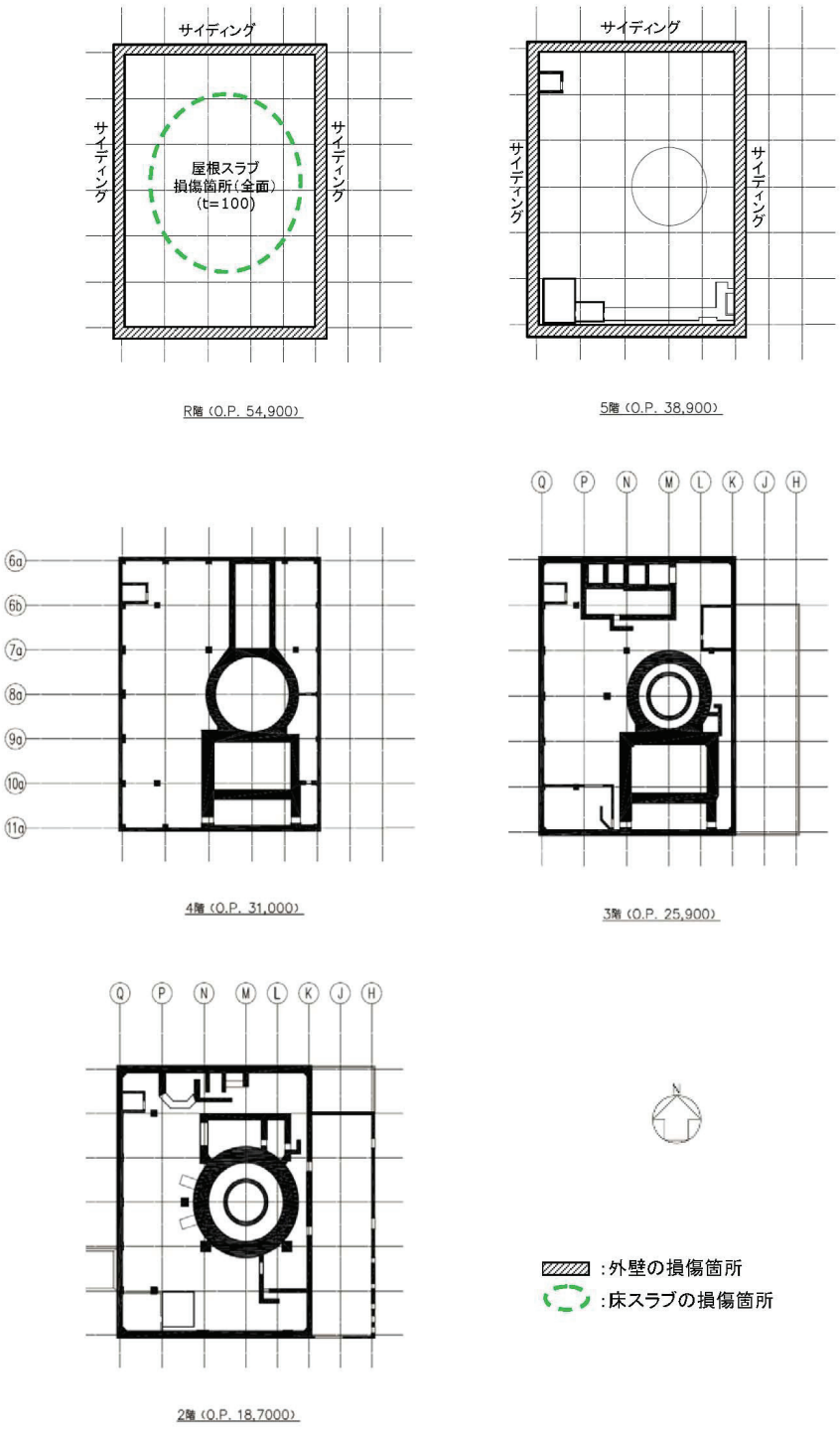


図-4.2　1号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(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，振動アドミッ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（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）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。

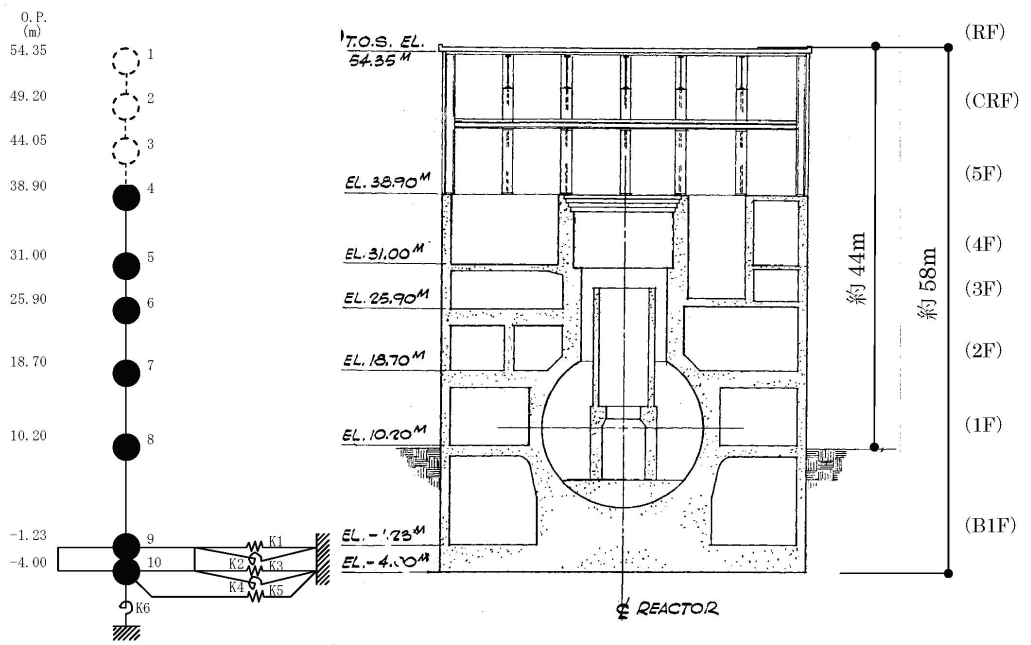


図-4.3　1号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

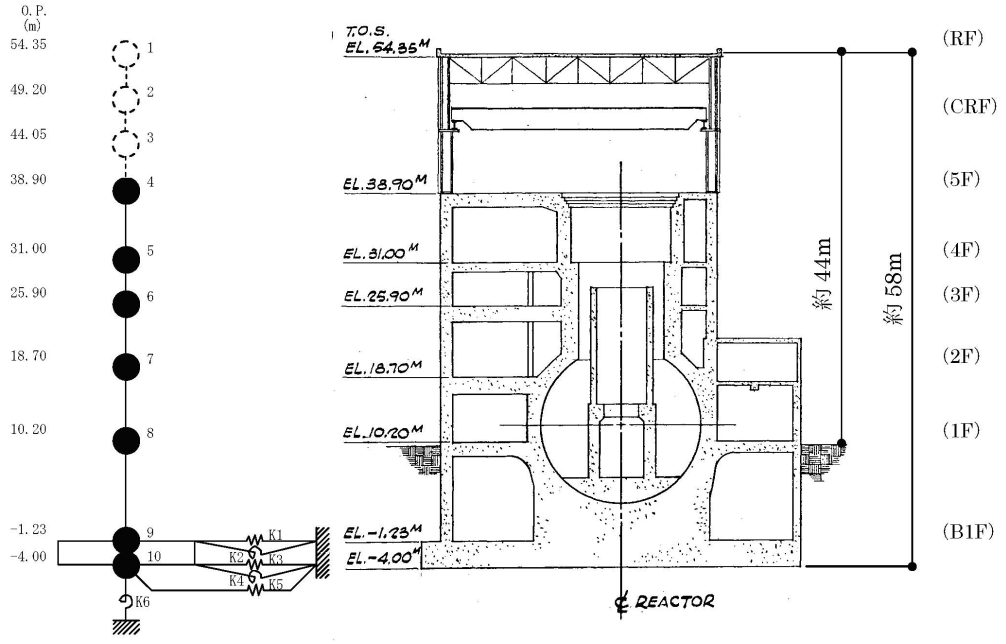


図-4.4　1号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-4.1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ (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*3 γ (kN/m^3)
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				
鋼材	SS400相当 (SS41)				

*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るめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

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($\times10^6$kN・m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—		
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58,690	84.43	—	—
5	67,910	97.77	135.0	16,012
6	77,220	111.11	160.8	21,727
7	87,200	125.53	132.8	24,274
8	146,020	210.16	155.6	36,481
9	147,070	211.73	294.0	52,858
10	62,400	89.83	1,914.3	275,530
合計	646,510			

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h	5%（鉄骨部　2%）
基礎形状	41.56m(NS方向)×43.56m(EW方向)

（EW 方向）

質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G($\times10^6$kN・m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—		
2	—	—	—	—
3	—	—	—	—
4	58,690	48.34	—	—
5	67,910	55.90	102.7	9,702
6	77,220	63.55	163.9	13,576
7	87,200	125.53	131.6	14,559
8	146,020	210.16	197.8	36,427
9	147,070	259.97	294.0	52,858
10	62,400	110.32	1,914.3	338,428
合計	646,510			

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h	5%（鉄骨部　2%）
基礎形状	41.56m(NS方向)×43.56m(EW方向)

表-4.3　地盤定数

(Ss-1)

標　高 O.P. (m)	地　質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	泥岩	500	17.1	0.455	436,000	0.78	340,000	442	3
−108.0	泥岩	560	17.6	0.446	563,000	0.78	439,000	495	3
−196.0	泥岩	600	17.8	0.442	653,000	0.78	509,000	530	3
	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 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	泥岩	500	17.1	0.455	436,000	0.81	353,000	450	3
−108.0	泥岩	560	17.6	0.446	563,000	0.81	456,000	504	3
−196.0	泥岩	600	17.8	0.442	653,000	0.81	529,000	540	3
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

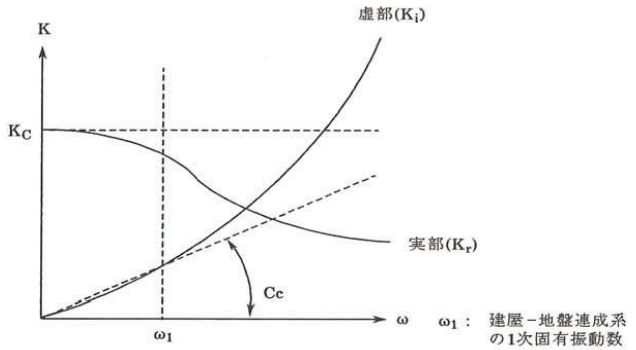


図-4.5　地盤ばねの近似

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。

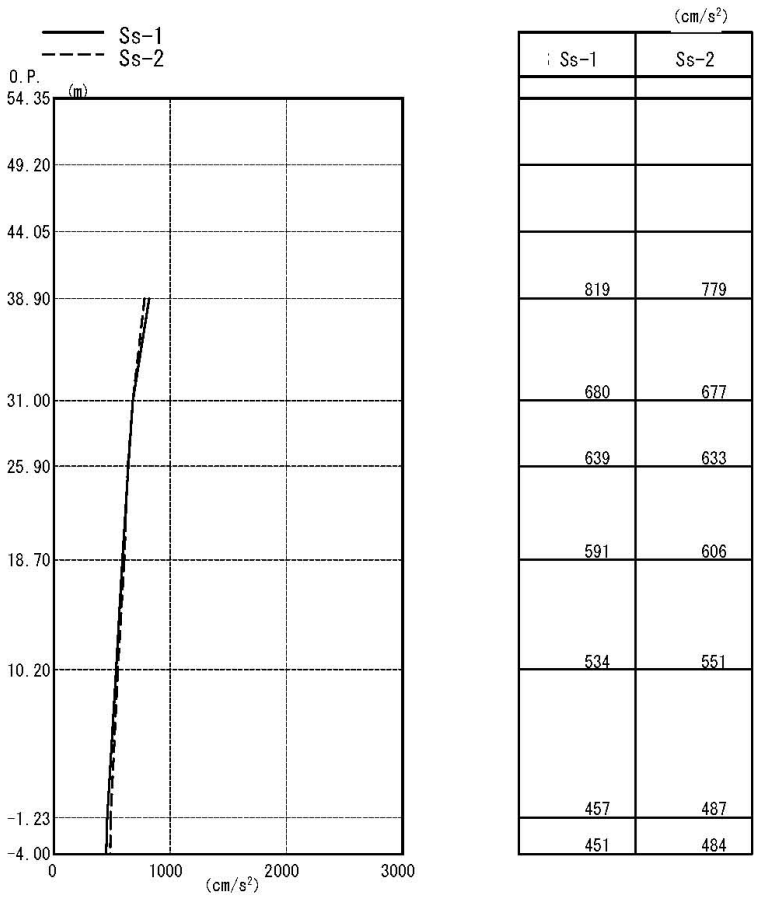
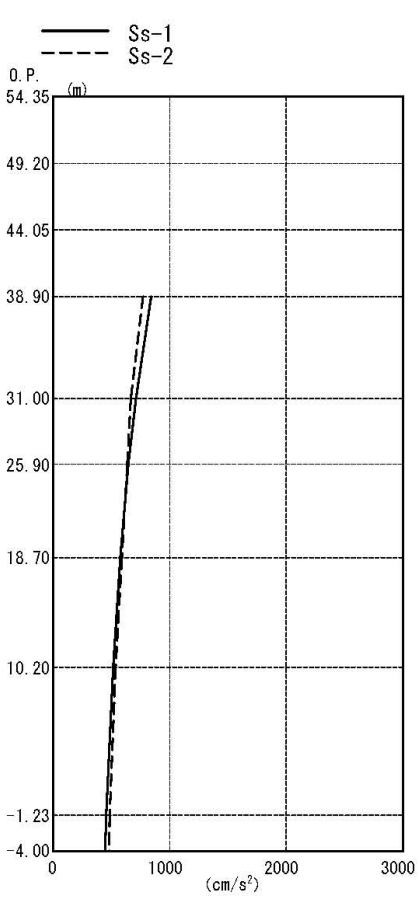


図-5.1　最大応答加速度（NS 方向）



(cm/s²)

Ss-1	Ss-2
839	771
708	665
645	633
575	589
517	532
456	484
445	481

図-5.2　最大応答加速度（EW 方向）

6. 耐震安全性評価結果

図-6.1，図-6.2及び図-6.3，図-6.4に基準地震動Ss-1及び基準地震動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0.12×10^{-3}（Ss-1H及び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。

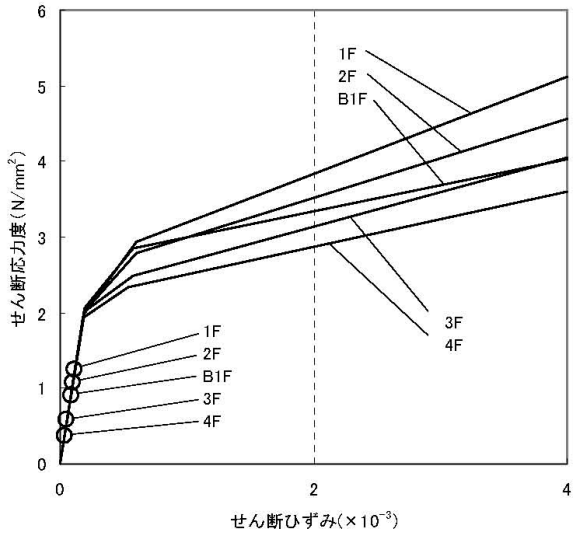


図-6.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

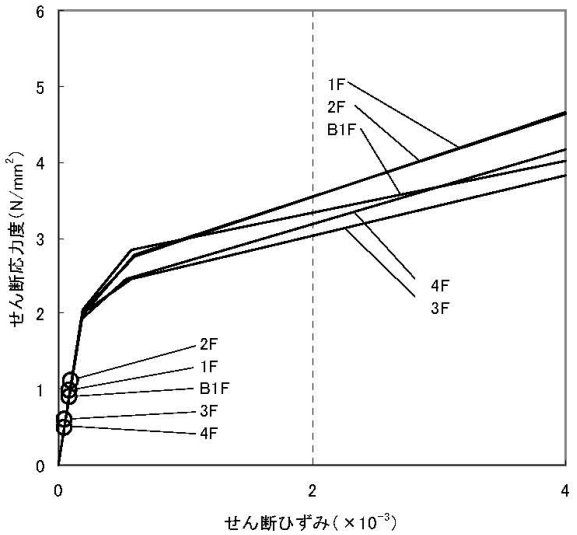


図-6.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

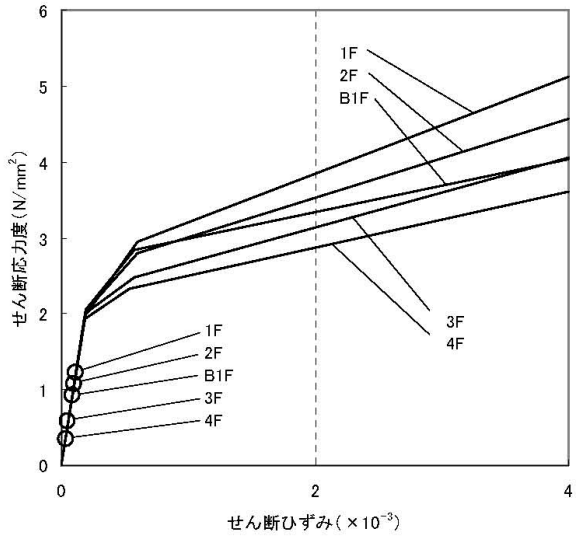


図-6.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

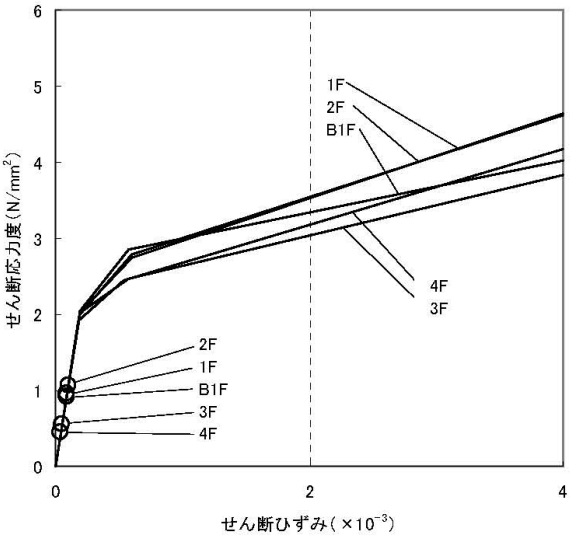
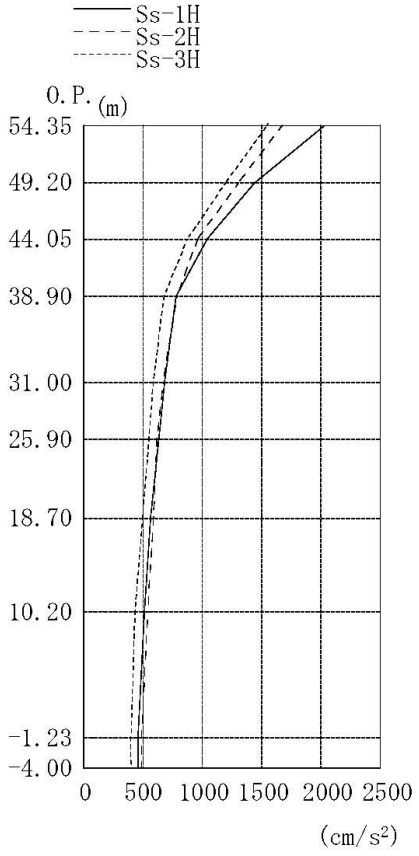


図-6.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

付録 1-1

『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

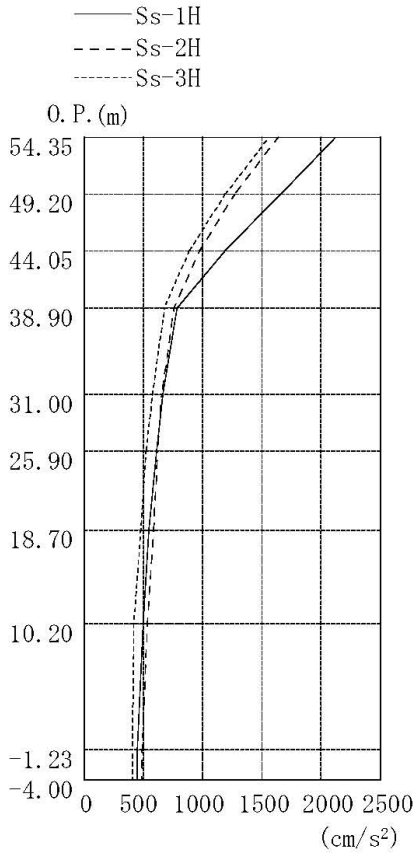
「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）に記載している 1 号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。



(cm/s²)

Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
2030	1674	1544
1445	1305	1196
1037	959	873
780	785	676
680	669	585
632	616	549
561	587	495
508	539	432
455	487	397
455	488	398

図-1　最大応答加速度（NS 方向）



(cm/s²)

Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
2123	1635	1557
1658	1270	1190
1190	973	886
785	758	677
663	654	577
611	621	522
545	584	478
496	533	418
449	489	407
449	487	409

図-2　最大応答加速度（EW 方向）

表-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

（$\times 10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
4F	0.04	0.04	0.03	2.0以下
3F	0.06	0.06	0.05	
2F	0.10	0.10	0.09	
1F	0.12	0.12	0.10	
B1F	0.08	0.09	0.07	

表-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（$\times 10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
4F	0.05	0.05	0.04	2.0以下
3F	0.06	0.05	0.05	
2F	0.10	0.10	0.09	
1F	0.09	0.09	0.08	
B1F	0.08	0.09	0.07	

以上

添付資料－２：「福島第一原子力発電所第１号機における燃料域上部まで
原子炉格納容器を水で満たす措置の実施に係る報告書」
（平成 23 年 5 月 5 日）からの一部抜粋

原子炉格納容器内の水位上昇に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価結果

1. 解析評価方針

原子炉格納容器内の水位上昇に伴う原子炉建屋の構造への影響及び耐震性評価は，設計用地震力（基準地震動 Ss による地震力）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 Ss-3 については，基準地震動 Ss-1 及び Ss-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。

１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。

なお，原子炉格納容器内の水位上昇に伴う質量増分は原子炉建屋モデルの質点に質量を加算する。

原子炉建屋の構造への影響及び耐震性の評価は，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少ない場合には，さらに詳細な検討を行うこととする。

１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。

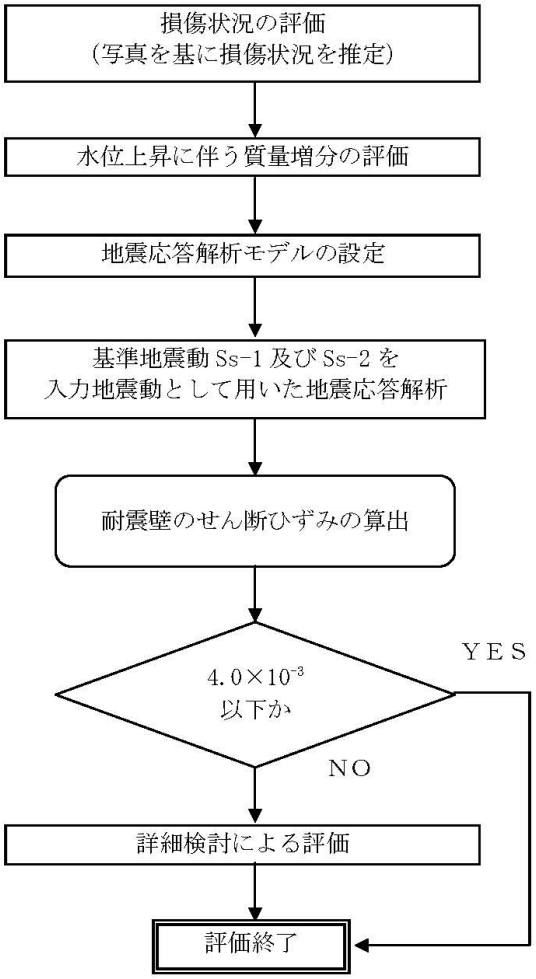


図-1.1　１号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.　解析に用いる入力地震動

１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Ss-1及びSs-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-2.1 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Ss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Ss-1及びSs-2の加速度波形について，図-2.2に示す。

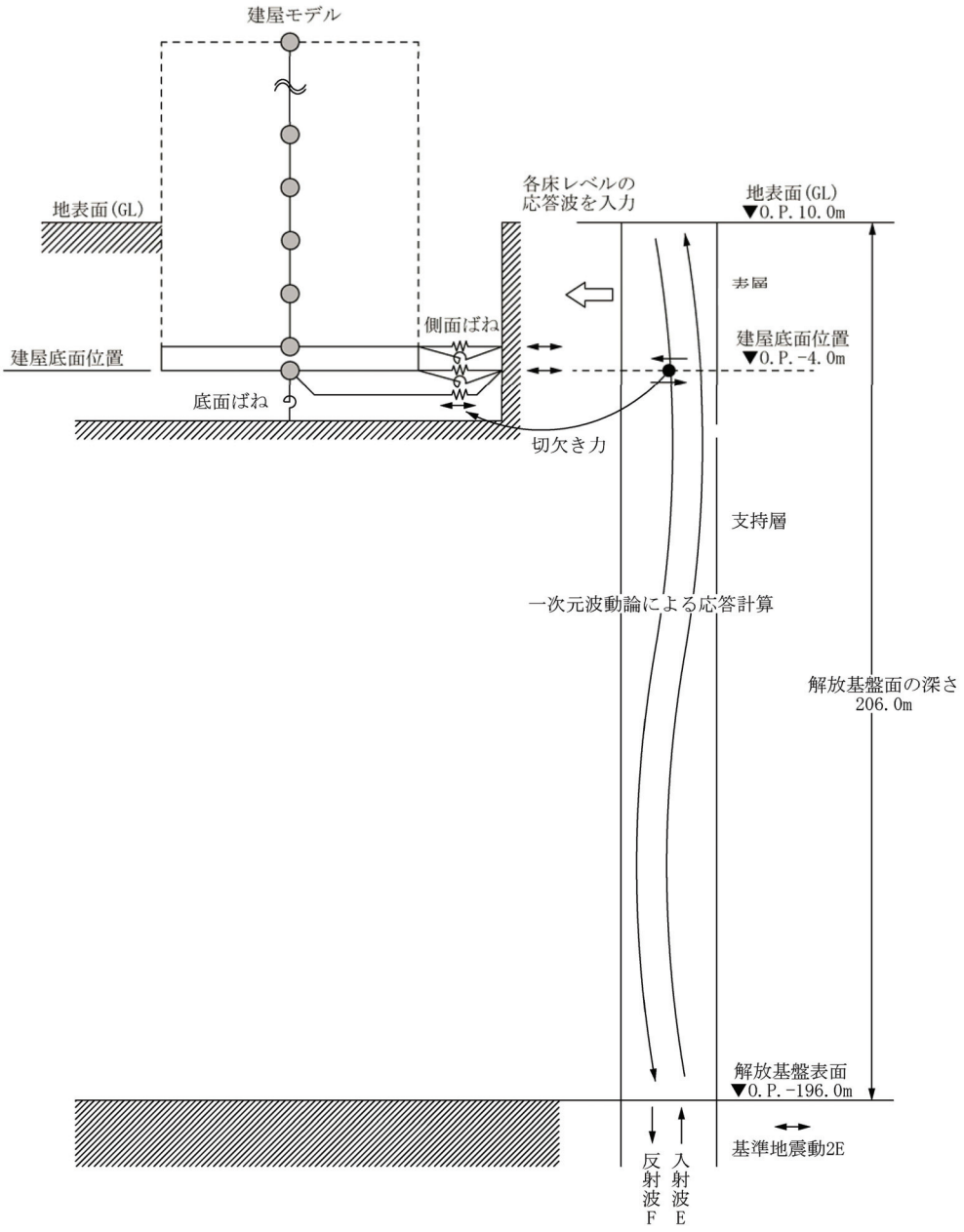
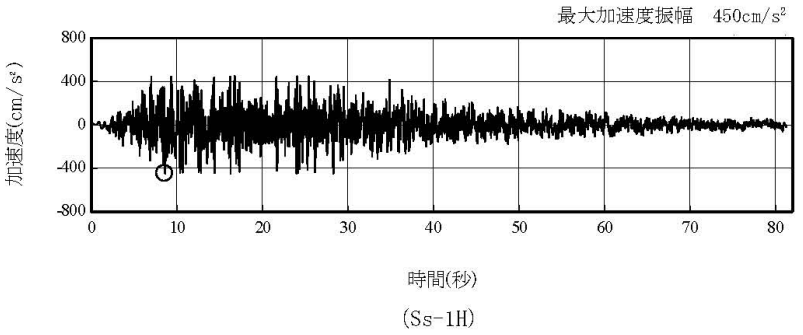
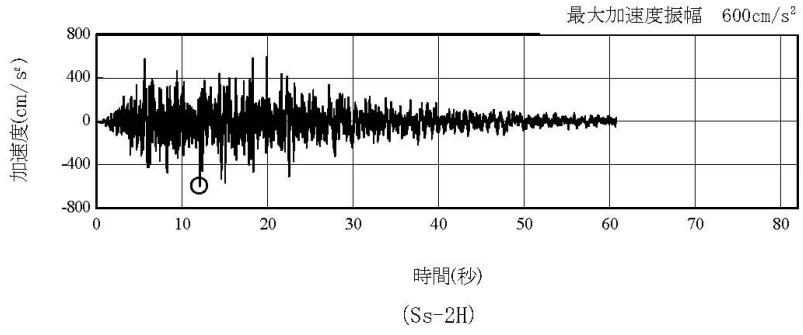


図-2.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)

図-2.2　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）

3.　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の地震応答解析は，「2.　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（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）にて作成した地震応答解析モデルを基に，次の２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している。

①１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。原子炉建屋の損傷状況は写真を基に推定し，オペレーティングフロア上部の損傷した鉄骨フレーム及び屋根はモデル化しないこととする。また，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。１号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図-3.1 に，損傷状況（平面図）を図-3.2 に示す。

②原子炉格納容器内の水位上昇に伴う質量増分は，原子炉格納容器と原子炉建屋との接合部位における地震力の伝達を考慮した上で，原子炉建屋モデルの複数の質点に質量を分配して加算する。

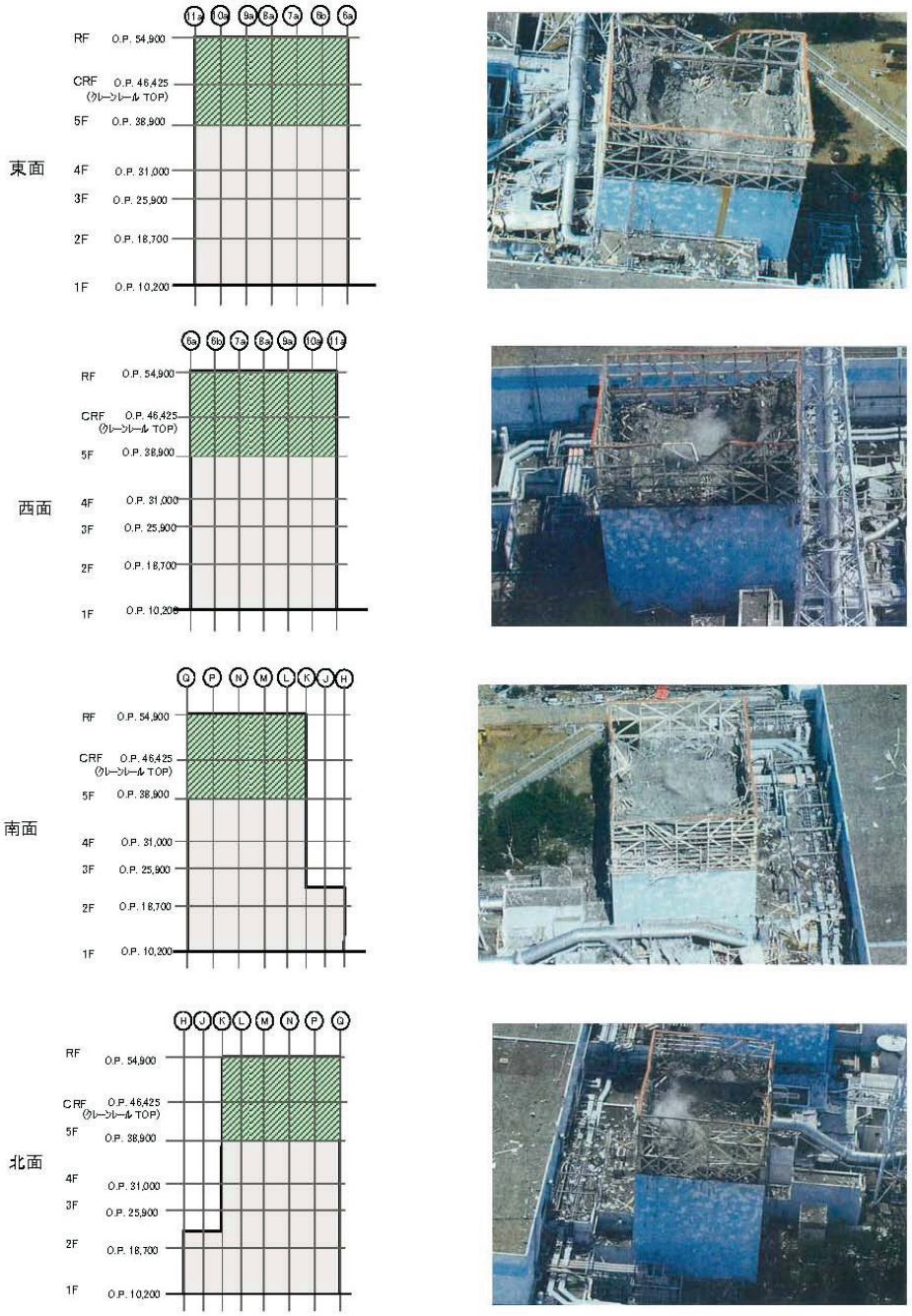


図-3.1　1号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

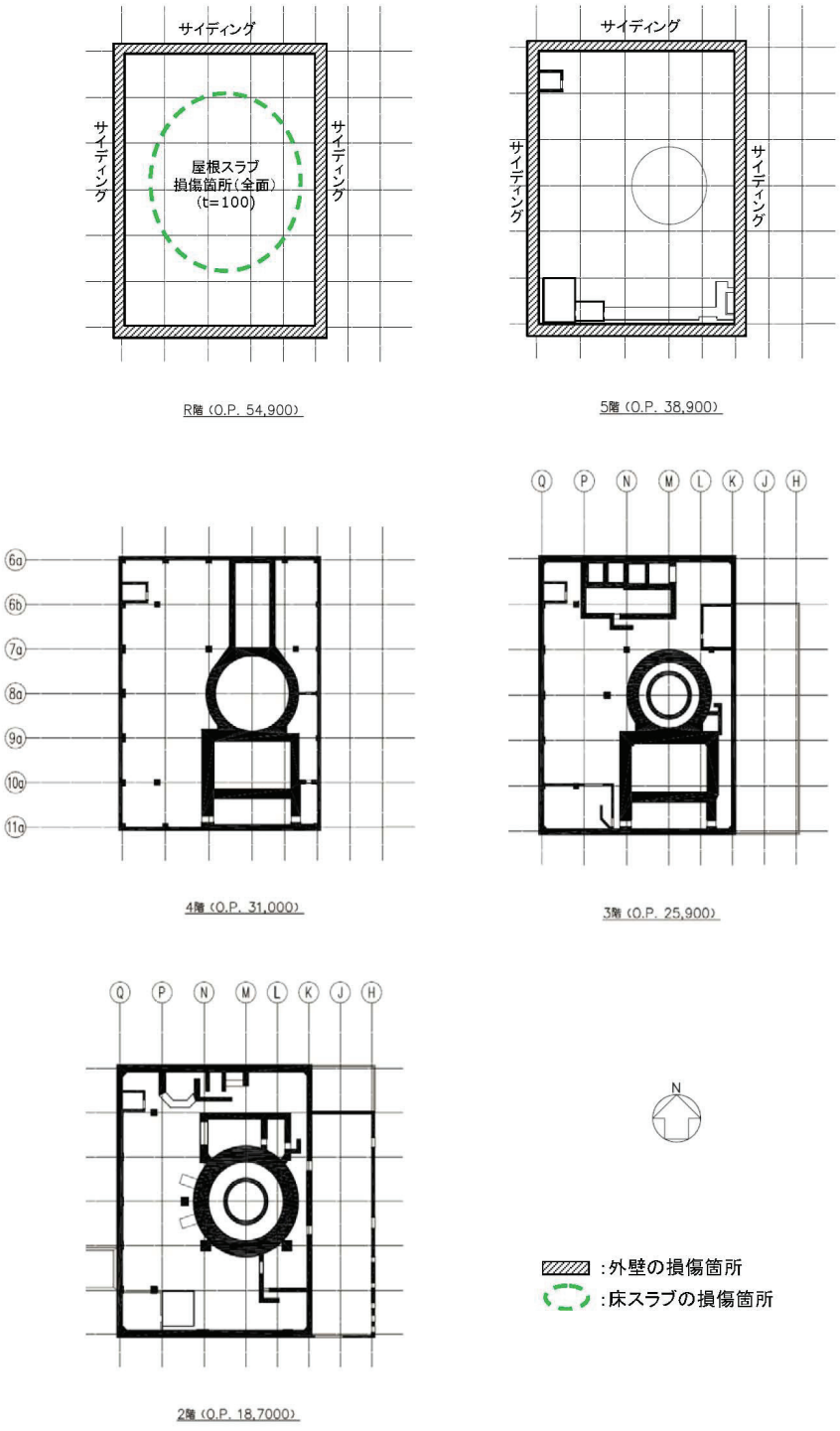


図-3.2　１号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(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-3.3 および図-3.4 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-3.1 に，建屋解析モデルの諸元を表-3.2 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-3.3 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，振動アドミッ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-3.5 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）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。

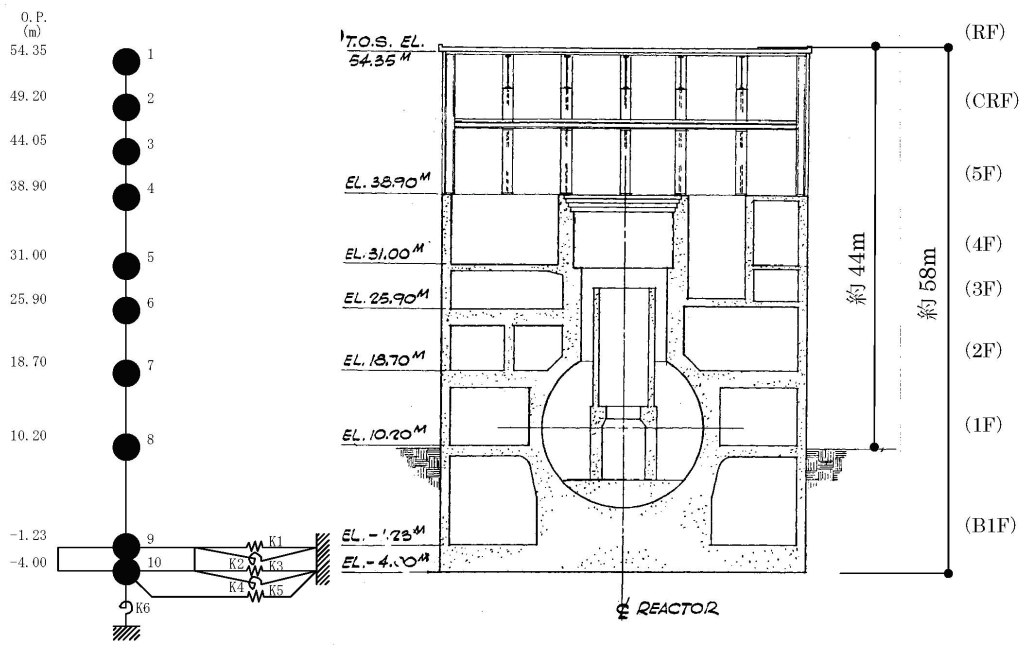


図-3.3　1号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

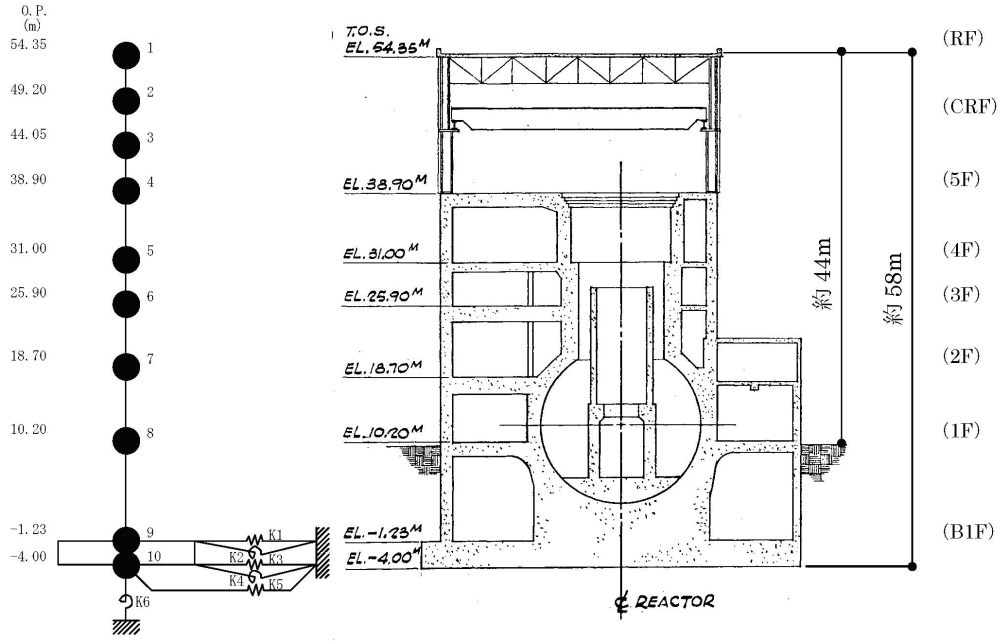


図-3.4　1号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-3.1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ (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*3 γ (kN/m^3)
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 (SD35)				
鋼材	SS400相当 (SS41)				

*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るめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表-3.2　建屋解析モデルの諸元

(NS 方向)

質点番号	質点重量 *1 W(kN)	回転慣性重量 *1 I_G($\times10^6$kN・m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—		
			—	—
2	—	—		
			—	—
3	—	—		
			—	—
4	58,690	84.43		
			135.0	16,012
5	67,910	97.77		
			160.8	21,727
6	80,900 (3,680)	116.41 (5.30)		
			132.8	24,274
7	87,200	125.53		
			155.6	36,481
8	166150 (20,130)	239.13 (28.97)		
			294.0	52,858
9	177,480 (30,410)	255.51 (43.78)		
			1,914.3	275,530
10	62,400	89.83		
合計	700,730 (54,220)	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h	5% (鉄骨部　2%)	
		基礎形状	41.56m(NS方向)×43.56m(EW方向)	

*1: (　) は原子炉格納容器内の水位上昇による増分を示す

(EW 方向)

質点番号	質点重量 *1 W(kN)	回転慣性重量 *1 I_G($\times10^6$kN・m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—		
			—	—
2	—	—		
			—	—
3	—	—		
			—	—
4	58,690	48.34		
			102.7	9,702
5	67,910	55.90		
			163.9	13,576
6	80,900 (3,680)	66.58 (3.03)		
			131.6	14,559
7	87,200	125.53		
			197.8	36,427
8	166150 (20,130)	239.13 (28.97)		
			294.0	52,858
9	177,480 (30,410)	313.72 (53.75)		
			1,914.3	338,428
10	62,400	110.32		
合計	700,730 (54,220)	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h	5% (鉄骨部　2%)	
		基礎形状	41.56m(NS方向)×43.56m(EW方向)	

*1: (　) は原子炉格納容器内の水位上昇による増分を示す

表-3.3　地盤定数

(Ss-1)

標 高 O.P. (m)	地 質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	泥岩	500	17.1	0.455	436,000	0.78	340,000	442	3
−108.0	泥岩	560	17.6	0.446	563,000	0.78	439,000	495	3
−196.0	泥岩	600	17.8	0.442	653,000	0.78	509,000	530	3
	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 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	泥岩	500	17.1	0.455	436,000	0.81	353,000	450	3
−108.0	泥岩	560	17.6	0.446	563,000	0.81	456,000	504	3
−196.0	泥岩	600	17.8	0.442	653,000	0.81	529,000	540	3
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

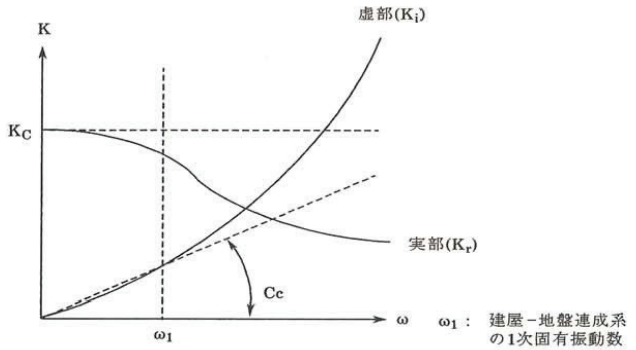
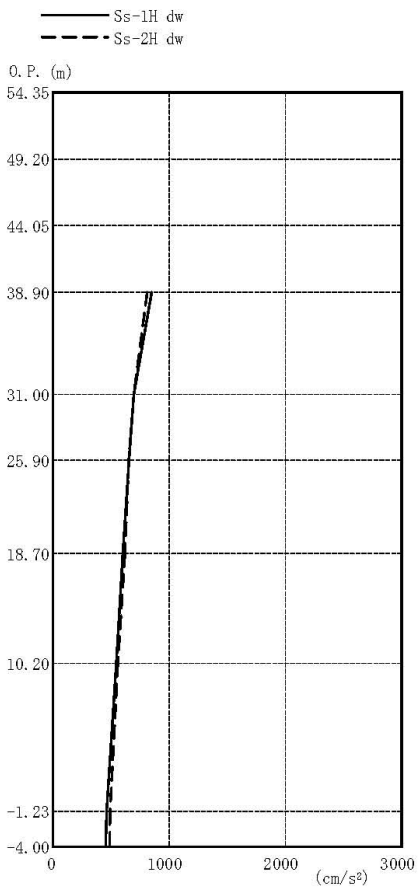


図-1.3.5　地盤ばねの近似

4.　地震応答解析結果

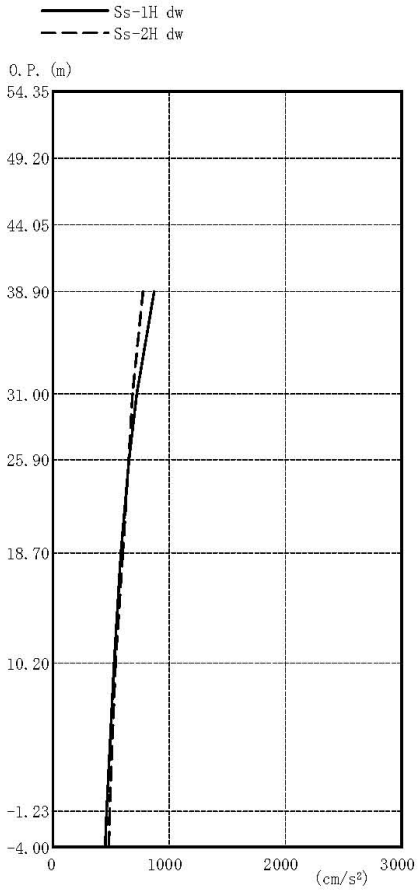
地震応答解析により求められた NS 方向，EW 方向の最大応答加速度を図-4.1 および図-4.2 に示す。



(cm/s²)

Ss-1H dw	Ss-2H dw
849	809
695	697
653	652
602	620
544	559
460	491
455	487

図-4.1　最大応答加速度（NS 方向）



(cm/s²)

Ss-1H dw	Ss-2H dw
868	776
722	684
653	651
585	601
527	539
461	487
451	480

図-4.2　最大応答加速度（EW 方向）

5. 耐震安全性評価結果

図-5.1，図-5.2 及び図-5.3，図-5.4 に基準地震動 Ss-1 及び基準地震動 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 0.12×10^{-3}（Ss-1H,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。

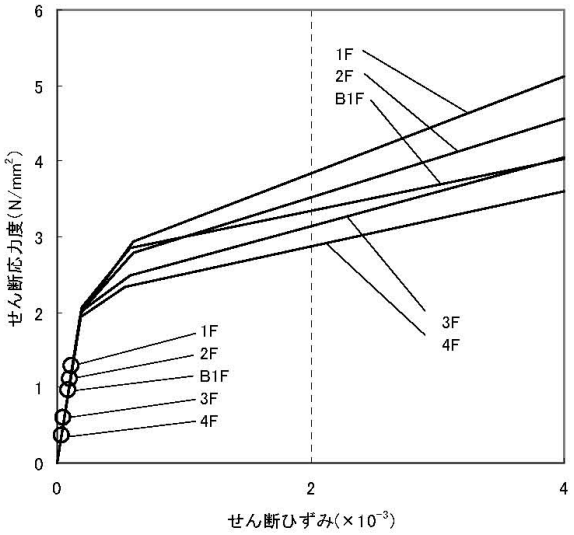


図-5.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

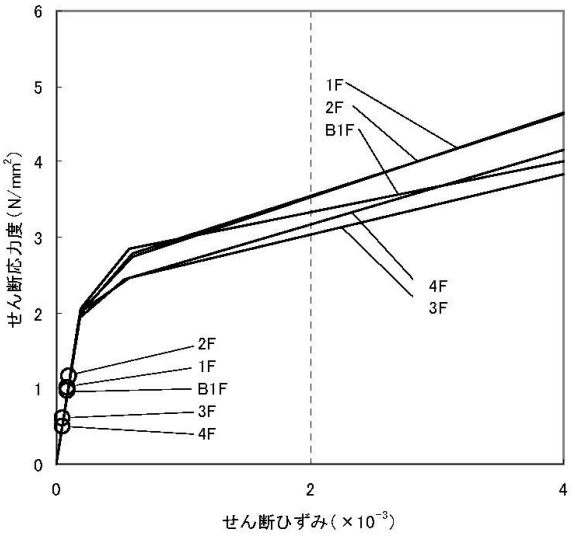


図-5.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

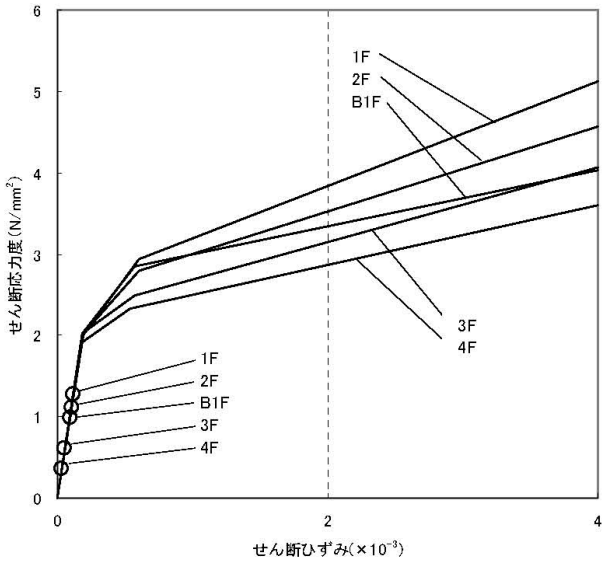


図-5.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

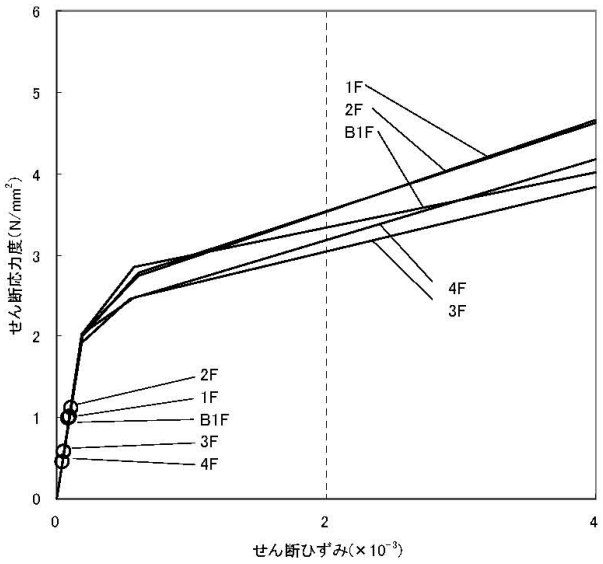


図-5.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

添付資料－３：４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及び耐震性評価は，基準地震動 Ss 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 Ss-3 については，基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 の応答結果に比べて，過去の計算例（付録 3－1 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。

４号機原子炉建屋については，原因の特定には至っていないものの，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及び耐震性の評価は，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。

４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。

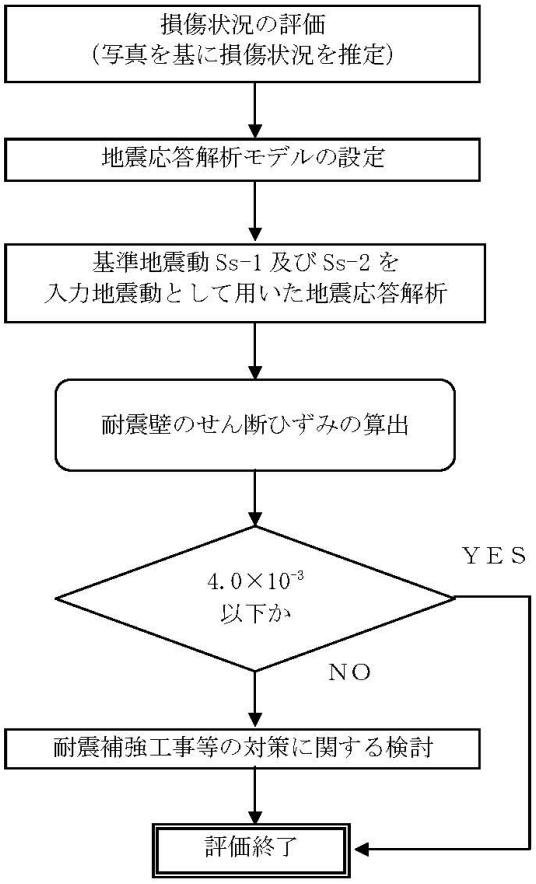


図-1.1　４号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

2.　損傷状況の評価

４号機原子炉建屋については，原因の特定には至っていないものの，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。また，外観写真から判断できない部位については，建屋内の調査結果等の現状で得られている情報に基づいて，損傷の有無を評価した。なお，参考にした写真の撮影日等については付録 3-2 に取りまとめた。

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

コンクリートポンプ車の先端に取り付けられたカメラにより撮影された写真から，使用済燃料プールには一定の水量が注水されていることが確認できていること，使用済燃料プール下部にあたる 2 階で漏水等が発生していないことが確認されていることから，使用済燃料プールに損傷は無いものと評価した。（図-2.2）

c. 機器仮置プール

外壁の写真を見る限り，機器仮置プール周辺の外壁で損傷が確認されていないことから，損傷が無いものと評価した。（図-2.3）

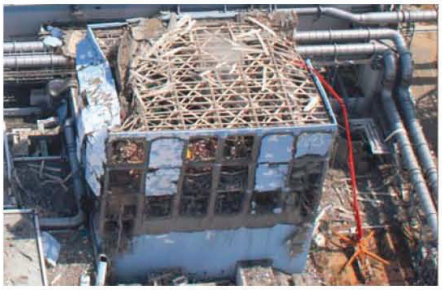
d. シェル壁

1 階，2 階のシェル壁については，建屋内の調査により損傷が無いことを確認できている。また，3 階において，損傷している外壁の厚さは最大でも 650ｍｍであり，厚さ 1000㎜ の外壁については損傷が無いことが確認できている。一方，3 階のシェル壁は，厚さが 1850㎜ であることから損傷が無いものと評価した。（図-2.4）

e. 床スラブ

1 階，2 階については，建屋内の調査により，床スラブに損傷が無いことを確認している。3 階については，建屋内の調査時に 2 階から見上げた天井スラブ（3 階の床スラブ）で損傷が確認できないことから，損傷は無いものと評価した（図-2.5）。4 階以上については，建屋内の調査結果が得られていないことから，外壁の損傷状況から評価することとした。4，5 階については，外壁が損傷していることから，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。

北面

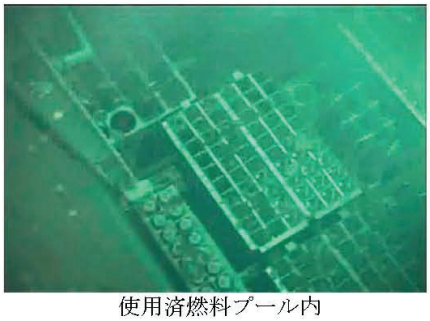


西面

東面

南面

図-2.1 外壁の状況



使用済燃料プール内

使用済燃料プール下部

図-2.2 使用済燃料プールの状況

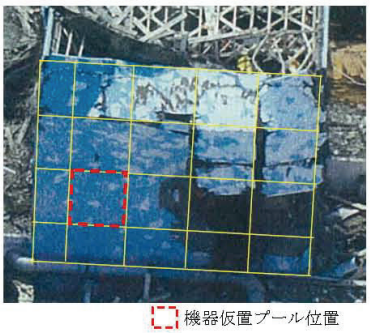


図-2.3 機器仮置プールの状況

図-2.4 シェル壁の状況

1 階外壁

2 階外壁

2 階床

2 階天井

図-2.5　建屋内部の状況（1,2 階）

3.　解析に用いる入力地震動

４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Ss-1及びSs-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Ss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Ss-1及びSs-2の加速度波形について，図-3.2に示す。

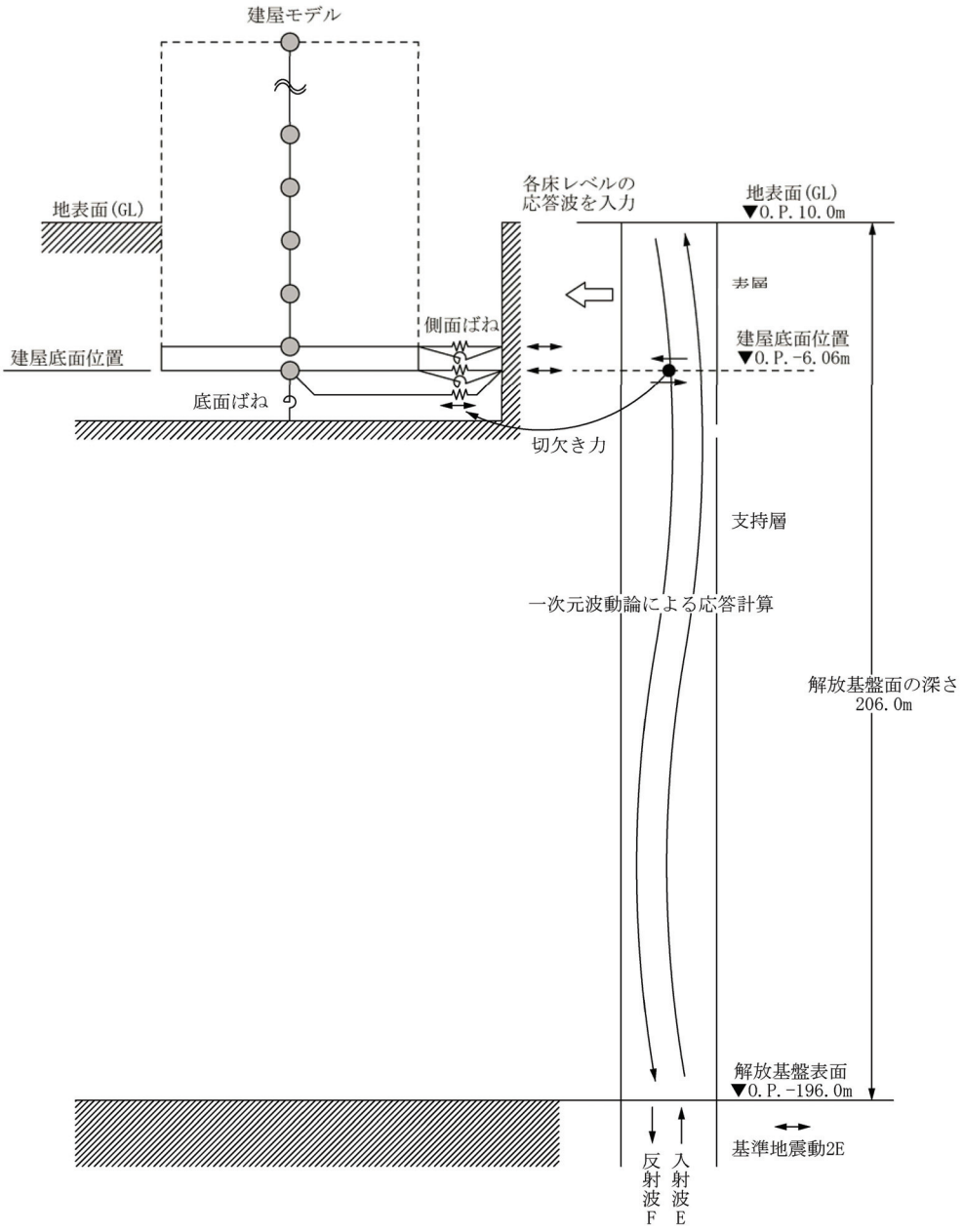
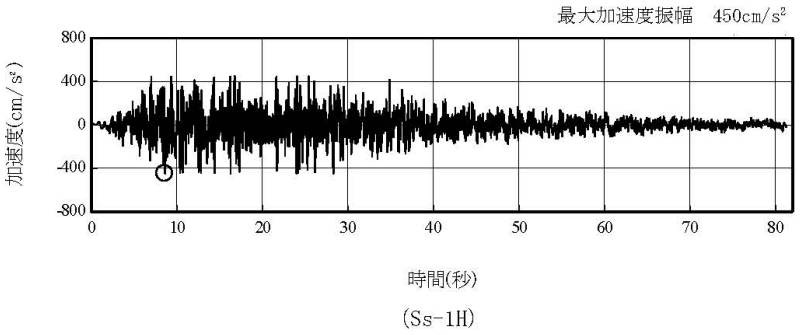
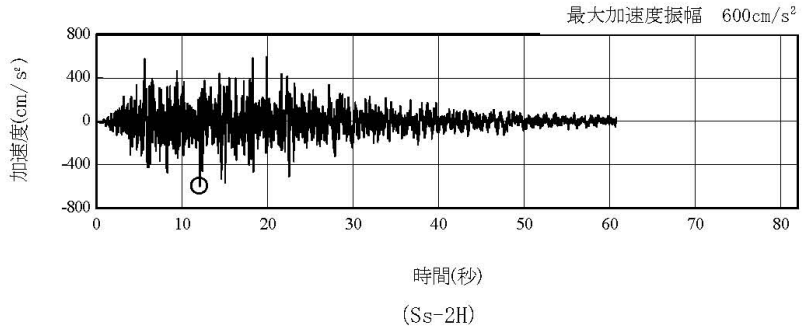


図-3.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)

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 Ss 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（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）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している。

４号機原子炉建屋については，地震時に定期検査中であったことから，定期検査時の条件を反映している。また，原因の特定には至っていないものの，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階の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。４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。

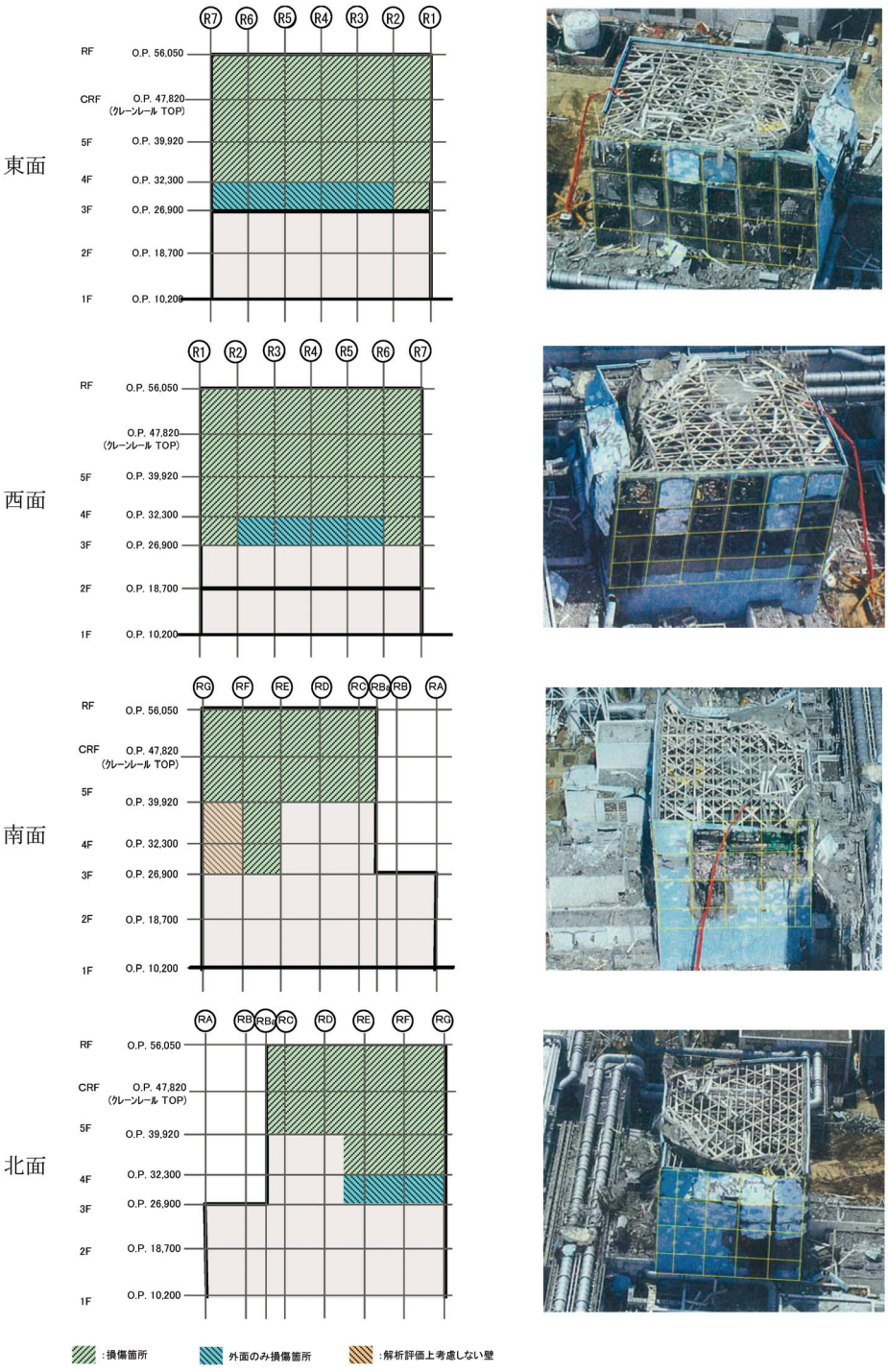


図-4.1　4号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

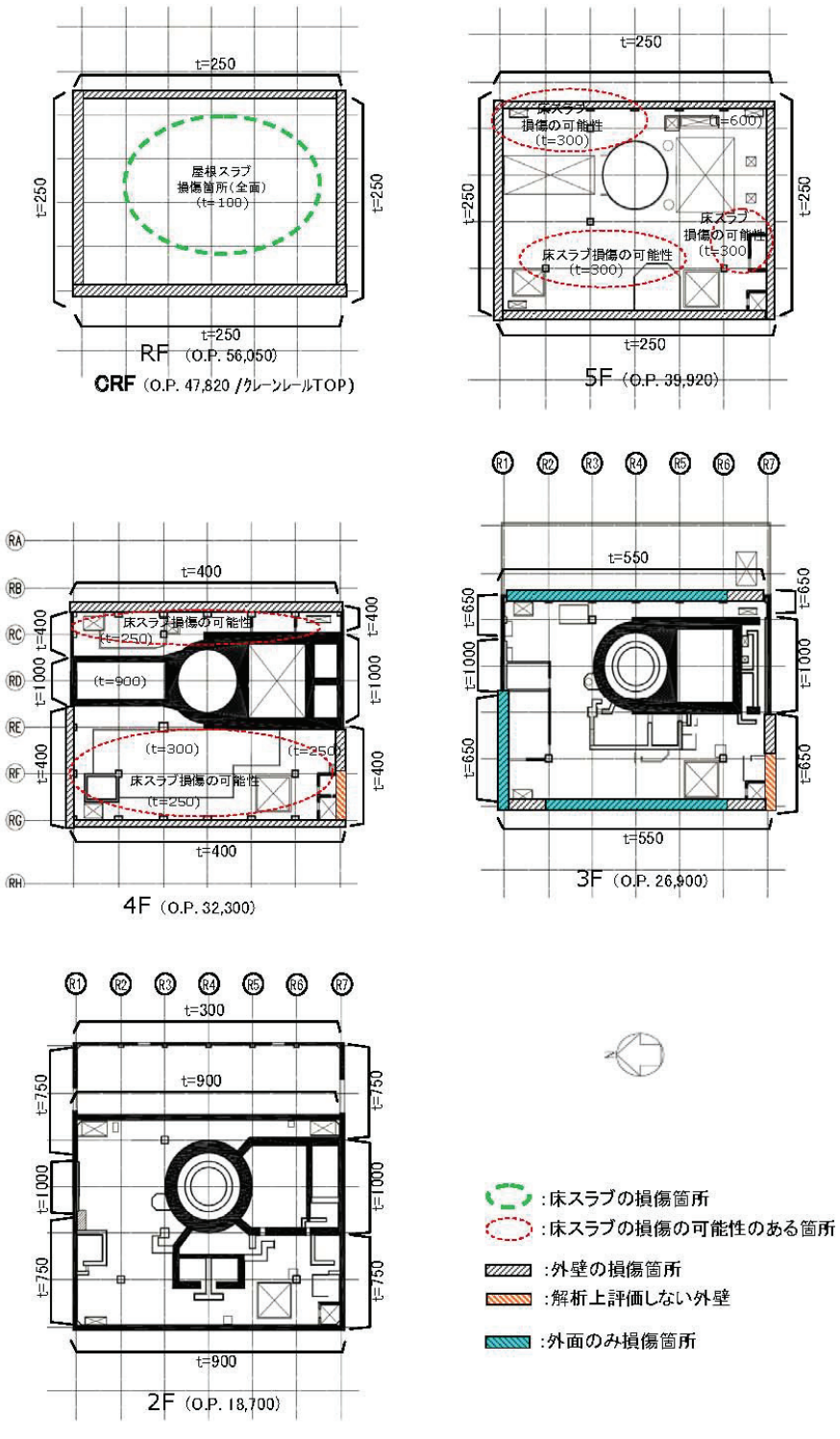


図-4.2　4号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(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，振動アドミッ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（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）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。

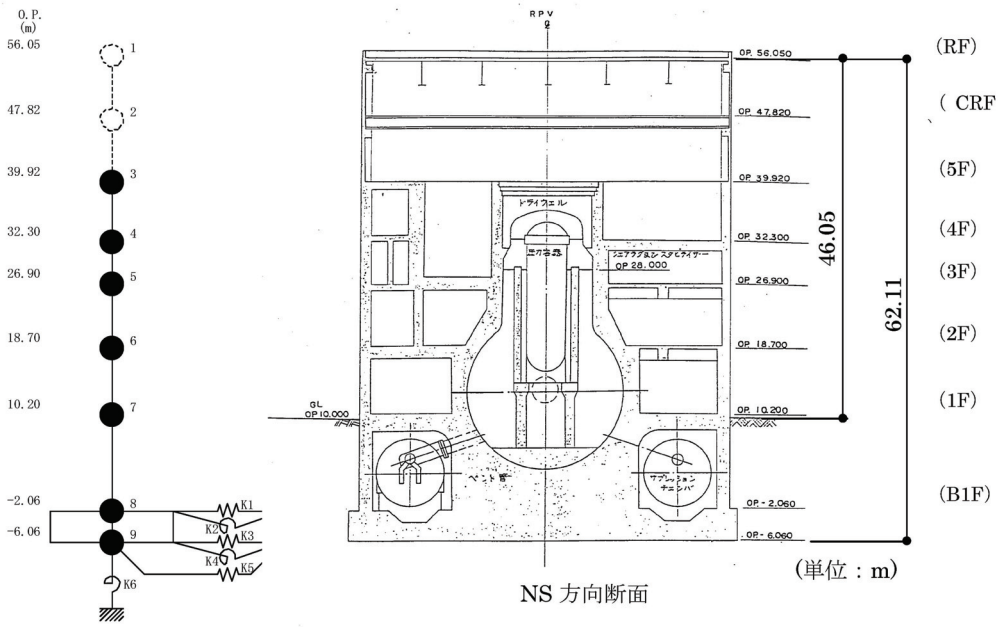


図-4.3　4号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

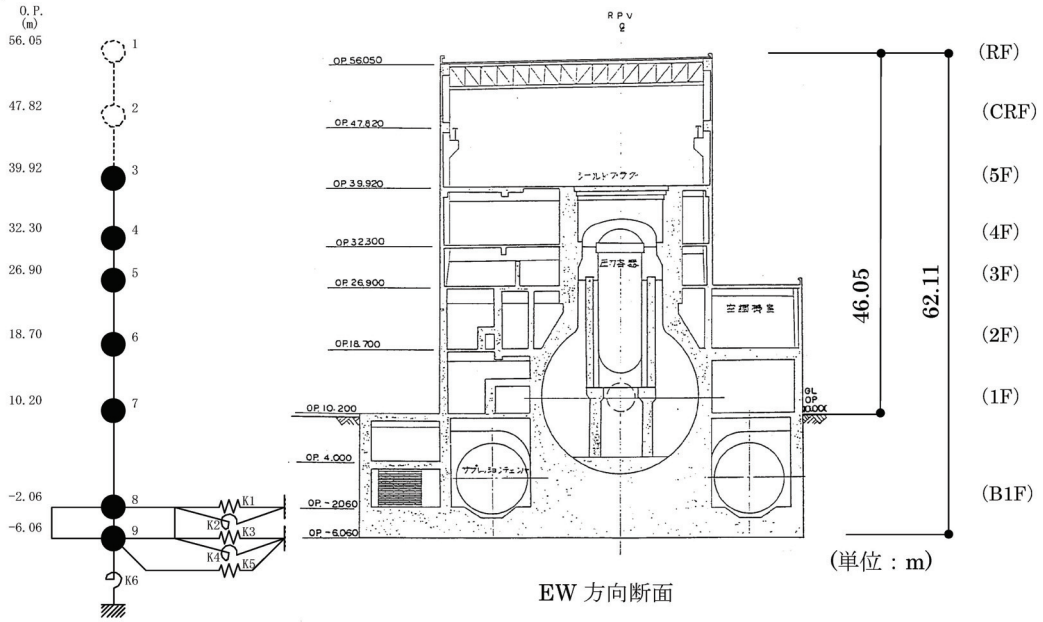


図-4.4　4号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-4.1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ （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*3 γ （kN/m^3）
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当 （SD35）				
鋼材	SS400相当 （SS41）				

*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るめた値とした。
*2：実強度に基づく値を示す。
*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

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(×10^5kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—		
2	—	—	—	—
3	114,850	211.39	—	—
4	88,770	163.44	150.8	13,068
5	117,030	215.39	103.4	15,942
6	121,930	224.49	223.4	45,026
7	207,300	381.60	175.4	46,774
8	287,050	574.38	460.4	114,194
9	132,390	264.88	2,812.6	562,754
合計	1,069,320			

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h	5%
基礎形状	49.0m(NS方向)×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(×10^5kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—		
2	—	—	—	—
3	114,850	118.55	—	—
4	88,770	91.66	90.4	6,491
5	117,030	215.39	105.8	6,388
6	121,930	224.49	167.5	32,815
7	207,300	569.22	166.4	46,303
8	287,050	828.96	424.5	136,323
9	132,390	346.27	2,812.6	772,237
合計	1,069,320			

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h	5%
基礎形状	49.0m(NS方向)×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 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	泥岩	500	17.1	0.455	436,000	0.78	340,000	442	3
−108.0	泥岩	560	17.6	0.446	563,000	0.78	439,000	495	3
−196.0	泥岩	600	17.8	0.442	653,000	0.78	509,000	530	3
	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 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	泥岩	500	17.1	0.455	436,000	0.81	353,000	450	3
−108.0	泥岩	560	17.6	0.446	563,000	0.81	456,000	504	3
−196.0	泥岩	600	17.8	0.442	653,000	0.81	529,000	540	3
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

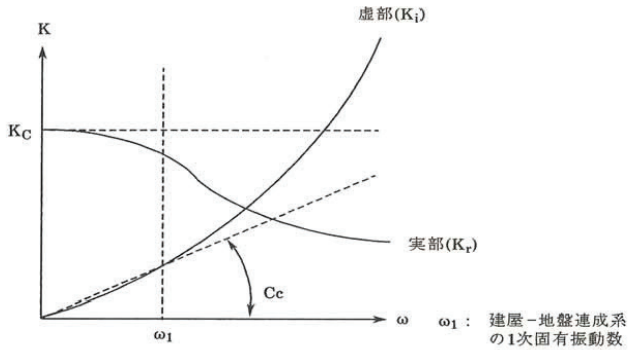


図-4.5　地盤ばねの近似

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。

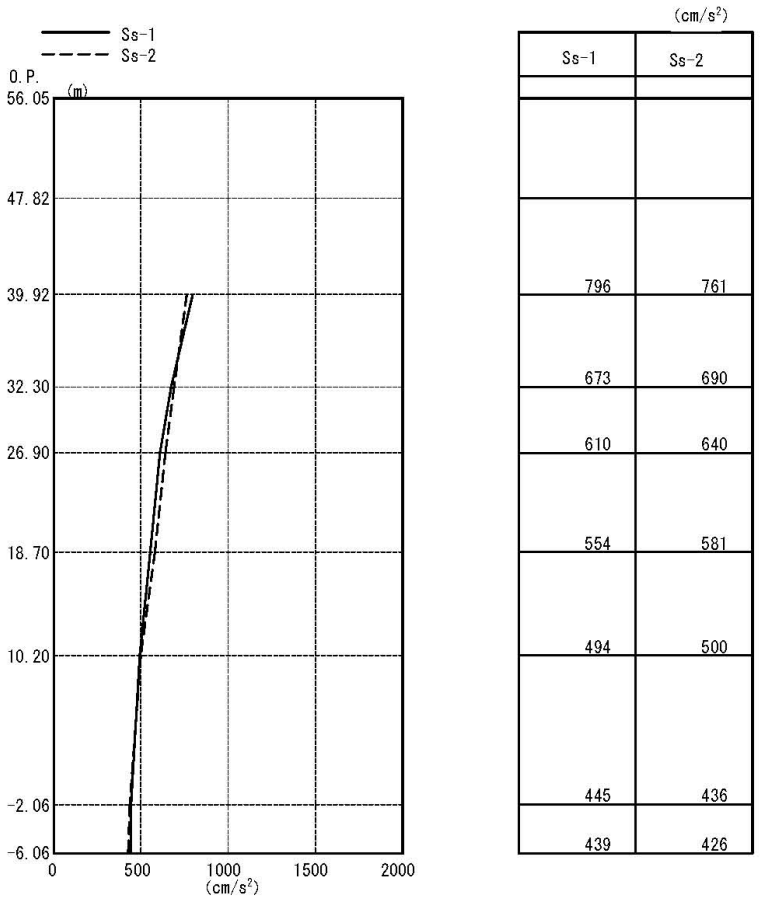
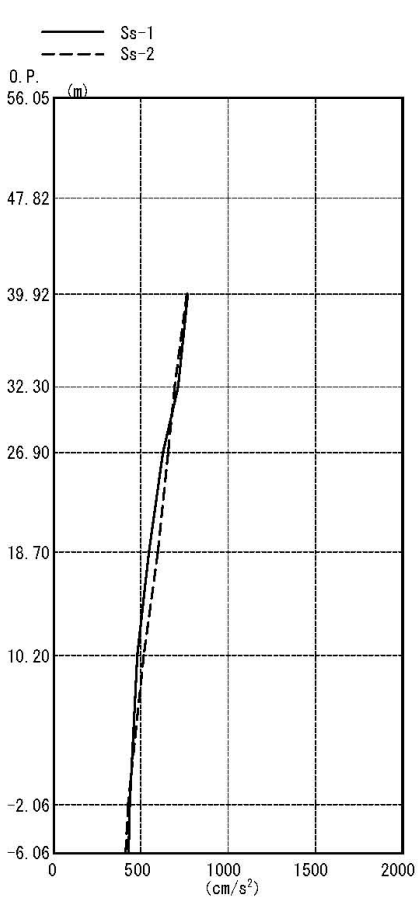


図-5.1　最大応答加速度（NS 方向）



(cm/s²)

Ss-1	Ss-2
770	763
714	692
626	656
545	598
478	518
435	427
430	412

図-5.2　最大応答加速度（EW 方向）

6. 耐震安全性評価結果

図-6.1，図-6.2及び図-6.3，図-6.4に基準地震動Ss-1及び基準地震動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0.17×10^{-3}（Ss-1H及びSs-2H,EW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。

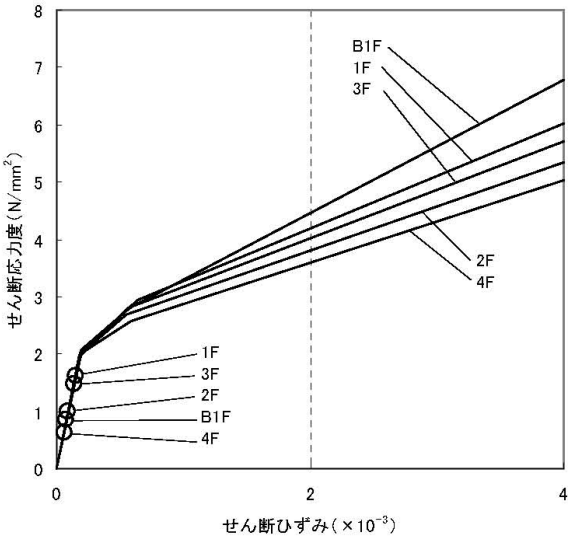


図-6.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

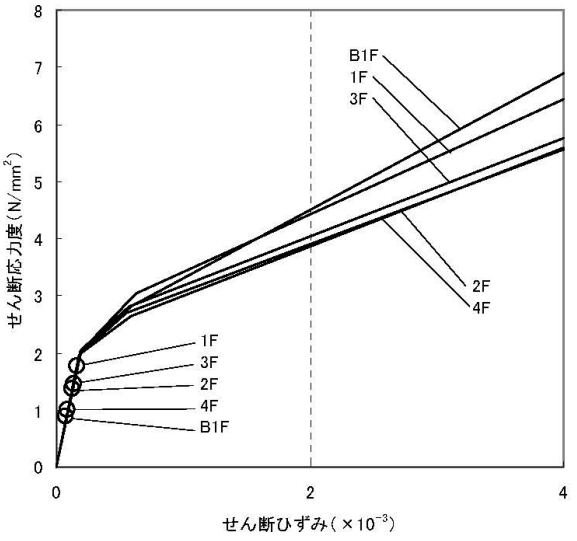


図-6.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

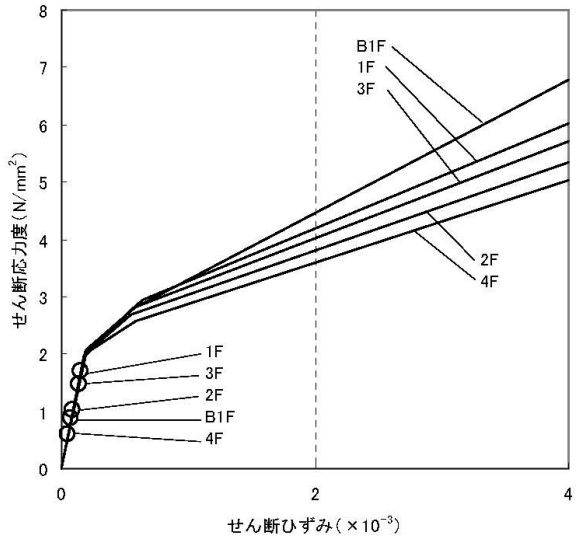


図-6.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

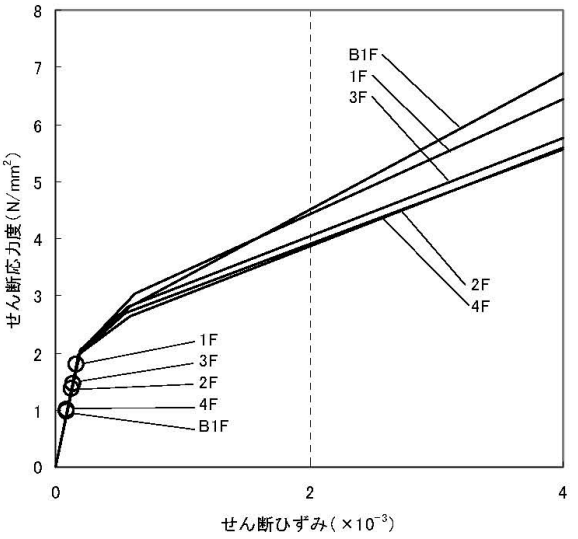
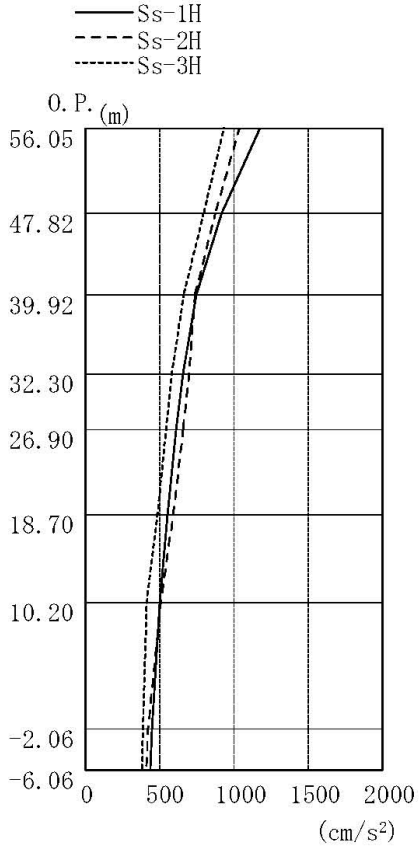


図-6.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

付録 3-1

『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

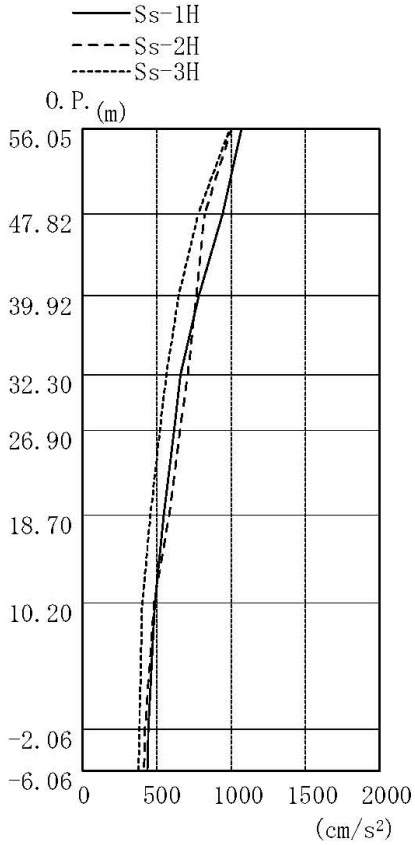
「福島第一原子力発電所　『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂版）」（原管発官 21 第 110 号　平成 21 年 6 月 19 日付け）に記載している４号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。



(cm/s²)

Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
1174	1037	932
918	875	796
749	738	662
657	698	582
613	659	543
553	592	486
502	509	413
447	423	388
439	411	382

図-1　最大応答加速度（NS 方向）



(cm/s²)

Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
1070	1004	992
945	822	779
783	766	648
661	710	565
617	657	521
548	584	458
488	483	404
445	422	382
438	415	378

図-2　最大応答加速度（EW 方向）

表-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

（$\times 10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.10	0.09	0.08	2.0以下
5F	0.17	0.15	0.14	
4F	0.05	0.05	0.04	
3F	0.08	0.08	0.07	
2F	0.09	0.09	0.08	
1F	0.15	0.16	0.13	
B1F	0.08	0.08	0.07	

表-2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW 方向）

（$\times 10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.12	0.12	0.11	2.0以下
5F	0.30	0.20	0.19	
4F	0.08	0.08	0.07	
3F	0.11	0.11	0.10	
2F	0.12	0.12	0.10	
1F	0.16	0.17	0.14	
B1F	0.08	0.09	0.07	

以上

付録 3-2

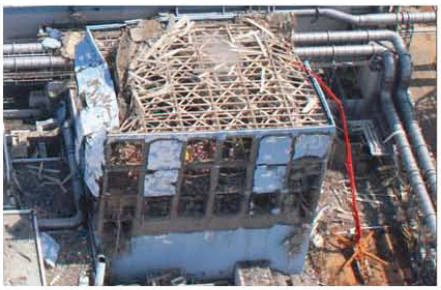
損傷状況を評価するのに用いた写真について（4 号機）

【外壁】

○ 4 月 13 日時点

・ 3 月 24 日に撮影した外観写真により、建屋の損傷状況を確認した上で建屋の解析モデルを作成している。（図１）

北面



西面

東面

南面

図１　損傷状況（3 月 24 日撮影）

○ 5 月 10 日時点

・ 西面、南面については、5 月 10 日に新たに現地で写真（図２）を撮影している。この写真から 3 月 24 日時点から損傷が進展していないことが確認できる。

西面

南面

図２　西面・南面の損傷状況（5 月 10 日撮影）

【内壁】

○ 4 月 13 日時点

・ 建屋内の調査が実施できていなかったことから、外観写真と図面等から判断することとした。

○ 4 月 28 日時点

・ コンクリートポンプ車の先端に取り付けられたカメラにより撮影された写真により，使用済燃料プールに一定の水量が注水されていることが確認できる。(図 3)

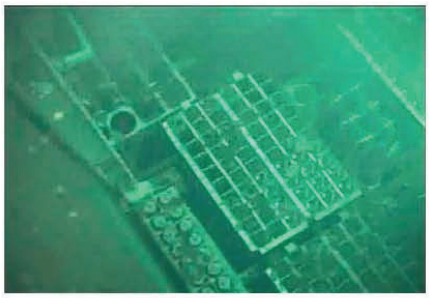
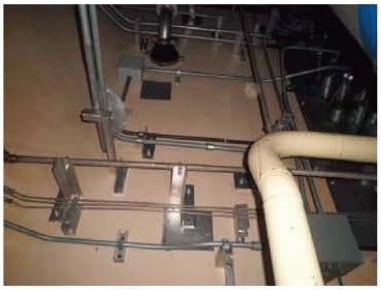


図 3　使用済み燃料プール内部の状況(4 月 28 日撮影)

○ 5 月 22 日時点

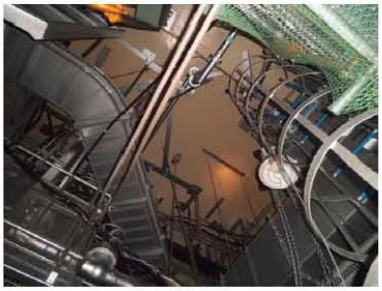
・ 建屋内（1 階、2 階）では調査が実施されている。現段階では 1 階、2 階の内壁、1 階、2 階の床スラブ、天井スラブに損傷は確認されていない。建屋内の写真を図 4，それぞれの写真の撮影位置を図 5 に示す。

①1 階内壁



②1 階外壁

③1 階外壁



④1 階天井

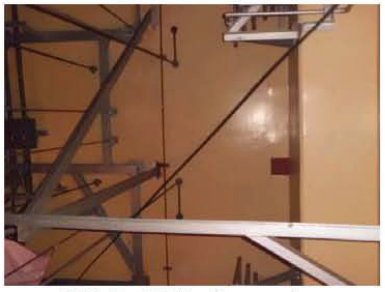
図 4（1）　建屋内部の状況（5 月 19 日～21 日撮影）

⑤2 階内壁

⑥2 階外壁

⑦2 階シェル壁

⑧2 階シェル壁

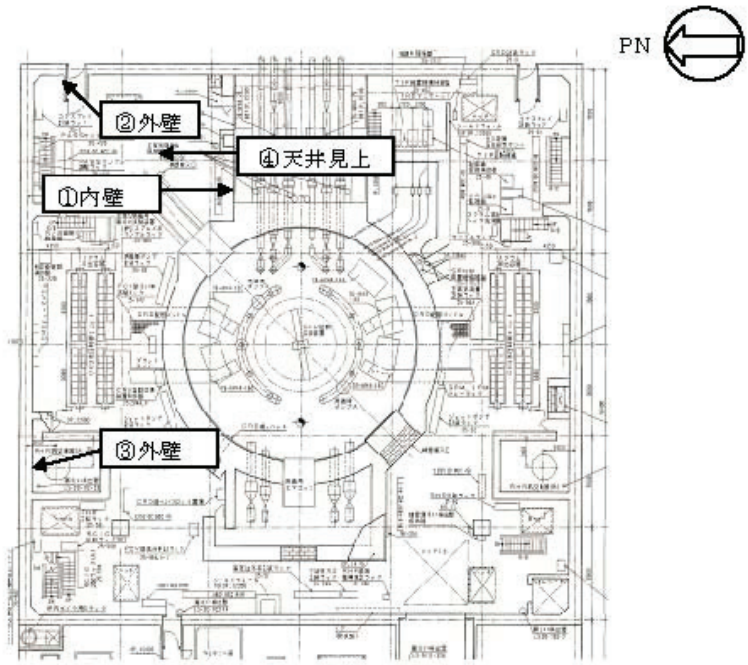


⑨使用済燃料プール下部

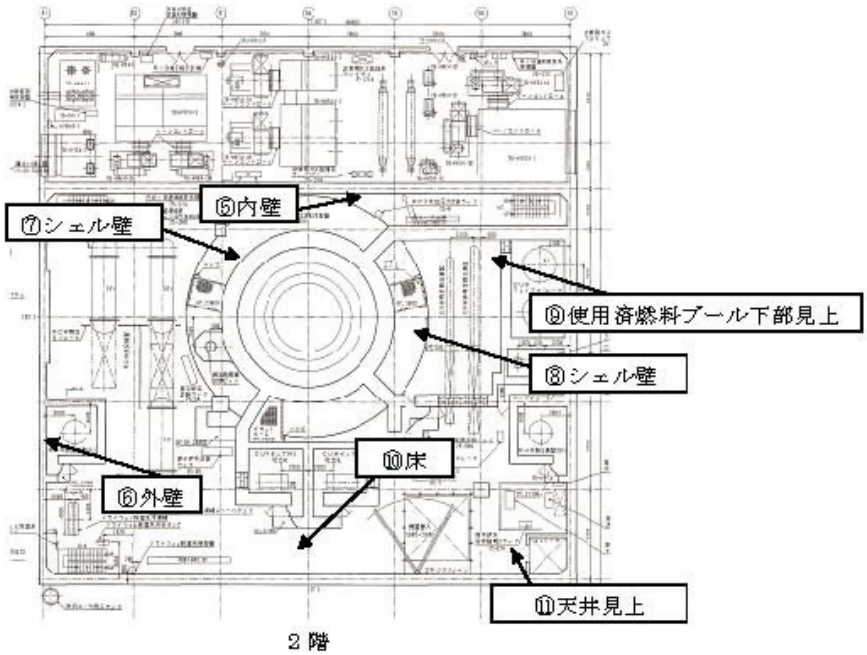
⑩2 階床

⑪2 階天井

図 4（2）　建屋内部の状況（5 月 19 日～21 日撮影）



1 階



2 階

図 5 建屋内部の写真撮影位置

添付資料－４：４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

４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 Ss に対する原子炉建屋の耐震安全性を評価する。なお、４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。

プールの平面図を図-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。

- 使用済燃料プール周辺の２階の床（0.P.18.7m）から５階の床（0.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及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。

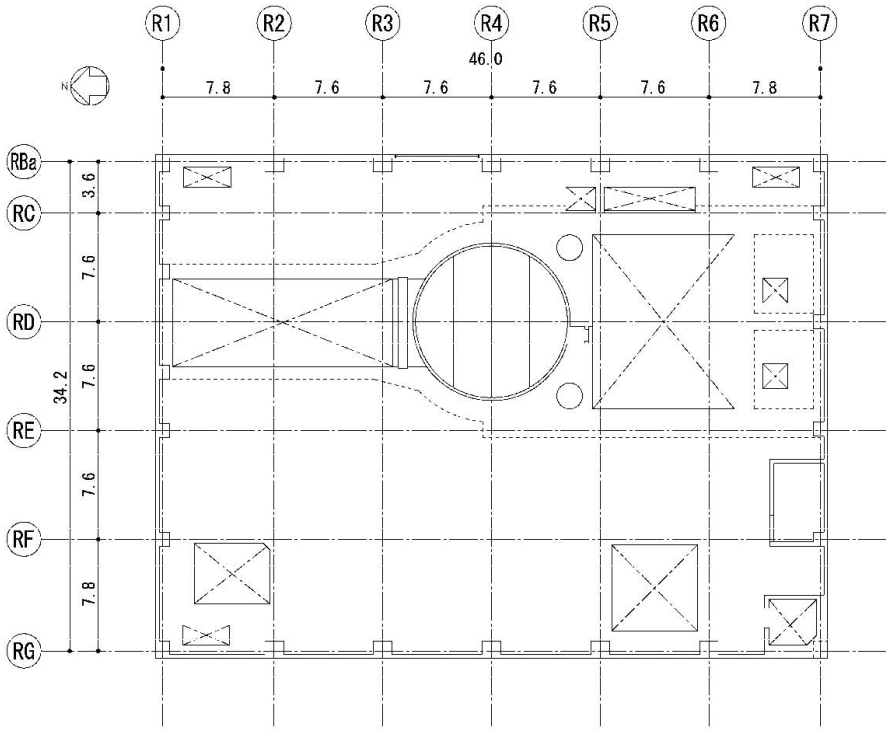


図-1.1　5階　平面図

（単位：m）

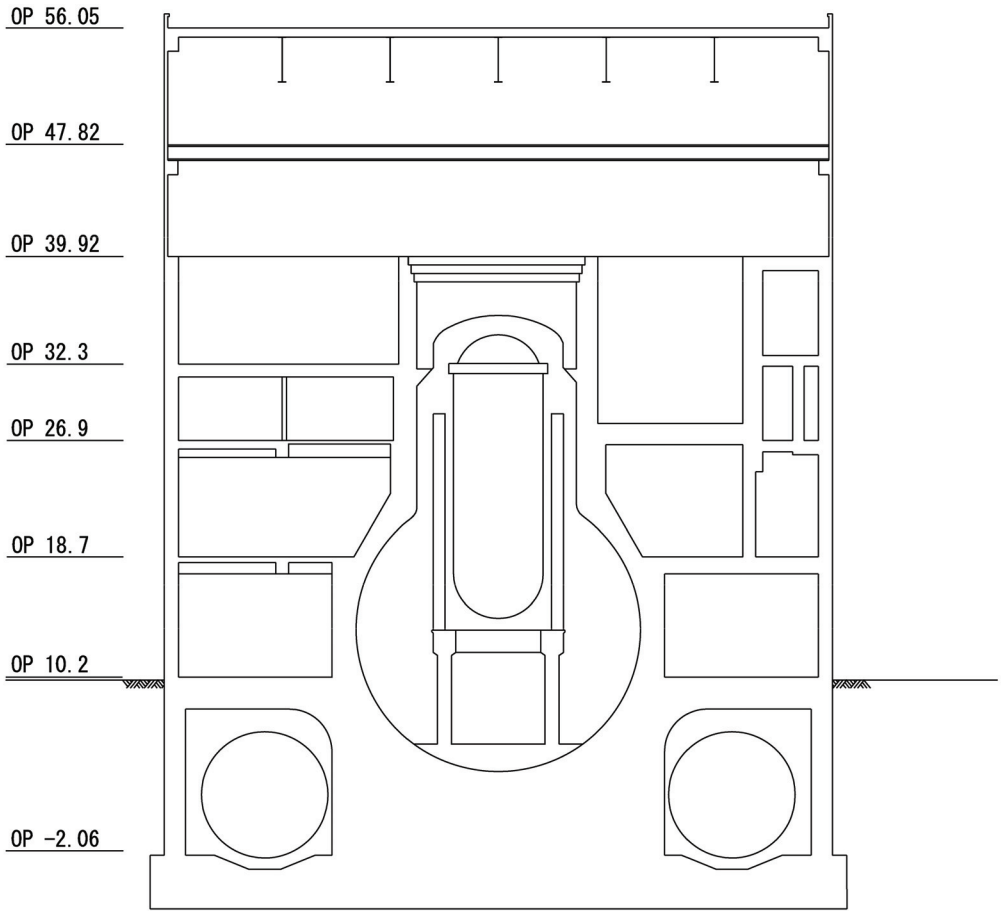


図-1.2　断面図

（ＮＳ方向断面，単位：m）

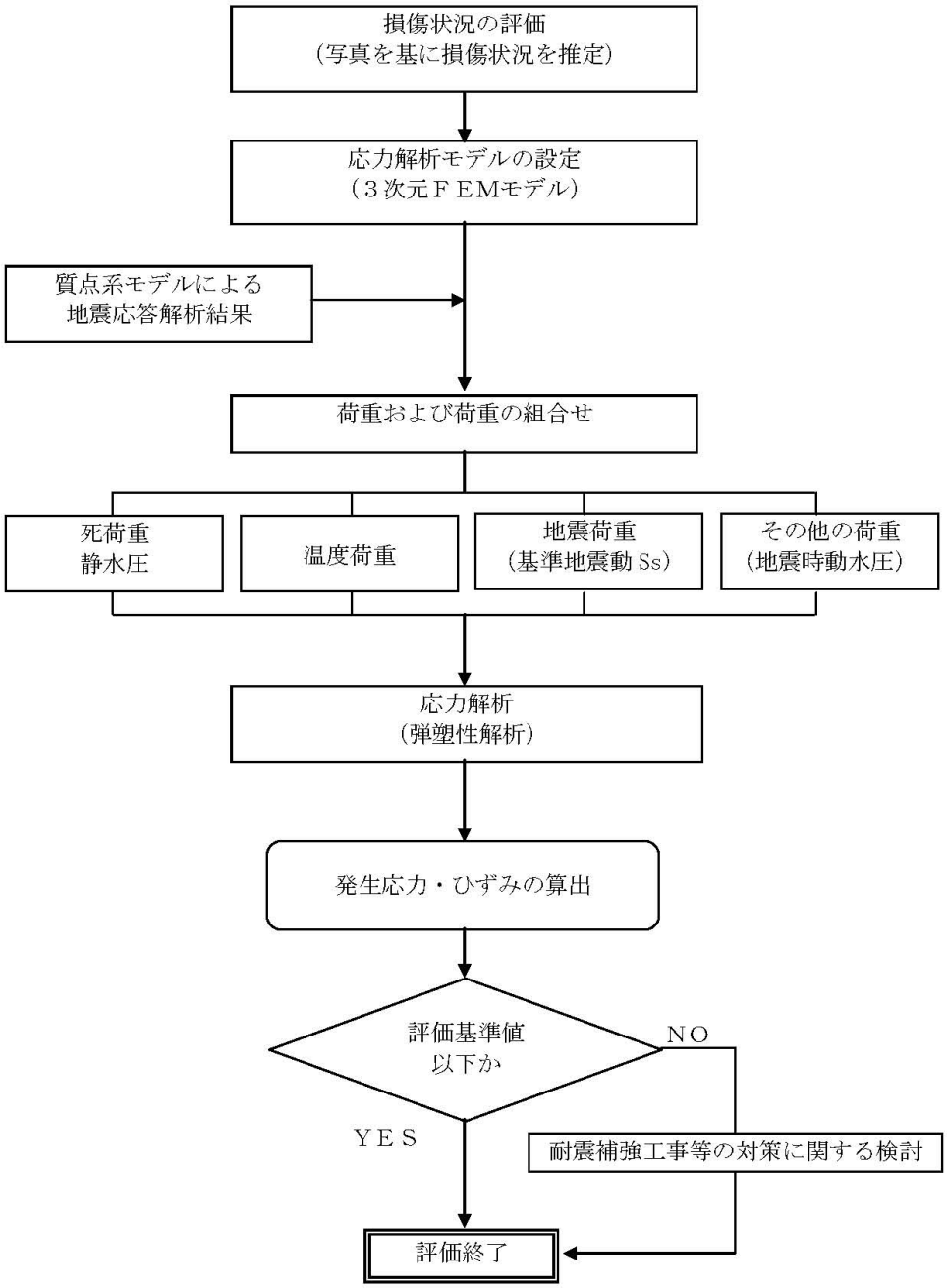


図-1.3　使用済燃料プールの耐震安全性評価フロー

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－３　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。

解析モデルに評価した外壁は、添付資料－３において考慮した部分と同一とし、５階より下部の柱・梁は残った状態とする。使用済燃料プールや機器仮置プール、シェル壁及び周辺床は損傷がないものとしてモデル化する。

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に発生する応力及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。

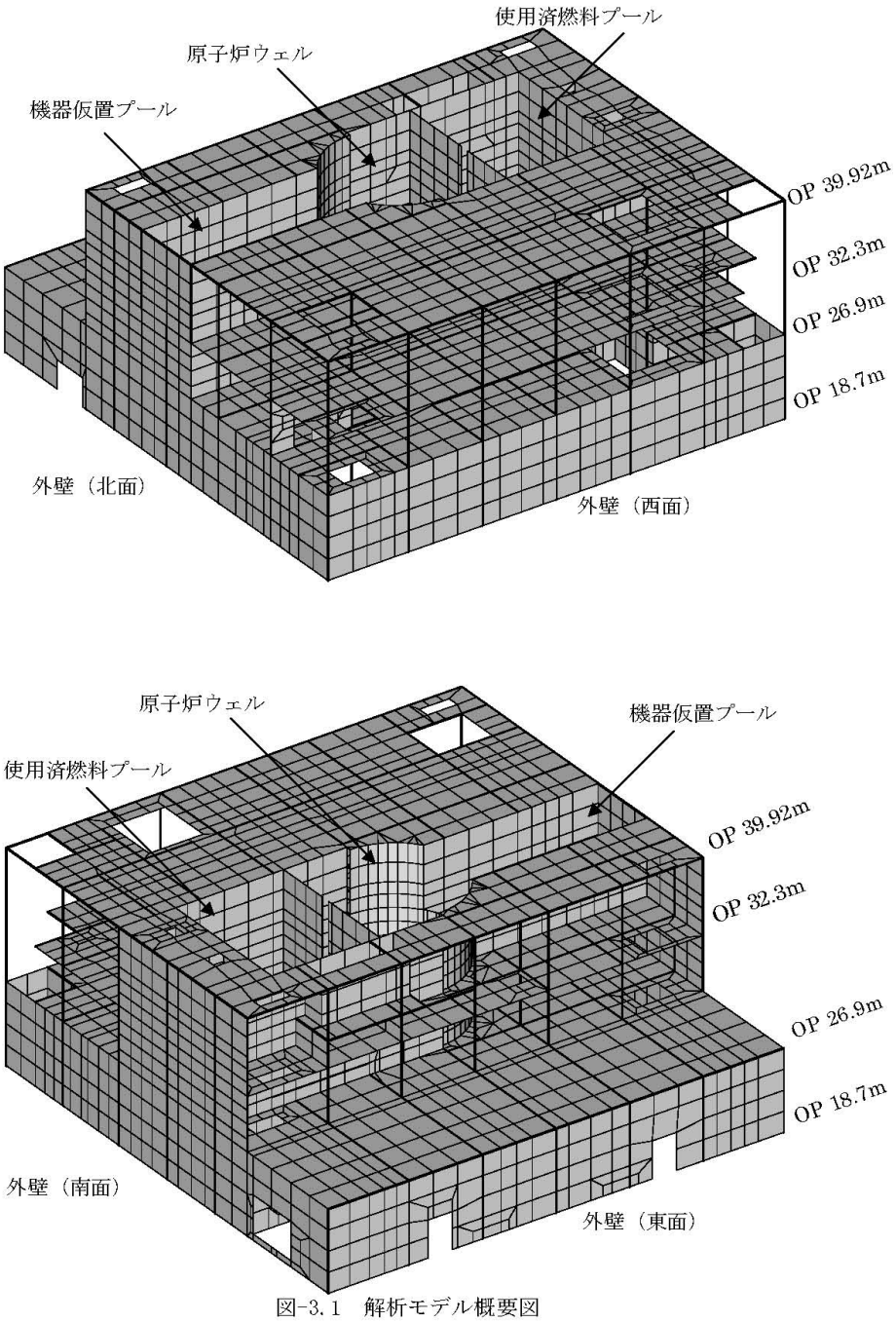
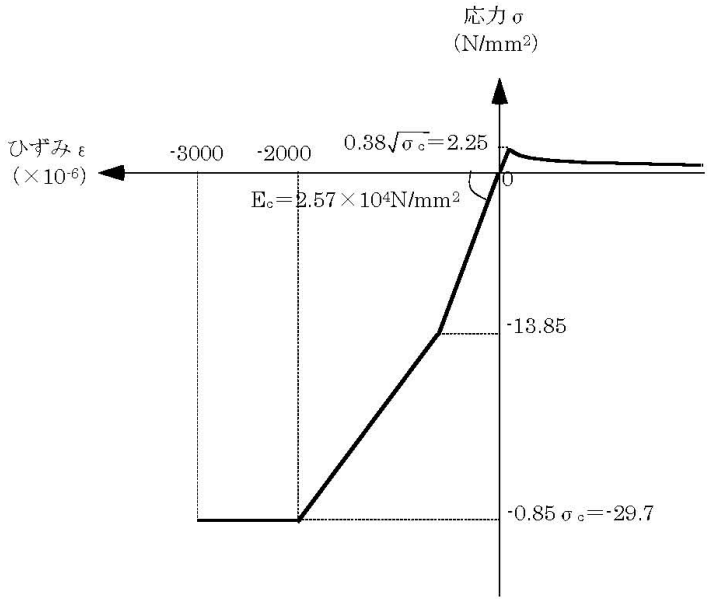
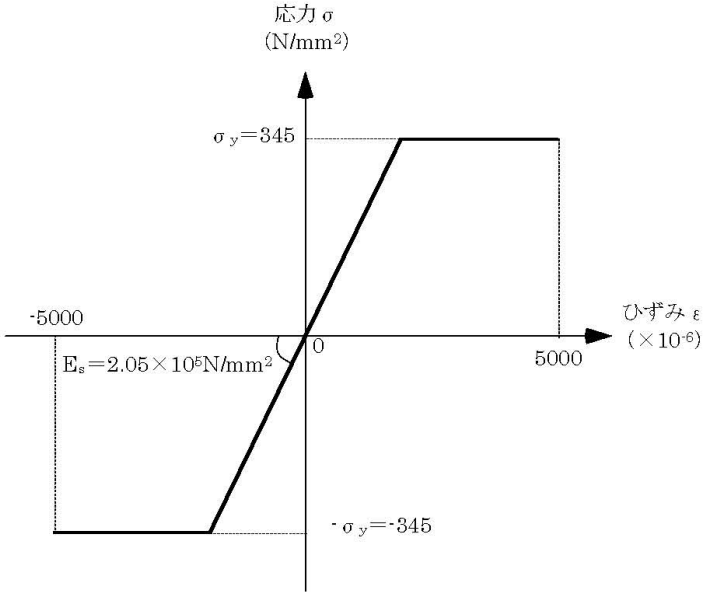


図-3.1　解析モデル概要図



(a)　コンクリートの応力－ひずみ関係

（コンクリート強度 σc=35N/mm²）



(b)　鉄筋の応力－ひずみ関係

（鉄筋降伏点 σy=345N/mm²）

図-3.2　コンクリートと鉄筋の構成則

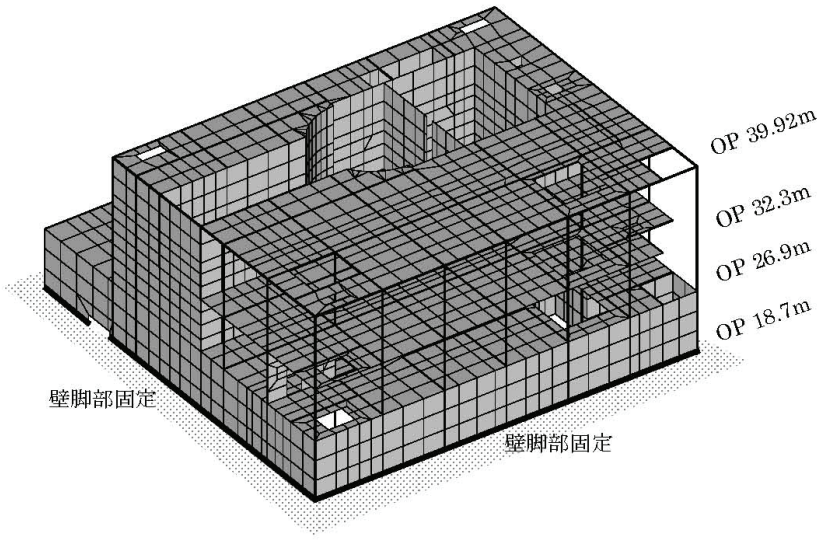


図-3.3　解析モデルの境界条件

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、原子炉ウェルおよび機器仮置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（90℃程度）を参考に、水温 90℃、外気温 10℃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 Ss 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 4-1 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 Ss 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 Ss による地震荷重とを組み合わせて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 4-2 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
Ss 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 Ss）　、　KH：地震時動水圧

5.　評価結果

配筋諸元等に基づき使用済燃料プールの構造検討を行い、耐震安全性を評価する。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」などに基づき設定する。評価に用いる配筋諸元を図-5.1に示す。

評価結果を表-5.1、表-5.2 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、現状の使用済燃料プールは基準地震動Ｓｓに対する耐震安全性は確保されていると推定される。

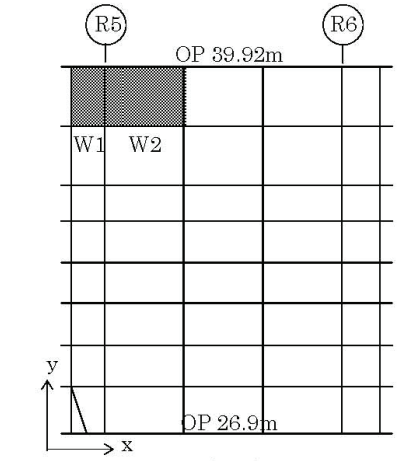
表-5.1～表-5.2 に用いる記号の説明

${}_c\varepsilon_c$	：コンクリートの圧縮ひずみ
${}_s\varepsilon_c$, ${}_s\varepsilon_t$	：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

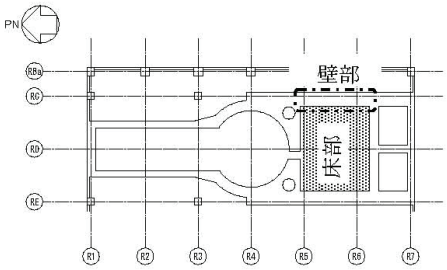
なお、損傷状況の評価および荷重条件の設定において、以下に示すいくつかの変動要因が考えられる。これらの変動要因による影響については、別途検討を行い顕著な影響を及ぼさないことを確認している。（付録 4-3 参照）

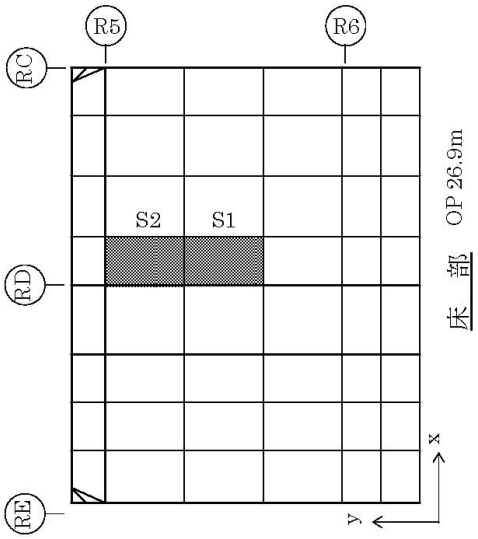
- 爆発による周辺床スラブなどへの影響
- 火災による燃料プール壁および周辺床スラブへの影響
- 使用済燃料プール水温の高温化による影響

また、使用済燃料プール底部に補強工事を実施している。この工事による裕度向上効果についての検討も行っている。（付録 4-4 参照）



壁　部





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 W2	D32@250 +4-D32	D32@120	D32@250 +4-D32	D32@240	—

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 S2	D32@100＋D32@200		D32@200		—

図-5.1　評価箇所配筋諸元

表-5.1(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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-480	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-350	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		1230	5000	可

表-5.1(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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-580	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-210	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		490	5000	可

表-5.2(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	2040	3770	可

表-5.2(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	800	1150	可

付録 4-1

4 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 4 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 Ss による鉛直方向の動的解析結果を入力として用いている。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-3： 4 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。

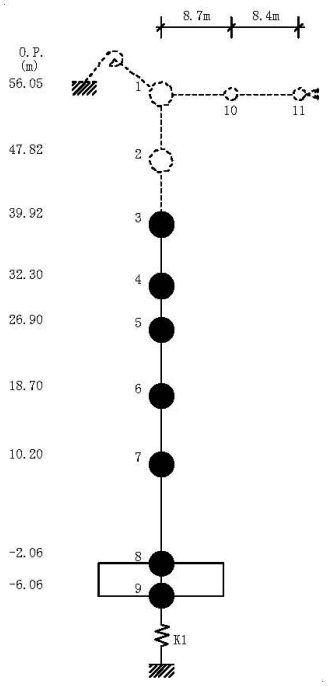


図-1　建屋解析モデル（鉛直方向）

表-1　建屋解析モデルの諸元（鉛直方向）

建屋			
質点番号	質点重量 W(kN)	軸断面積 A_N(m^2)	軸ばね剛性 K_A(×10^{8}kN/m)
1	－		
		－	－
2	－		
		－	－
3	114,850		
		222.6	7.41
4	88,770		
		218.1	10.58
5	117,030		
		380.4	11.92
6	121,930		
		340.6	10.30
7	207,300		
		654.7	13.72
8	287,050		
		2,812.6	180.71
9	132,390		
合計	1,069,320		

屋根			
質点番号	質点重量 W(kN)	せん断断面積 A_S(×10^{-2}m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	－		
		－	－
10	－		
		－	－
11	－		

①コンクリート部

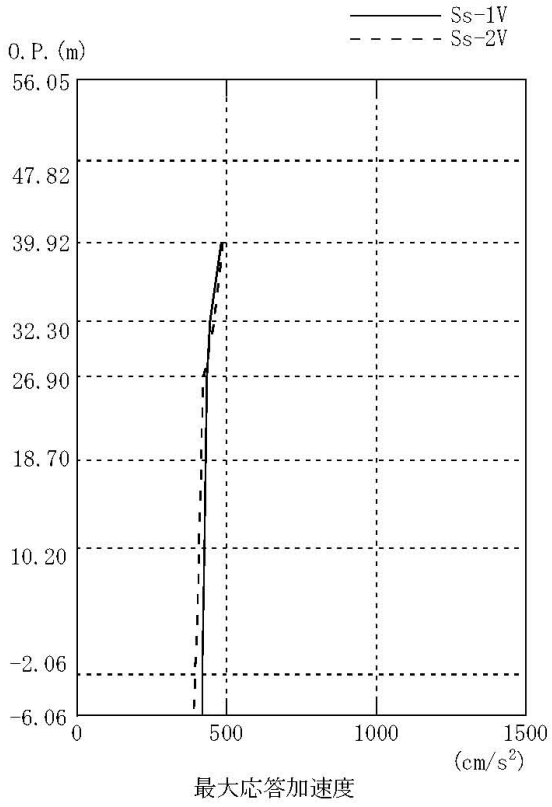
ヤング係数E_C	2.57×10^7 (kN/m^2)
せん断弾性係数G	1.07×10^7 (kN/m^2)
ポアソン比ν	0.20
減衰h	5%

②鉄骨部

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

基礎形状　　49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

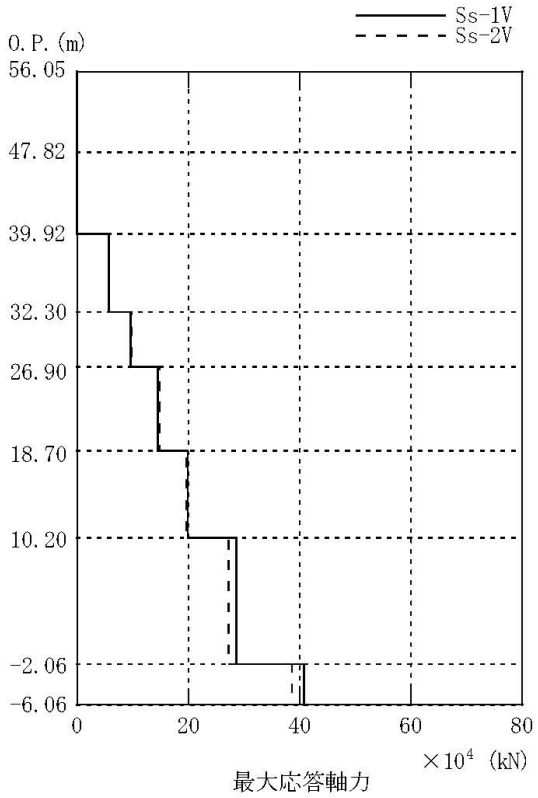
地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度および最大応答軸力を図-2 および図-3 に示す。



(cm/s²)

Ss-1V	Ss-2V
482	487
445	457
434	424
429	414
426	407
420	394
418	391

図-2　最大応答加速度（鉛直方向）



×10⁴(kN)

Ss-1V	Ss-2V
5.67	5.70
9.71	9.84
14.58	14.90
19.85	19.67
28.61	27.19
40.81	38.60

図-3　最大応答軸力（鉛直方向）

付録 4-2

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－４では、荷重組合せとして基準地震動 Ss と温度荷重（プール水の温度条件（90℃程度））を組み合わせて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 Ss 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－４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
Ss 地震時	DL+H+K+KH

ここに，
DL　：死荷重
H　：静水圧
K　：Ss 地震荷重
KH　：Ss 地震時動水圧

3. 評価結果

使用済燃料プール壁部及びプール床部のコンクリートおよび鉄筋のひずみで基本ケースにて評価した同一箇所（要素）の結果を表 2 に，面外せん断応力で基本ケースにて評価した同一箇所（要素）の結果を表 3 に示す。なお、参考として、表 2 及び表 3 には、比較のためプール部の温度の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、使用済燃料プール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。

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($\times 10^{-6}$)		評価基準値($\times 10^{-6}$)	判定
			本検討（温度なし）	参考基本ケース		
W1	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-110	-480	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-110	-350	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		420	1230	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($\times 10^{-6}$)		評価基準値($\times 10^{-6}$)	判定
			本検討（温度なし）	参考基本ケース		
S1	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-130	-580	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-40	-210	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		140	490	5000	可

表 3(1)　面外せん断応力の検討結果（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	1020 (3430)	2040 (3770)	可

() 数値は評価基準値

表 3(2)　面外せん断応力の検討結果（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	870 (2180)	800 (1150)	可

() 数値は評価基準値

付録 4-3

使用済燃料プールの耐震安全性評価に係るパラメトリックスタディー

1．検討方針

基本ケースでは想定していない以下に示す損傷シナリオ（以下に示す３ケース）を考慮したパラメータ解析を実施し、使用済燃料プール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】

① 爆発による影響

爆発により屋根および３階以上の外壁の大半が崩壊し、厚壁で構成されたプールの周辺部の半壊壁や床の剛性が低下している可能性がある。

② 火災による影響

火災により西面のプール壁及び周辺部が損傷し、それらの剛性が低下している可能性がある。

③ プール水温の高温化による影響

使用済み燃料の発熱によりプール水温が上昇し、長時間高温環境下におかれることによりプール壁・床内側のコンクリートが損傷し、剛性が低下している可能性がある。

２．検討条件

２．１　爆発による影響検討のための検討条件

爆発により屋根及び３階以上の外壁の大半が崩壊し、厚壁で構成されたプールの周辺部の半壊壁や床の剛性が低下している可能性がある。従って、図-1 に示すように、４～５階の一般床及び３～４階の半壊程度の外壁の損傷程度が使用済燃料プールの耐震安全性評価に及ぼす影響について検討する。

①　一般床剛性（４～５階）

４階及び５階の床剛性を５０％に低下させる。

②　外壁剛性（３～４階）

半壊程度の外壁（なお、基本ケースでは全壊扱いとしている）をモデル化し、当該壁の剛性を５０％に低下させる。

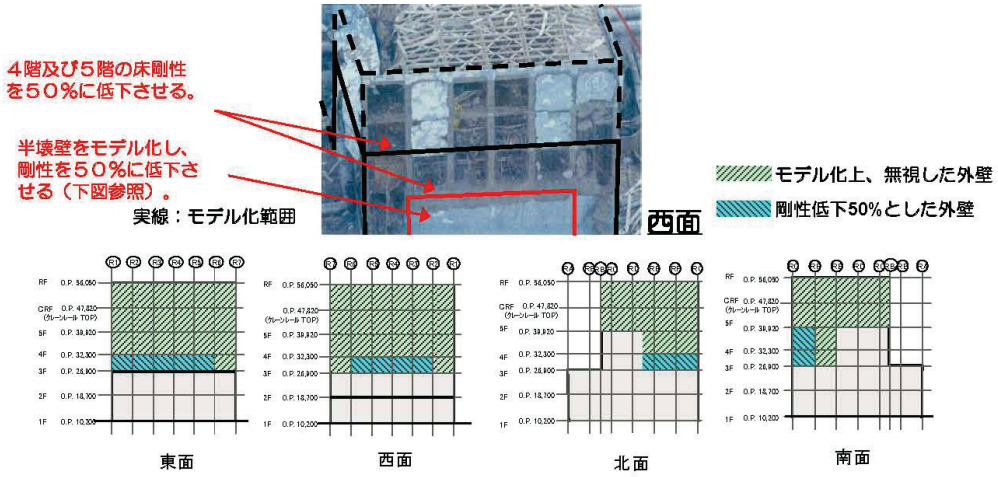


図-1　爆発による影響検討の対象とする床及び外壁

２．２　火災による影響検討のための検討条件

火災により西面のプール壁及び周辺部が損傷し、それらの剛性が低下している可能性がある。従って、４階西側のＭＧセット室を火災発生箇所とし、図-2 に示す火災による影響範囲を西側エリアの４階床、５階床およびプール壁の全面が火災によって剛性低下すると仮定する。ここで、当該床及び壁のコンクリート表面が火災により損傷を受けたと仮定し、80%程度に剛性低下した場合を想定して、使用済燃料プールの耐震安全性評価に及ぼす影響の程度を検討する。

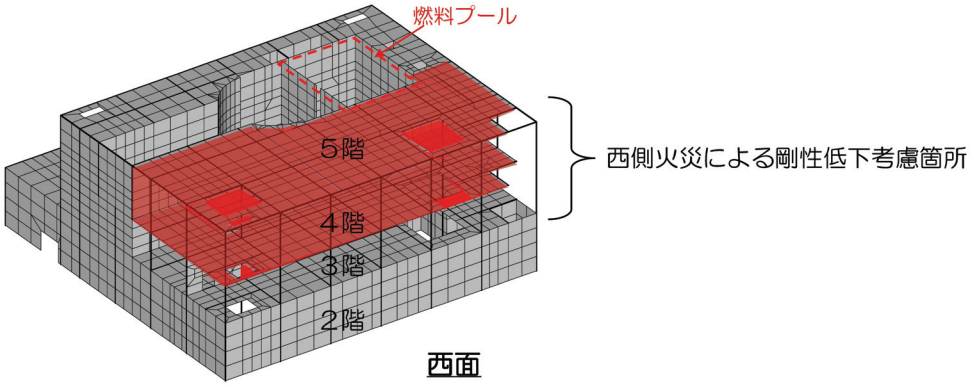


図-2　火災による影響検討の対象とする床及び外壁

２．３　プール水温の高温化による影響検討のための検討条件

使用済み燃料の発熱によりプール水温が上昇し、長時間高温環境下におかれることによりプール壁・床内側のコンクリートが損傷し、剛性が低下している可能性がある。従って、温度条件として、プール水温が 100℃まで上昇し、なおかつ外気温も冬場 0℃と想定した場合について検討し、使用済燃料プールの耐震安全性評価に及ぼす影響の程度を検討する。

２．４　検討ケース

２．１から２．４までの３ケースの検討条件を纏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（１６ケース）を考慮し、使用済燃料プール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			
		外壁の剛性低下（３～４階）	一般床の剛性低下（４～５階）	プール壁の剛性低下	プール水温度
-	基本	全壊及び半壊ともに無視	無視	無視	10～90℃
1	爆発による影響	半壊部分は50%に剛性低下	50%に剛性低下	*	*
2	火災による影響	*	西側部分は80%に剛性低下	西側部分は80%に剛性低下	*
3	プール水温による影響	*	*	*	0～100℃

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。従って、基本ケースでは想定していない爆発、火災及びプール水温の高温化による損傷シナリオを考慮しても、使用済燃料プール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１～３に対する使用済燃料プールの耐震安全性評価結果の詳細を表-3～表-8 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】 爆発による影響	【ケース2】 火災による影響	【ケース3】 プール水温の高温化による影響
プール床	鉄筋 ひずみ	0.10	0.10	0.10	0.14
	ｺﾝｸﾘｰﾄ ひずみ	0.20	0.20	0.20	0.24
	面外 せん断力	0.70	0.69	0.70	0.76
プール壁	鉄筋 ひずみ	0.25	0.25	0.24	0.30
	ｺﾝｸﾘｰﾄ ひずみ	0.16	0.16	0.17	0.19
	面外 せん断力	0.55	0.55	0.52	0.61

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　爆発による影響】

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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-470	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-340	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		1240	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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-580	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-210	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		480	5000	可

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	2050	3770	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	790	1150	可

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【ケース２　火災による影響】

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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-510	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-380	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		1170	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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-580	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-210	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		480	5000	可

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	1940	3770	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	760	1090	可

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【ケース３　プール水温の高温化による影響】

表-7(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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-570	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-460	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		1480	5000	可

表-7(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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-700	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-230	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		660	5000	可

表-8(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	2280	3770	可

表-8(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	860	1140	可

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

付録 4-4

補強工事の効果について

1. 解析評価方針

使用済燃料プールの床の裕度向上を目的に、使用済燃料プールの床下に鋼製支柱等を取り付ける予定である。ここでは、図1に示す鋼製支柱等を模擬した要素を追加した応力解析モデルを用いて、同様の耐震安全性評価を行う。評価結果を取り付け前と比較することで裕度向上効果を把握する。

なお、鋼製支柱は東西方向に32本配置し上部からの荷重を支える。さらに、その機能を確実なものとするために、コンクリート壁を設置し、コンクリート壁と使用済燃料プール底部との間はグラウトを充填することとしている。

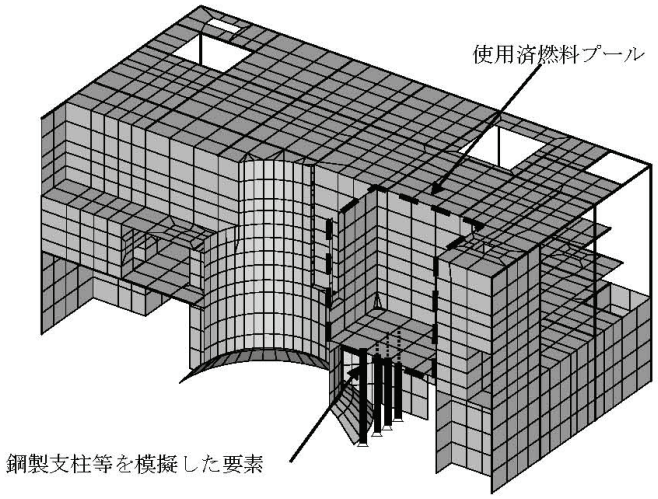


図1　応力解析モデル

2.　裕度向上効果

使用済燃料プール床について、発生応力およびひずみの評価基準値に対する比が最も大きい箇所を抽出し、鋼製支柱等を模擬した要素の取り付け前後で比較した結果を表1と表2に示す。いずれも鋼製支柱等の取付け後に最大値が低減しており、鋼製支柱等による裕度向上効果が期待できることが確認できた。

表1　発生ひずみの評価基準値に対する比の最大値
（鋼製支柱等を模擬した要素の取り付け前後の比較）

箇所	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ／評価基準値	
			鋼製支柱取付け前（最大値）	鋼製支柱取付け後（最大値）
使用済燃料プール床 S1	コンクリート $_{c}\varepsilon_{c}$	Ss 地震時	0.20	0.10
	鉄筋 $_{s}\varepsilon_{t}$		0.10	0.07

表2　面外せん断力の評価基準値に対する比の最大値
（鋼製支柱等を模擬した要素の取り付け前後の比較）

箇所	検討応力	荷重時名称	発生せん断力／評価基準値	
			鋼製支柱取付け前（最大値）	鋼製支柱取付け後（最大値）
使用済燃料プール床 S2	面外せん断力 Q	Ss 地震時	0.70	0.56

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１）（追補版）（改訂２）

平成２４年１２月

東京電力株式会社

目　次

１．はじめに

２．使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況

３．原子炉建屋躯体の損傷状況

４．原子炉建屋の耐震安全性評価結果（質点系モデルによる解析）

５．使用済燃料プールの耐震安全性評価結果（３次元 FEM 解析）

６．まとめ

添付資料－１：使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況に関する詳細

添付資料－２：原子炉建屋躯体の損傷状況に関する詳細

添付資料－３：原子炉建屋の耐震安全性評価結果に関する詳細（質点系モデルによる解析）

添付資料－４：使用済燃料プールの耐震安全性評価結果に関する詳細（３次元 FEM 解析）

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１）（追補版）（改訂２）

１．はじめに

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋において、燃料取り出し用カバーの設計および瓦礫撤去の進捗に伴い、使用済燃料の取り出し時における建屋の状況および躯体の詳細な損傷状況が明らかになってきた。これを受け、本報告書では、平成 23 年 5 月 28 日に報告した「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１）」（東京電力株式会社）（以下、平成 23 年報告書という）の追補版として、使用済燃料の取り出し時を想定した４号機原子炉建屋および使用済燃料プールの耐震安全性評価結果を報告する。

２．使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況

今後の使用済燃料の取り出し時の原子炉建屋の状況を想定し、平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点を整理した。使用済燃料の取り出し時においては、オペレーティングフロア上部の瓦礫および機器が撤去されるとともに、使用済燃料プール底部の支持構造物や燃料取扱機支持用架構の設置、ヤード整備等が実施されている。今回の評価では、これらの変更点を反映した耐震安全性評価を行う。

（添付資料－１）

３．原子炉建屋躯体の損傷状況

「福島原子力事故調査報告書」（平成 24 年 6 月、東京電力株式会社）において示された原子炉建屋内における水素爆発原因の調査結果を踏まえ、耐震安全性に関わる壁および床を対象とした目視調査を実施し、原子炉建屋躯体の詳細な損傷状況を調査した。損傷の程度をスパンごとに３段階（損傷なし、一部損傷、全壊）に分類し、整理を行った。今回の評価では、このような損傷状況の調査結果を反映した耐震安全性評価を行う。

（添付資料－２）

４．原子炉建屋の耐震安全性評価結果（質点系モデルによる解析）

平成 23 年報告書で用いた質点系モデルを基に、２．を踏まえて各階の質点重量を増減するとともに、３．において損傷が確認された箇所および「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」

（平成 24 年 6 月、東京電力株式会社）（以下、平成 24 年 6 月報告書という）において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、時刻歴応答解析を実施した。解析の結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは平成 23 年報告書のモデルの場合とほぼ同様の結果となり、大きな差異は生じなかった。また、耐震壁に発生するせん断ひずみは最大でも 0.16×10^{-3} であり、評価基準値である 4.0×10^{-3} を大きく下回った。これらの結果から、使用済燃料の取り出し時を想定した状況においても、原子炉建屋は十分な耐震安全性を有しているものと評価している。

（添付資料－３）

５．使用済燃料プールの耐震安全性評価結果（３次元 FEM 解析）

平成 23 年報告書で用いた３次元 FEM モデルを基に、２．を踏まえて重量の変化および使用済燃料プール底部の支持構造物等を反映するとともに、３．において損傷が確認された箇所および平成 24 年 6 月報告書において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、応力解析を実施した。解析の結果、使用済燃料プールにおける鉄筋のひずみは最大でも 1180×10^{-6}、面外せん断力は最も余裕の少ない部位でも 1120（N/mm）であり、評価基準値である 5000×10^{-6} および 1860（N/mm）に対して十分余裕があることから、使用済燃料の取り出し時を想定した状況においても、使用済燃料プールは十分な耐震安全性を有しているものと評価している。

（添付資料－４）

６．まとめ

本報告書では、使用済燃料の取り出し時を想定した４号機原子炉建屋および使用済燃料プールの耐震安全性評価を目的として、平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点の整理および建屋躯体の詳細な損傷状況の調査を行い、原子炉建屋の質点系モデルによる解析および使用済燃料プールの３次元 FEM 解析を実施した。結果として、原子炉建屋および使用済燃料プールは十分な耐震安全性を有していることを確認した。

添付資料－１

使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況に関する詳細

1．はじめに

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋においては、瓦礫の撤去や使用済燃料プール底部の支持構造物の設置などが実施され、平成 23 年 5 月 28 日に報告した「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１）」（東京電力株式会社）（以下、平成 23 年報告書という）において耐震安全性を評価した状況から、各部分の荷重状況等が変化している。加えて、今後の使用済燃料の取り出し時においては、燃料取扱機支持用架構等が新たに原子炉建屋上に設置される予定である。ここでは、使用済燃料の取り出し時の原子炉建屋における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点を整理し、耐震安全性評価に反映するものとする。

2．使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況の変更点

表-1.2.1 に使用済燃料の取り出し時における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点を、図-1.2.1 に変更点の実施スケジュールを示す。また、次項以降に各変更点に関する詳細を示す。

表-1.2.1　使用済燃料の取り出し時における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点

No	変更点	実施内容
1	オペフロ*1 上部の瓦礫撤去	R 階および CR 階から崩落した瓦礫を撤去
2	オペフロ*1 からの機器撤去	オペフロ*1 上から機器を撤去
3	燃料取扱機支持用架構の設置	燃料取扱機支持用架構を設置
4	雨水浸入対策のための構造物の設置	燃料取り出し用カバーで覆われない範囲に雨水浸入対策のための構造物を設置
5	使用済燃料プール底部の支持構造物の設置	使用済燃料プール底部の支持構造物（鋼製支柱、コンクリート）を設置
6	ヤード整備の実施	ヤード整備のため、西側下屋上に 1m程度の覆土を実施
7	地下滞留水の考慮	B1 階から MB1 階までに滞留した水の存在を考慮 （平成 23 年報告書の時点では、水位が把握されておらず、評価上考慮されてない）
8	使用済燃料プールの循環冷却の開始	使用済燃料プールの循環冷却の開始により水温が低下（管理温度 65℃）

*1：オペレーティングフロアを示す。以下、オペフロという。

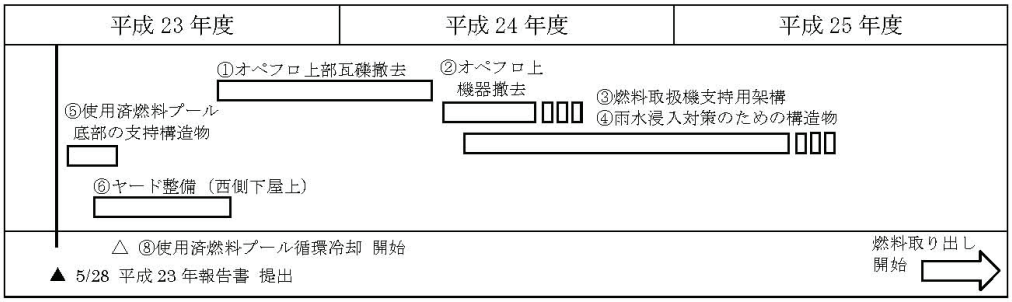
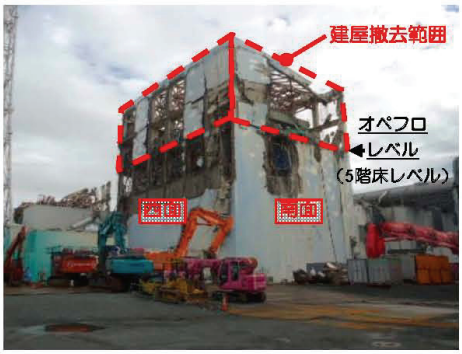


図-1.2.1　変更点の実施スケジュール

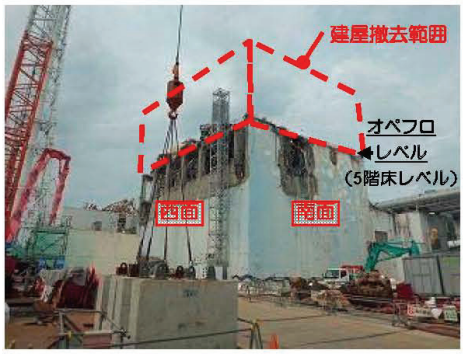
3. オペフロ上部瓦礫および機器撤去

図-1.3.1 にオペフロ上部の瓦礫撤去の進捗状況を、図-1.3.2 にオペフロ上からの機器撤去の進捗状況を示す。平成 23 年報告書の段階では、オペフロ上部の瓦礫および機器の重量を考慮していたが、瓦礫については、平成 23 年 11 月下旬に着手した撤去作業が平成 24 年 7 月上旬に完了しており、機器についても、大型機器（原子炉格納容器の蓋、原子炉圧力容器の蓋）等の撤去が平成 24 年 7 月下旬より開始され、平成 24 年 10 月に完了予定である。このため、使用済燃料の取り出し時を想定した評価では、これらの瓦礫および機器の撤去による重量減を考慮する。



(a) 瓦礫撤去工事 着手前

撮影日：平成 23 年 9 月 22 日



(b) 瓦礫撤去工事 完了後

撮影日：平成 24 年 7 月 5 日

図-1.3.1　オペフロ上部の瓦礫撤去の進捗状況（南西面）

(a) オペフロ上部の機器

撮影日：平成 24 年 7 月 9 日

(b) 機器の撤去作業

撮影日：平成 24 年 8 月 10 日

図-1.3.2　オペフロ上からの機器撤去の進捗状況（西面）

4．燃料取扱機支持用架構の設置

図-1.4.1に燃料取扱機支持用架構の南北断面図を、図-1.4.2に梁伏図を示す。使用済燃料の取り出し時には、原子炉建屋上に使用済燃料プールを覆う形で燃料取り出し用カバーが設置される。燃料取り出し用カバーはクレーン支持用架構と燃料取扱機支持用架構を有しており、このうち燃料取扱機支持用架構の荷重は、原子炉建屋シェル壁上端および１階から２階の南側外壁によって支持される構造となっているので、この重量増を考慮する。

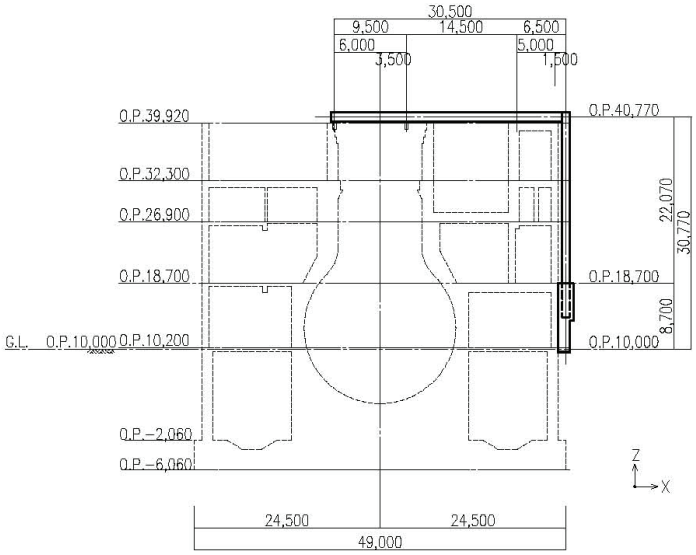


図-1.4.1　燃料取扱機支持用架構　南北断面図

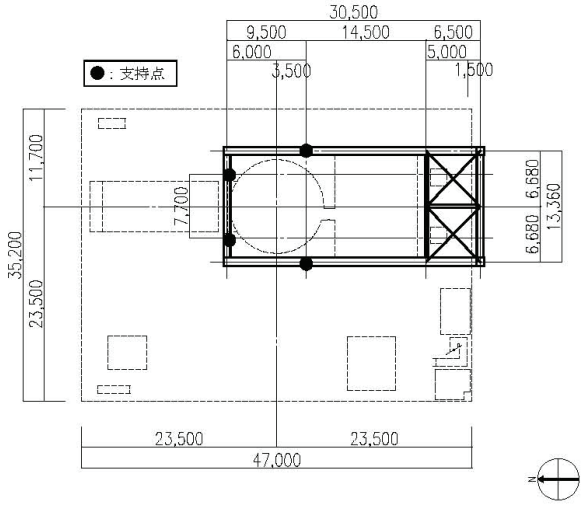


図-1.4.2　燃料取扱機支持用架構　梁伏図（0.P.41,420）

添付 1-4

5. 雨水浸入対策のための構造物の設置

図-1.5.1 に雨水浸入対策のための構造物のイメージを示す。使用済燃料の取り出し時には、原子炉建屋上の燃料取り出し用カバーで覆われない範囲に、雨水浸入対策のための構造物が設置される予定であり、この重量増を考慮する。

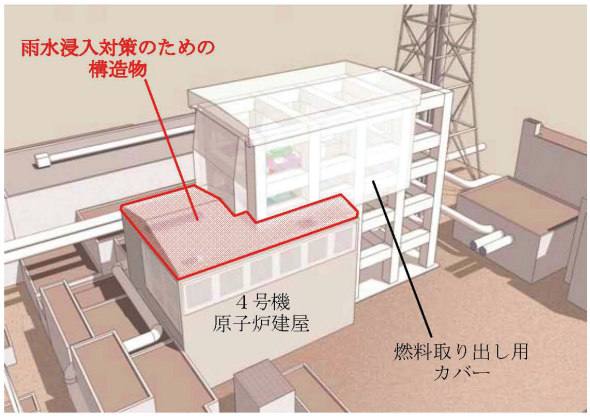
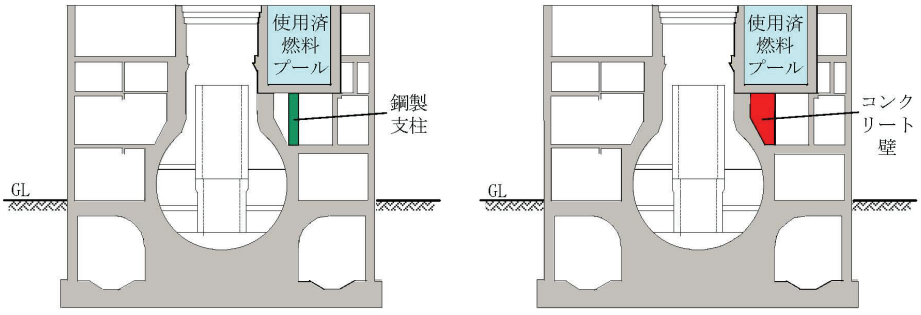


図-1.5.1　雨水浸入対策のための構造物のイメージ

6. 使用済燃料プール底部の支持構造物の設置

図-1.6.1 に使用済燃料プール底部の支持構造物のイメージを示す。使用済燃料プールの安全余裕度向上のため、平成 23 年 7 月 30 日にプール底部に支持構造物を設置した。支持構造物は、鋼製支柱の周囲をコンクリートで固めた構造となっており、使用済燃料プールの負担荷重を低減する効果がある。これに伴い、重量増および支持構造の効果を考慮する。



(a) コンクリート打設前　　(b) コンクリート打設後（完成後）

図-1.6.1　使用済燃料プール底部の支持構造物のイメージ（南北断面図）

7. ヤード整備の実施

図-1.7.1にヤード整備のイメージを示す。使用済燃料の取り出し時には、ヤード整備のため、西側下屋上に1m程度の覆土を実施しているため、この重量増を考慮する。

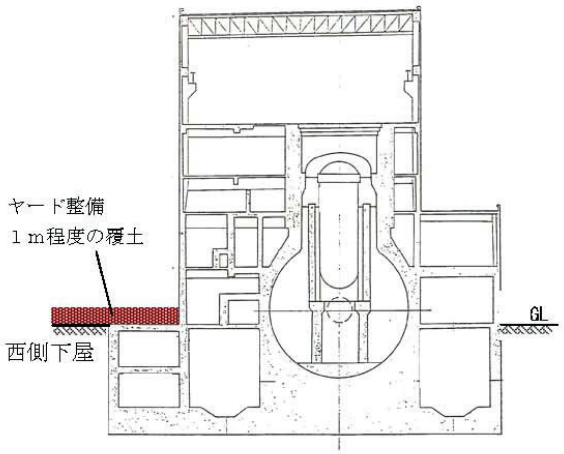


図-1.7.1　ヤード整備のイメージ（東西断面図）

8. 地下滞留水の考慮

図-1.8.1に地下滞留水のイメージを示す。原子炉建屋のＢ１階からＭＢ１階には、地下滞留水が存在しており、O.P.3.5mを制限値として水位が管理されている。平成23年報告書の時点では、滞留水の水位が把握できておらず、評価上考慮されていなかったため、今回新たに考慮する。

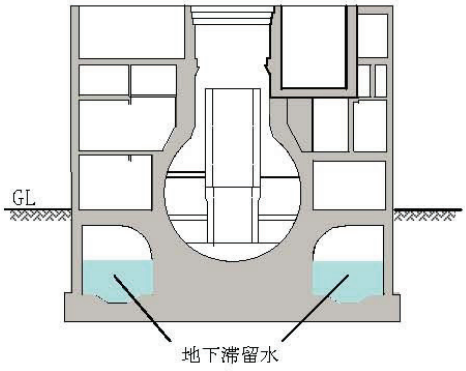


図-1.8.1　地下滞留水のイメージ（南北断面図）

添付資料－２

原子炉建屋躯体の損傷状況に関する詳細

1．はじめに

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋で発生した水素爆発については、「福島原子力事故調査報告書」（平成 24 年６月、東京電力株式会社）（以下、事故調査報告書という）において、原因に関する調査および確認結果が示されており、その原因は、３号機の水素ガスを含むベント流が回り込み、４号機の原子炉建屋２階から非常用ガス処理系配管・ダクトを経由して建屋の各所に流れ込んだことによると推定されている。ここでは、これらの調査結果を踏まえ、耐震安全性に関わる壁および床を対象として実施した目視調査に基づき、原子炉建屋躯体の詳細な損傷状況の整理を行う。

2．事故調査報告書の概要

事故調査報告書に示されている４号機原子炉建屋内の損傷状況に関する調査結果を図-2.2.1～図-2.2.3 に示す。

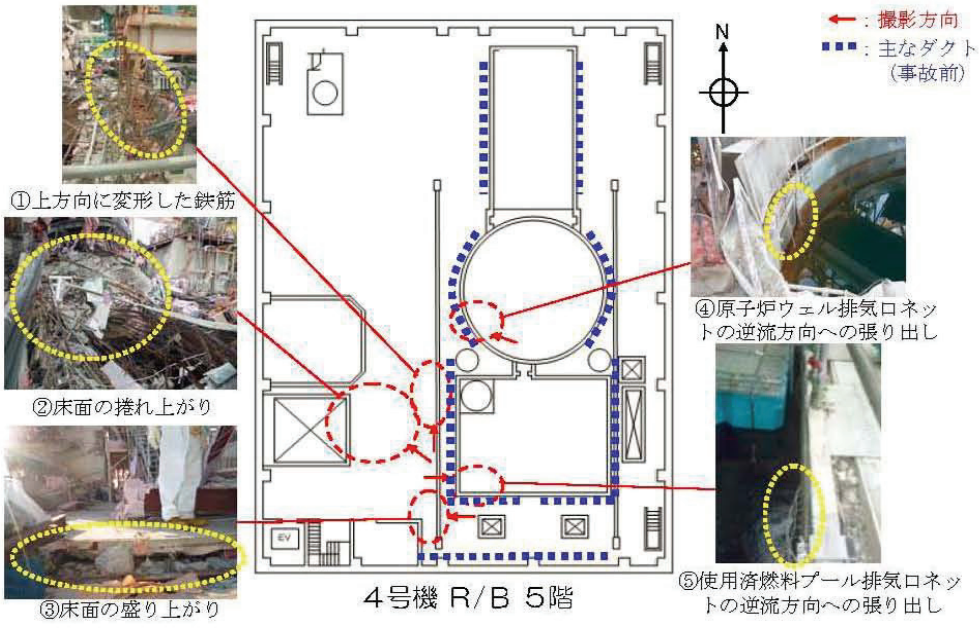


図-2.2.1　建屋内の損傷状況に関する調査結果（５階）

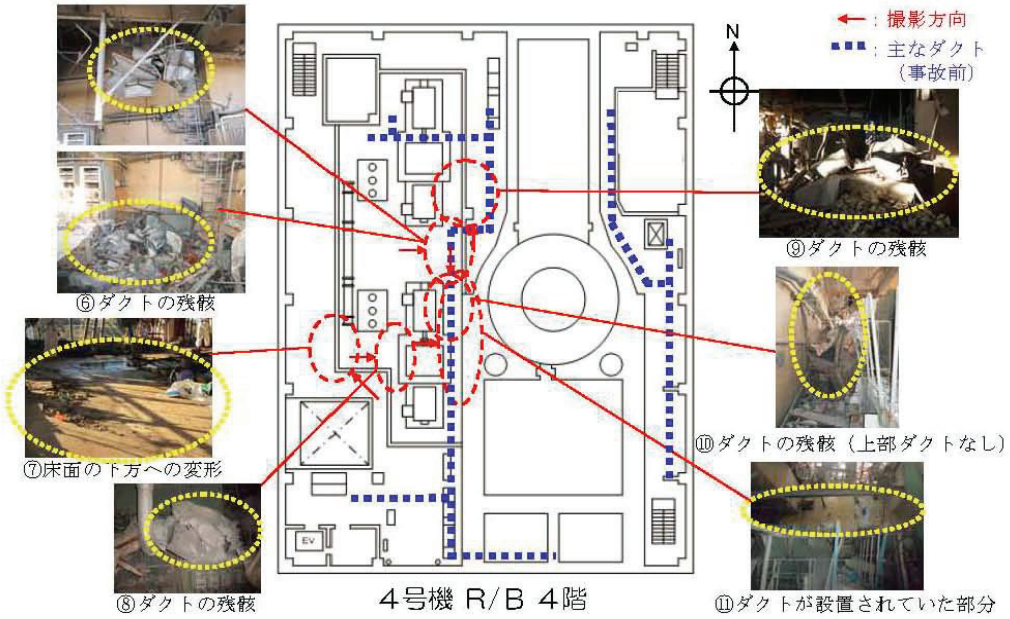


図-2.2.2　建屋内の損傷状況に関する調査結果（4階）

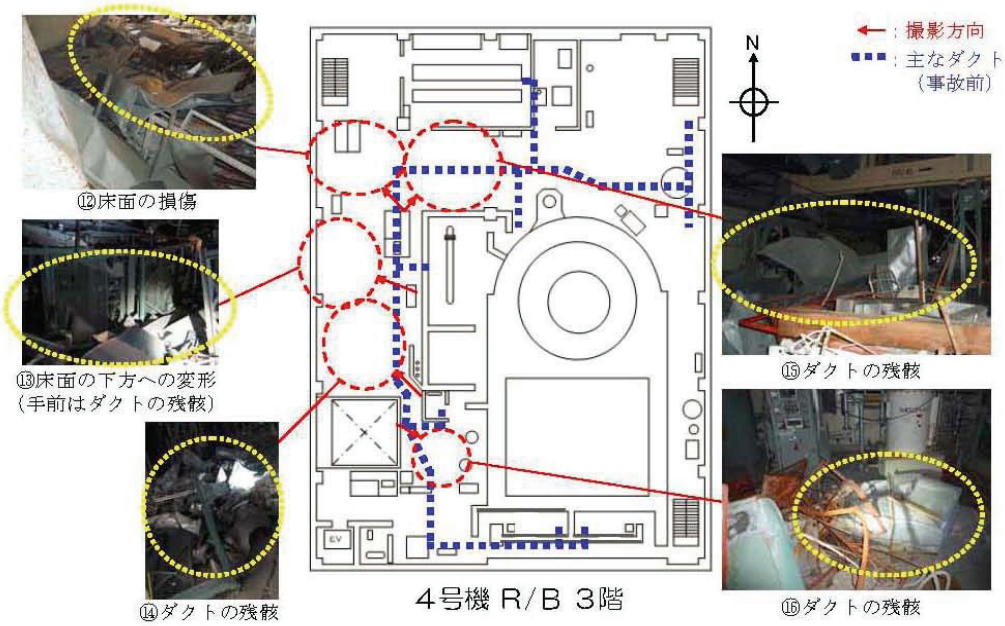


図-2.2.3　建屋内の損傷状況に関する調査結果（3階）

3．原子炉建屋躯体の損傷状況の整理

事故調査報告書の調査結果を踏まえ、耐震安全性に関わる壁および床を対象として実施した目視調査に基づき、原子炉建屋躯体の詳細な損傷状況の整理を行った。スパンごとに損傷の程度を３段階（損傷なし、一部損傷、全壊）に分類した。図-2.3.1～図-2.3.8に原子炉建屋各階における損傷状況を示す。「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成 24 年６月、東京電力株式会社）（以下、平成 24 年６月報告書という）で外壁の一部膨らみが確認された箇所については、一部損傷に分類した。

なお、損傷箇所のうち、部材の耐久性あるいは人的安全性の観点から、補修が望まれる部位については、今後、可能な範囲で補修を実施する予定である。

添付 2-3

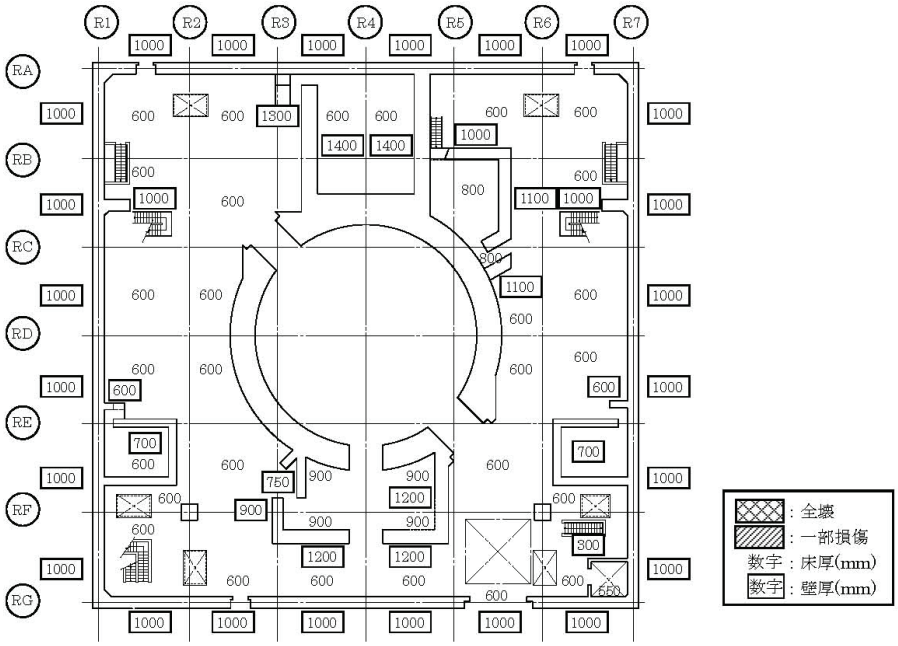


図-2.3.1　損傷状況（１階：損傷なし）

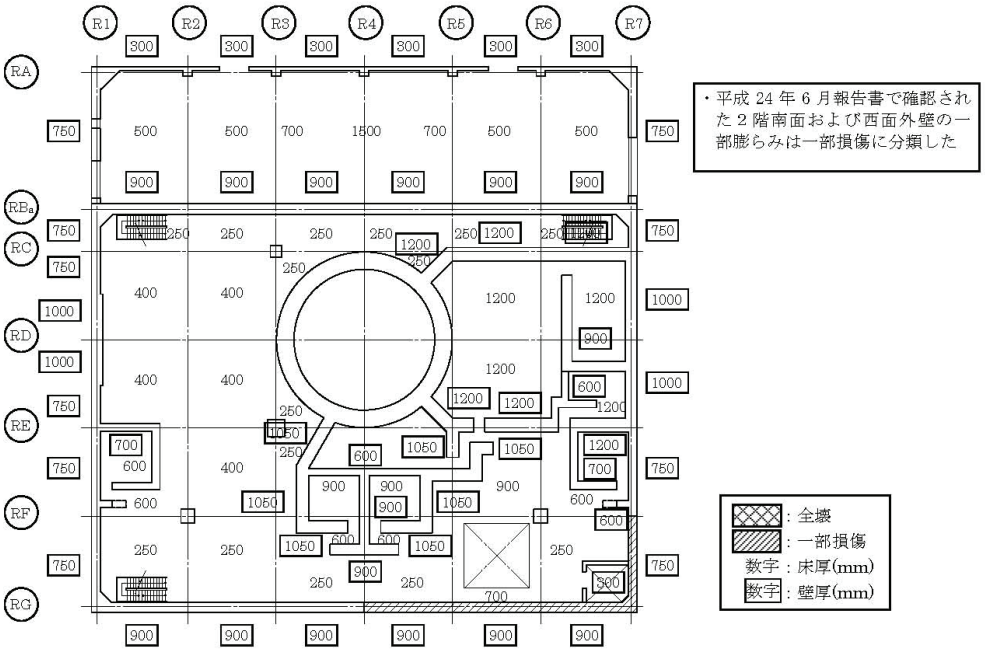


図-2.3.2　損傷状況（２階）

添付 2-4

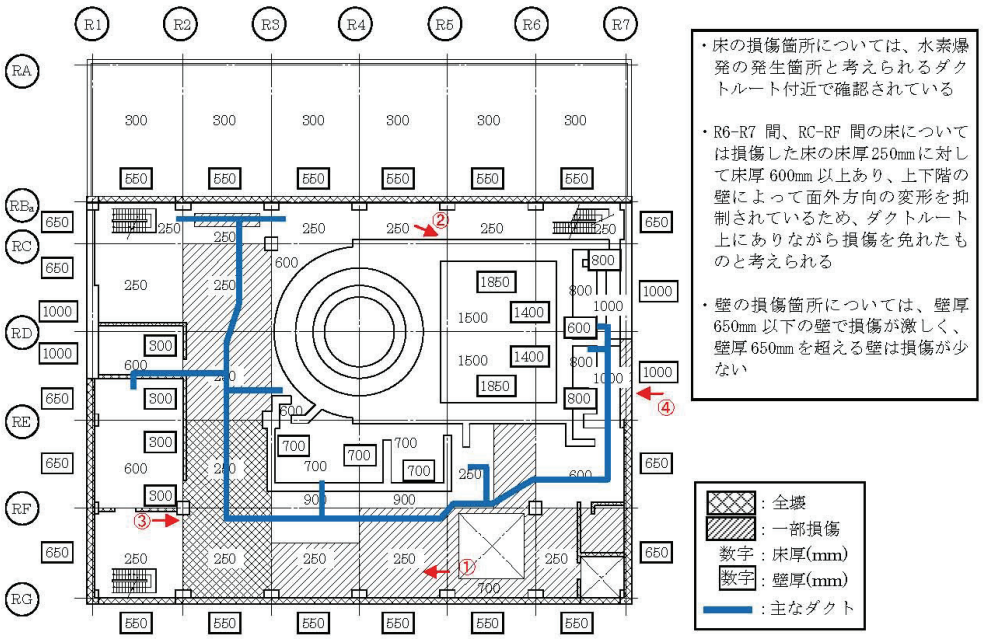


図-2.3.3　損傷状況（３階）

①床変形

②プール壁異常なし

③床崩壊

④外壁一部剥落

図-2.3.4　損傷状況写真（３階）

添付 2-5

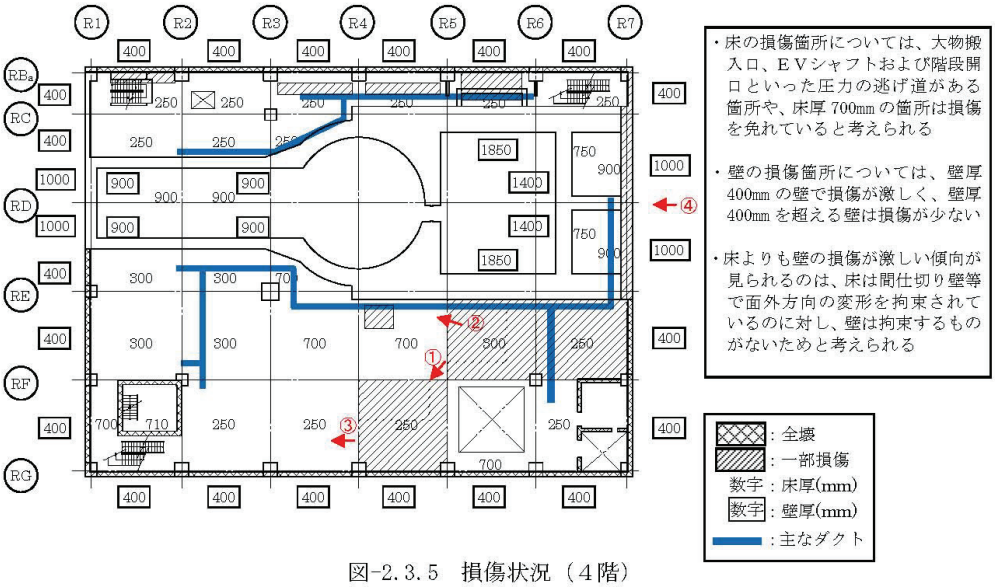


図-2.3.5　損傷状況（４階）

①床変形

②プール壁異常なし

③床異常なし

④外壁一部剥落

図-2.3.6　損傷状況写真（４階）

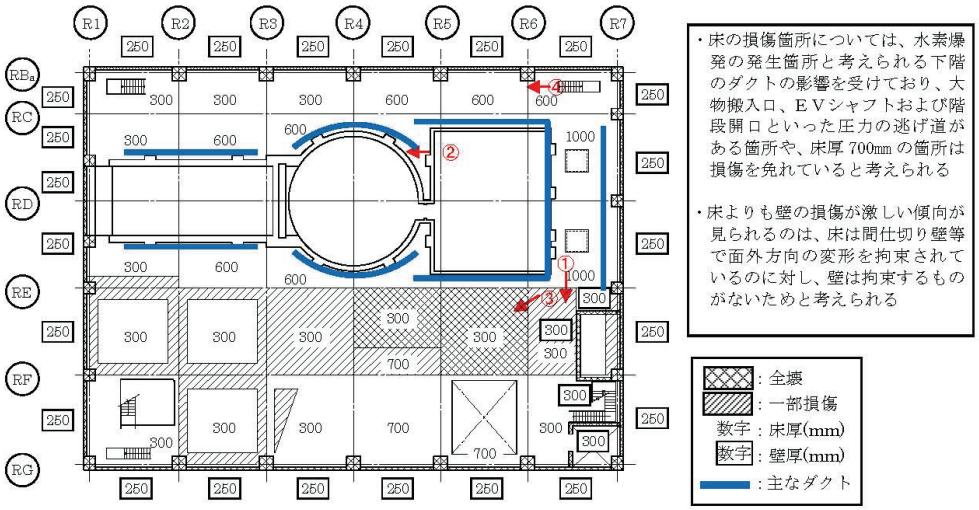
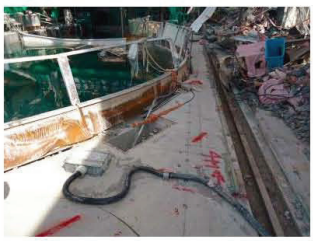


図-2.3.7　損傷状況（５階）

①床変形



②シェル壁異常なし

③床崩壊

④床異常なし

図-2.3.8　損傷状況写真（５階）

添付 2-7

添付資料－３
原子炉建屋の耐震安全性評価結果に関する詳細（質点系モデルによる解析）

1．解析評価方針

本検討では、添付資料－１で整理した使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況を踏まえて質点重量を設定するとともに、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成 24 年６月、東京電力株式会社）（以下、平成 24 年６月報告書という）で外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視した地震応答解析モデルを作成し、原子炉建屋の基準地震動における耐震安全性を時刻歴応答解析によって評価する。

なお、入力地震動は基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 とし、基準地震動 Ss-3 については、過去の計算例より明らかに応答が小さいことから、「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１）」（平成 23 年５月、東京電力株式会社）（以下、平成 23 年報告書という）と同様に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。

原子炉建屋の耐震安全性評価は、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を対象とした。図-3.1.1 に耐震安全性評価フローを示す。

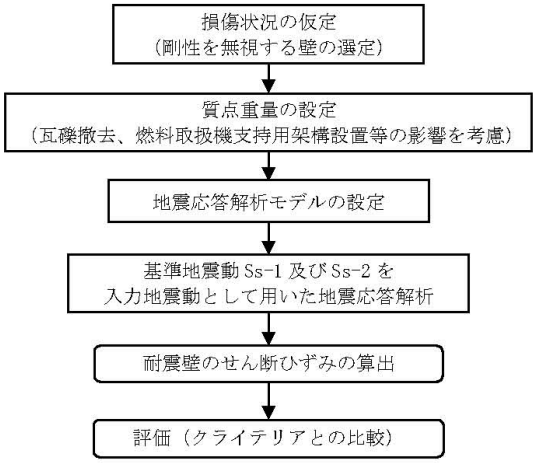


図-3.1.1　原子炉建屋の耐震安全性評価フロー

2．損傷状況の仮定

損傷状況の仮定にあたっては、平成 23 年報告書で作成した地震応答解析モデルを基に、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成 24 年 6 月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視し、新たな地震応答解析モデルを構築する。図-3.2.1 に剛性を無視する外壁を示す。

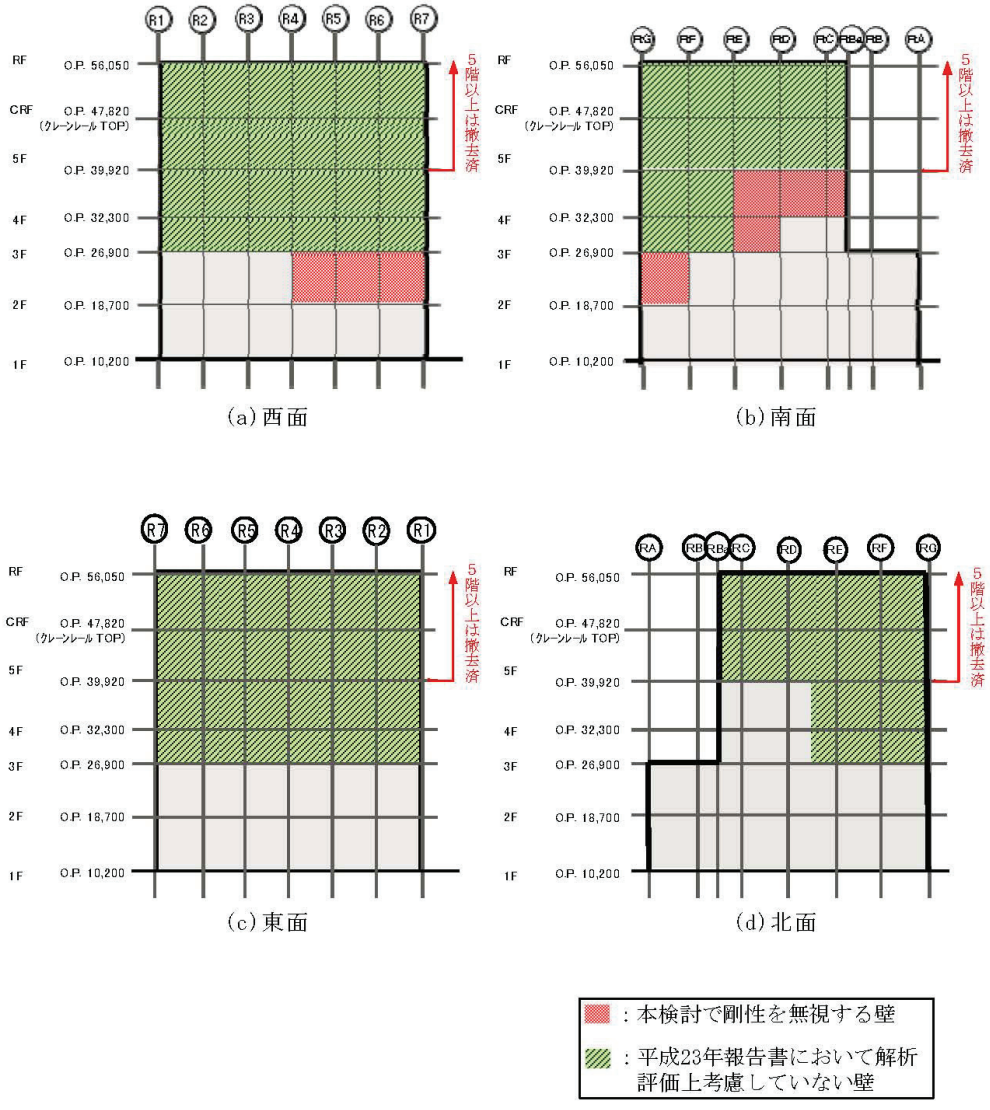


図-3.2.1　剛性を無視する外壁

3．質点重量の設定

質点重量の設定にあたっては、平成23年報告書のモデルにおける質点重量を基準として、添付資料－１で整理した使用済燃料の取り出し時における平成 23 年報告書で評価した状況からの変更点などを反映し、重量の増減を行った。表-3.3.1に質点重量の設定根拠を、表-3.3.2に平成23年報告書のモデルからの重量増減と本検討モデルの質点重量の算定結果を示す。

表-3.3.1　質点重量の設定根拠

No	評価項目	評価方法
1	オペフロ*1上部の瓦礫撤去	R階およびCR階から崩落した瓦礫の撤去による重量減を評価
2	オペフロ*1からの機器撤去	オペフロ*1上からの機器撤去による重量減を評価
3	燃料取扱機支持用架構の設置	燃料取扱機支持用架構および架構内への装置の設置による重量増を評価
4	雨水浸入対策のための構造物の設置	雨水浸入対策のための構造物の設置による重量増を評価
5	使用済燃料プール底部の支持構造物の設置	使用済燃料プール底部の支持構造物（鋼製支柱、コンクリート）による重量増を評価
6	ヤード整備の実施	ヤード整備のための西側下屋上における1m程度の覆土による重量増を評価
7	地下滞留水の考慮	B1階からMB1階までの滞留した水を重量増として評価*2 （平成23年報告書の時点では、水位が把握されておらず、評価上考慮されてない）
8	既存躯体（瓦礫）	オペフロ*1上部で崩落した外壁重量 ・R階およびCR階から崩落した東面外壁は３階下屋上に存在するとして重量増を評価
		オペフロ*1以下で崩落した外壁重量 ・ほぼ全域が崩落した外壁を重量減として評価 ・崩落した東面外壁は３階下屋上に存在するとして重量増を評価
		崩落した床重量 ・ほぼ全域が崩落した床を重量減として評価 ・崩落した床は下階に落下したまま撤去されないとして重量増を評価
		裏面剥離した床重量 ・かぶり部100㎜が下階に落下したものとして重量減を評価 ・剥離したかぶり部は下階に落下したまま撤去されないとして重量増を評価
		機器仮置プール内の瓦礫重量 ・瓦礫がプール内に沈殿している状況を想定し、機器仮置プールの水平投影面積あたり厚さ200㎜の瓦礫があるものとして重量増を評価

*1：オペレーティングフロアを示す。以下、オペフロという。
*2：滞留水の水位は0.P.3.5mを制限値として管理されているが、0.P.4.0mまで水が滞留しているものとして重量を計算し、保守的な扱いとした。

表-3.3.2　平成 23 年報告書のモデルからの重量増減と本検討モデルの質点重量の算定結果

単位：kN

質点番号	階	標高 O.P.(m)	平成23年報告書モデル	平成23年報告書モデルからの重量増減								本検討モデル
				(1) オペフロ上部瓦礫撤去	(2) オペフロ機器撤去	(3) 燃料取扱機支持用架構	(4) 雨水浸入対策構造物	(5) 使用済燃料プール底部支持構造物	(6) ヤード整備	(7) 地下滞留水	(8) 既存躯体（瓦礫）	
1	RF	56.05	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2	CRF	47.82	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
3	5F	39.92	114,850	-35,820	-9,690	2,660	1,380	0	0	0	-3,440	69,940
4	4F	32.3	88,770	0	0	0	0	0	0	0	-1,630	87,140
5	3F	26.9	117,030	0	0	0	0	5,180	0	0	5,550	127,760
6	2F	18.7	121,930	0	0	2,170	0	3,600	0	0	1,330	129,030
7	1F	10.2	207,300	0	0	1,660	0	0	9,520	0	0	218,480
8	B1F	-2.06	287,050	0	0	0	0	0	0	66,690	0	353,740
9	MAT	-6.06	132,390	0	0	0	0	0	0	0	0	132,390
合計			1,069,320	-35,820	-9,690	6,490	1,380	8,780	9,520	66,690	1,810	1,118,480

4. 解析に用いる入力地震動

４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) において作成した解放基盤表面レベルに想定する基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 を用いることとする。

図-3.4.1 に地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を示す。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 Ss 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（0.P. -196.0m）における基準地震動 Ss-1 及び Ss-2 の加速度時刻歴波形について図-3.4.2 に示す。

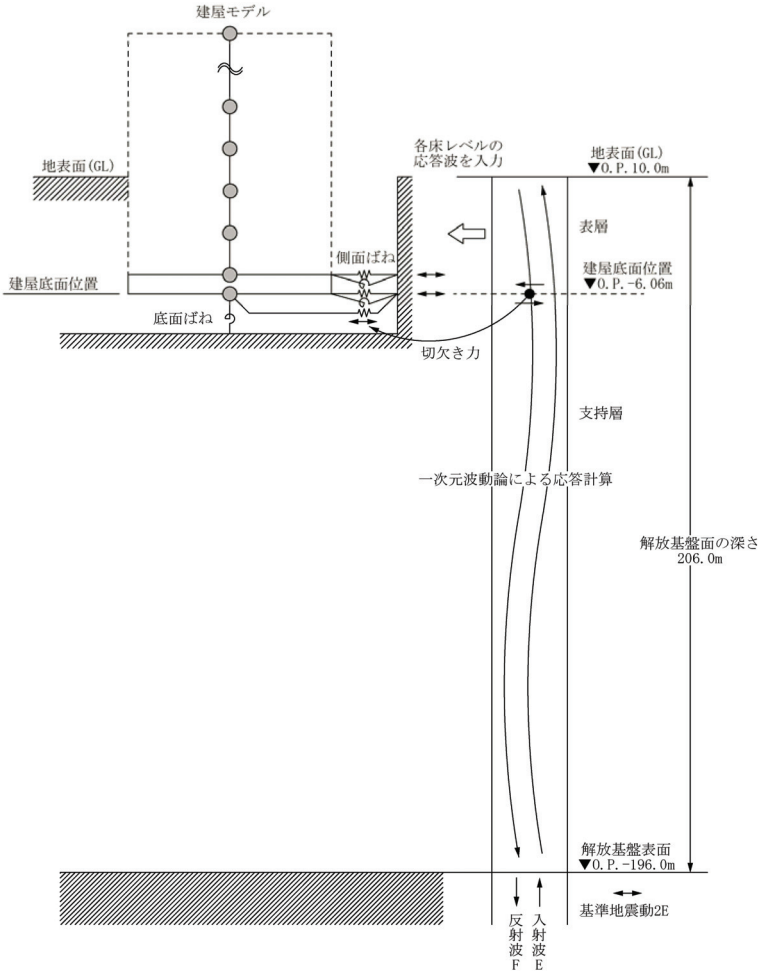
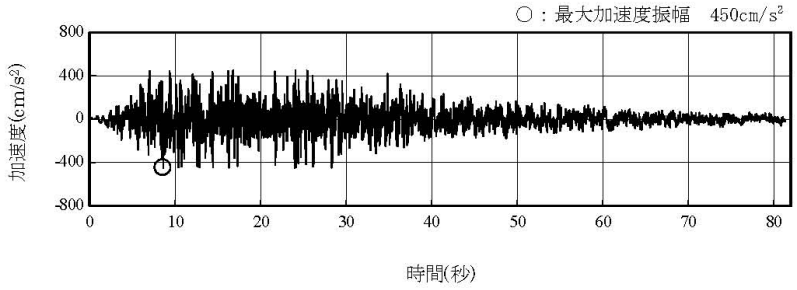
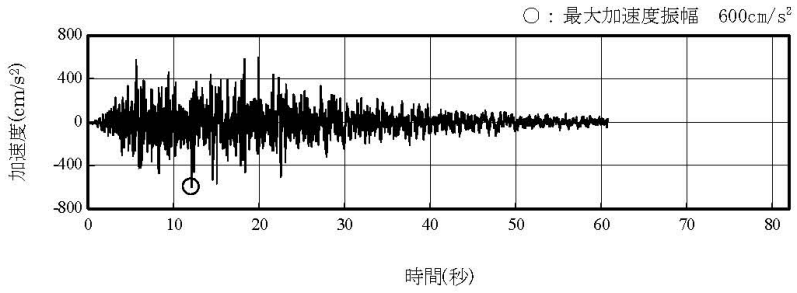


図-3.4.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(Ss-1H)



(Ss-2H)

図-3.4.2　解放基盤表面位置における基準地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

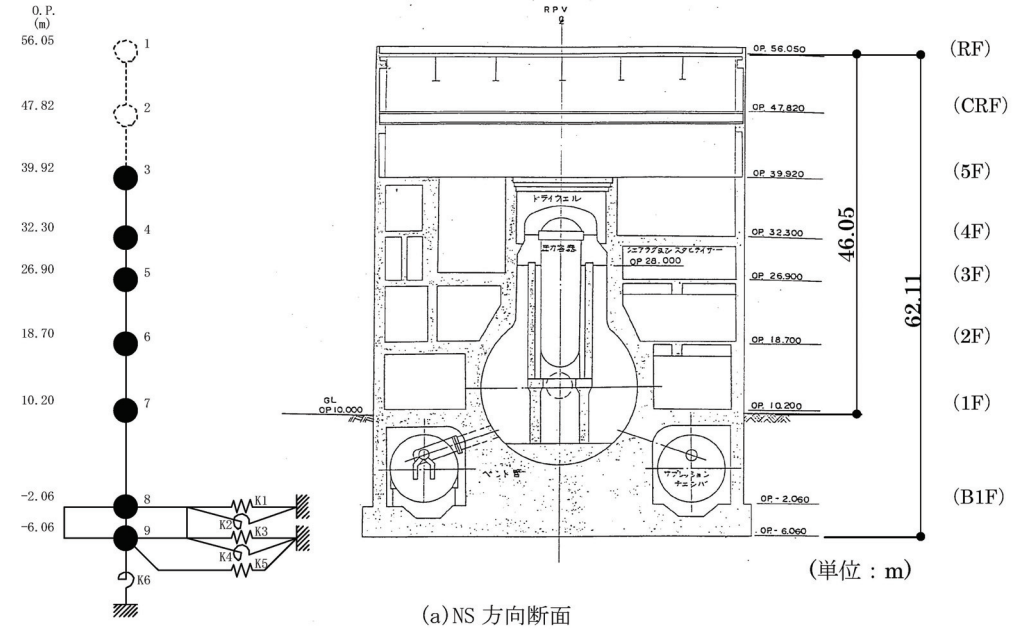
5. 地震応答解析モデル

地震応答解析モデルは、図-3.5.1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及び入力地震動によって評価される。表-3.5.1に解析に用いる鉄筋コンクリートの物性値を、表-3.5.2に建屋解析モデルの諸元を示す。

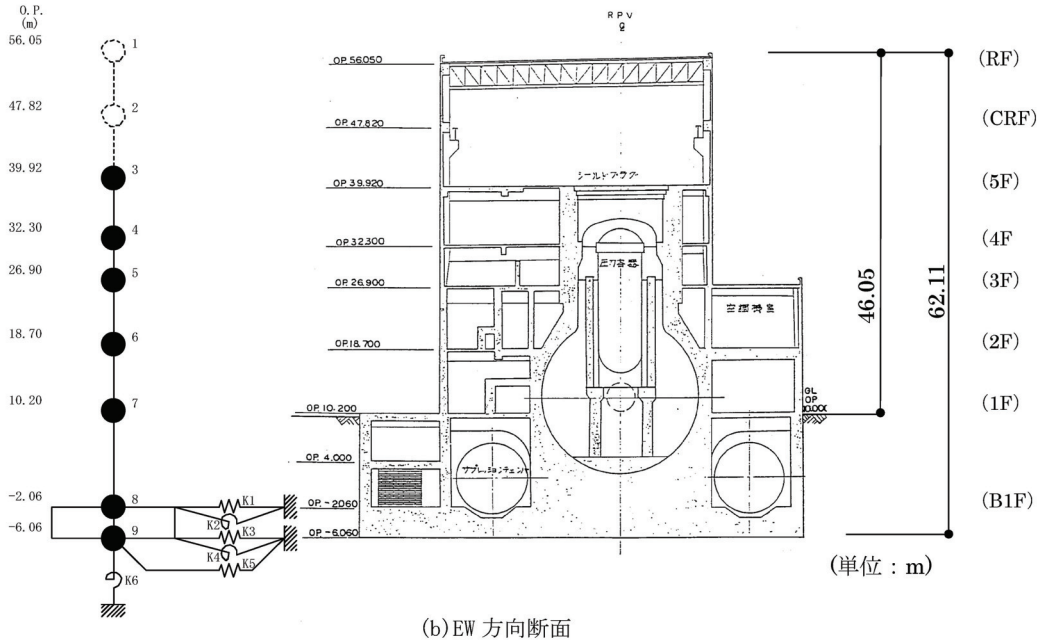
地盤定数は、水平成層地盤と仮定し、地震時のせん断ひずみレベルを考慮して定めた。表-3.5.3に解析に用いた地盤定数を示す。

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、振動アドミッ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-3.5.2 に示すようにばね定数（Kc）として実部の静的な値を、また、減衰係数（Cc）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。



(a)NS 方向断面



(b)EW 方向断面

図-3.5.1　地震応答解析モデル

表-3.5.1　地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの物性値

	強度*1 Ｆｃ （N/mm²）	ヤング係数*2 Ｅ （N/mm²）	せん断弾性係数*2 Ｇ （N/mm²）	ポアソン比 ν	単位体積重量*3 γ （kN/m³）
コンクリート	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るめた値とした。

*2：実強度に基づく値を示す。

*3：鉄筋コンクリートの値を示す。

表-3.5.2　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（$\times10^5$kN･m²）	せん断断面積 As(m²)	断面2次モーメント I (m⁴)
1	－	－		
2	－	－	－	－
3	69,940	128.73	－	－
4	87,140	160.44	147.1	10,080
5	127,760	235.14	102.2	14,387
6	129,030	237.57	202.7	32,567
7	218,480	402.18	175.4	46,774
8	353,740	707.83	460.4	114,194
9	132,390	264.88	2,812.6	562,754
合計	1,118,480			

ヤング係数*Ec*	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%
基礎形状	49.0m(NS方向)×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（$\times10^5$kN･m²）	せん断断面積 As(m²)	断面2次モーメント I (m⁴)
1	－	－		
2	－	－	－	－
3	69,940	72.20	－	－
4	87,140	89.98	73.0	5,928
5	127,760	235.14	98.3	6,182
6	129,030	237.57	161.6	23,344
7	218,480	599.92	166.4	46,303
8	353,740	1021.56	424.5	136,323
9	132,390	346.27	2,812.6	772,237
合計	1,118,480			

ヤング係数*Ec*	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%
基礎形状	49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

表-3.5.3　地盤定数

(Ss-1)

標 高 O.P. (m)	地 質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (kN/m³)	ポアソン比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	せん断弾性 係数 G (kN/m²)	剛性低下後 S波速度 Vs (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 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (kN/m³)	ポアソン比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (kN/m²)	剛性低下率 G/G_0	せん断弾性 係数 G (kN/m²)	剛性低下後 S波速度 Vs (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	—

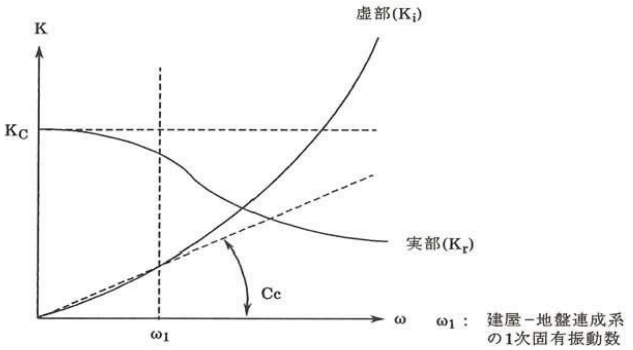
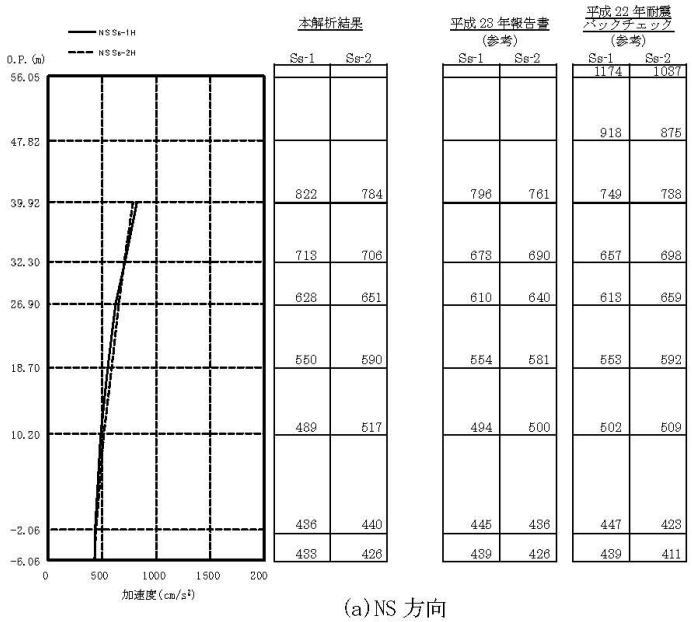


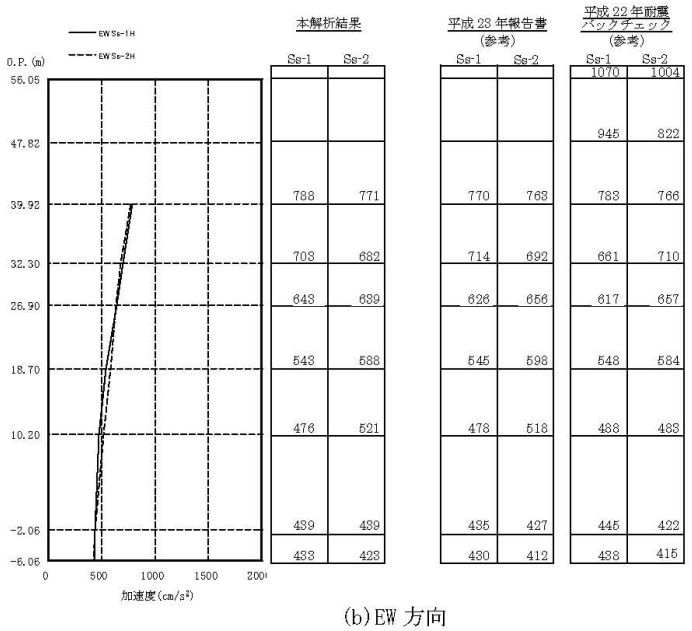
図-3.5.2　地盤ばねの近似

6. 地震応答解析結果

地震応答解析結果より求められたNS方向、EW方向の最大応答加速度を図-3.6.1に示す。なお、解析結果は、平成23年報告書と「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、東京電力株式会社）（以下、平成22年耐震バックチェックという）と比較して示す。



(a)NS方向



(b)EW方向

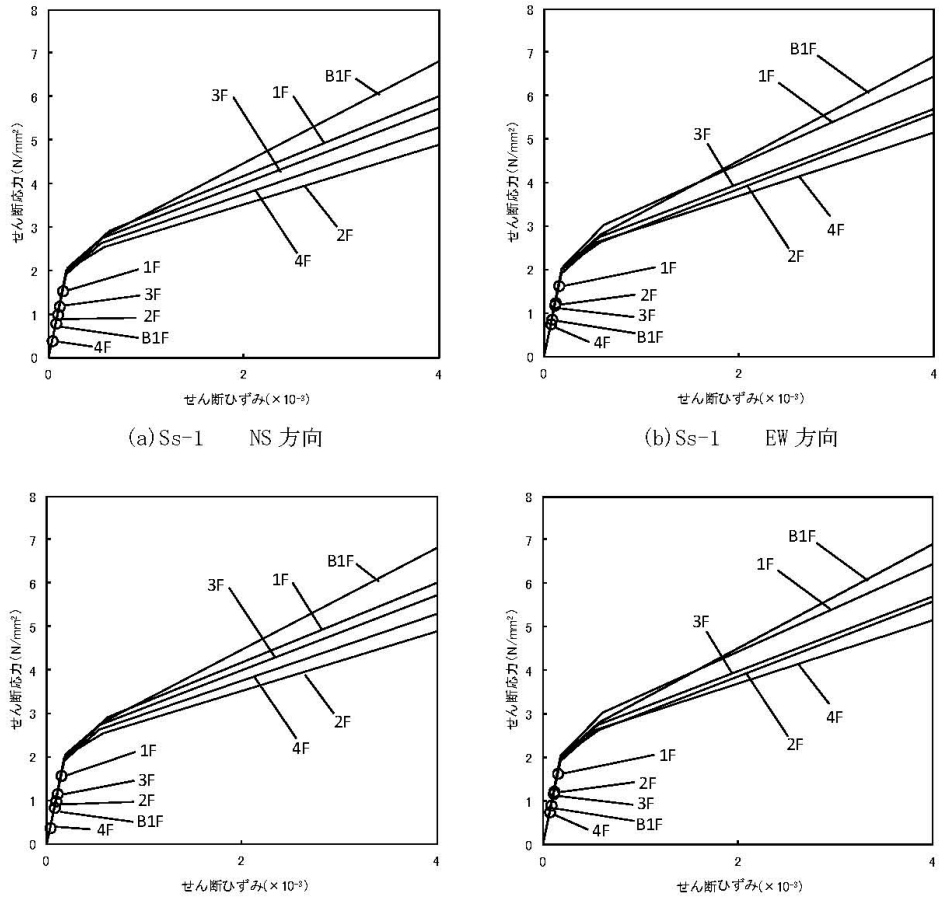
図-3.6.1　最大応答加速度

添付 3-11

7. 耐震安全性評価結果

図-3.7.1に基準地震動Ss-1及び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0.16×10^{-3}（Ss-1,2H, EW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。このことから、使用済燃料取り出し時の状況を想定した原子炉建屋は、損傷の確認された壁、および外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視しても、十分な耐震安全性を有しているものと評価した。

よって、基準地震動Ssを受けても建屋は崩壊しないと考えられる。



(a)Ss-1　NS方向　　(b)Ss-1　EW方向

(c)Ss-2　NS方向　　(d)Ss-2　EW方向

図-3.7.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値

【参考】

参考として、表-3.7.1、表-3.7.2に本検討結果と平成23年報告書および平成22年耐震バックチェックのせん断ひずみの最大値の比較を示す。

本検討結果と平成23年報告書を比較すると、全体的に本検討の方がせん断ひずみは小さい傾向となっている。これは、オペフロ上部の瓦礫撤去により、5階の重量が軽くなっていることが主な原因であると考えられる。

また、本検討と平成22年耐震バックチェックを比較すると、大きな差異は生じていない。これは、図-3.7.2に示すように、外壁については損傷しているものの、外壁より壁厚が厚いシェル壁や使用済燃料プール壁が健全であったこと、およびオペフロ上部の瓦礫撤去により5階の重量が軽くなっていることが主な原因であったと考えられる。

表-3.7.1　せん断ひずみの比較（NS方向）

（×10^{-3}）

階	O.P.(m)	評価基準値	本検討		平成23年報告書		平成22年耐震バックチェック	
			Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2
CRF	47.82 ～ 56.05	4.0	-	-	-	-	0.10	0.09
5F	39.92 ～ 47.82		-	-	-	-	0.17	0.15
4F	32.30 ～ 39.92		0.04	0.04	0.06	0.06	0.05	0.05
3F	26.90 ～ 32.30		0.11	0.11	0.14	0.14	0.08	0.08
2F	18.70 ～ 26.90		0.10	0.10	0.09	0.09	0.09	0.09
1F	10.20 ～ 18.70		0.15	0.15	0.15	0.16	0.15	0.16
B1F	-2.06 ～ 10.20		0.08	0.08	0.08	0.08	0.08	0.08

表-3.7.2　せん断ひずみの比較（EW方向）

（×10^{-3}）

階	O.P.(m)	評価基準値	本検討		平成23年報告書		平成22年耐震バックチェック	
			Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2
CRF	47.82 ～ 56.05	4.0	-	-	-	-	0.12	0.12
5F	39.92 ～ 47.82		-	-	-	-	0.30	0.20
4F	32.30 ～ 39.92		0.08	0.07	0.09	0.09	0.08	0.08
3F	26.90 ～ 32.30		0.12	0.11	0.13	0.13	0.11	0.11
2F	18.70 ～ 26.90		0.12	0.12	0.13	0.13	0.12	0.12
1F	10.20 ～ 18.70		0.16	0.16	0.16	0.17	0.16	0.17
B1F	-2.06 ～ 10.20		0.09	0.09	0.08	0.09	0.08	0.09

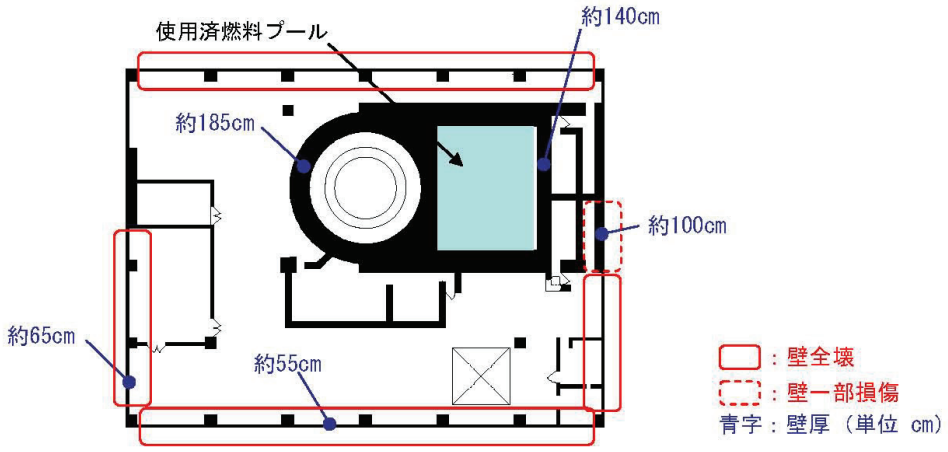


図-3.7.2　外壁の損傷状況と壁厚（3 階を例示）

添付資料－４
使用済燃料プールの耐震安全性評価結果に関する詳細（３次元ＦＥＭ解析）

1．解析評価方針

昨年、「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１）」（平成23年５月、東京電力株式会社）（以下、平成23年報告書という）にて、４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Ssに対する使用済燃料プールの耐震安全性を評価した。また今年、「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成24年６月、東京電力株式会社）（以下、平成24年６月報告書という）にて、平成23年報告書で用いた３次元ＦＥＭモデルを基に、外壁の一部膨らみが確認された壁の剛性を無視したモデルを作成して、基準地震動Ssに対する使用済燃料プールの耐震安全性を評価した。

本検討では、添付資料－１で整理した使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況を反映するとともに、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成24年6月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視した解析モデルを作成し、使用済燃料プールの耐震安全性を３次元ＦＥＭ解析によって評価する。図-4.1.1にプールの平面図を、図-4.1.2に断面図を示す。

耐震安全性評価は、図-4.1.3のフローに示すように以下の手順で行う。

- 使用済燃料プール周辺の２階の床（0.P.18.7m）から５階の床（0.P.39.92m）までの建屋部分（平成23年報告書のモデル）を基に、上記箇所の剛性を無視し、使用済燃料取出し時の状況を想定した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、燃料取扱機支持用架構反力などの荷重条件および荷重組合せの条件を設定する。温度荷重については、「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１）（追補版）（改訂）」（平成24年９月）から、より詳細な入熱条件を設定し評価を行っている。
- 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。

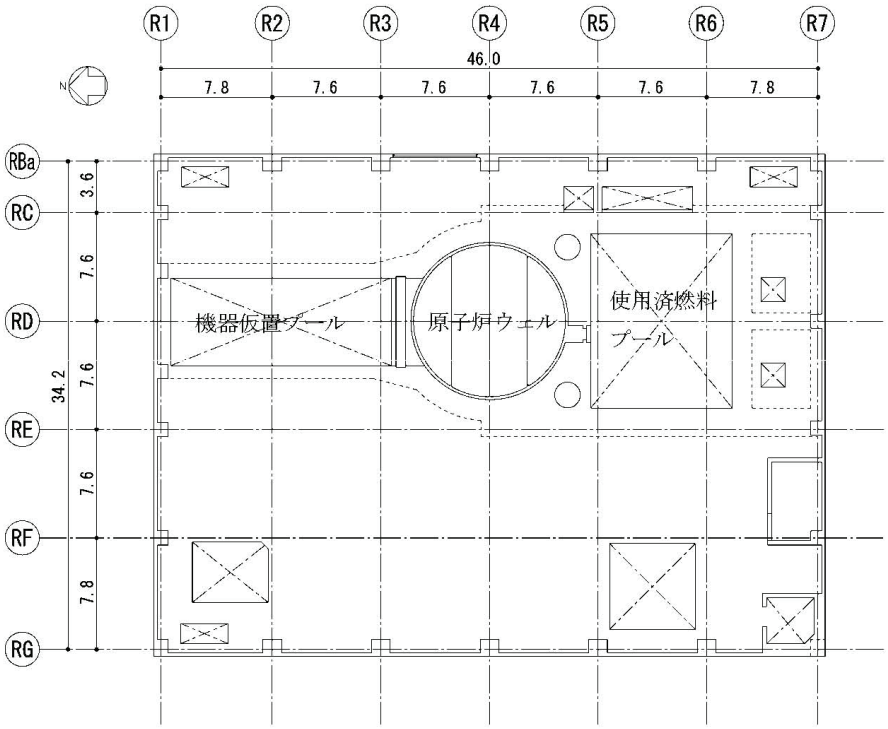


図-4.1.1　５階　平面図

（単位：m）

添付 4-2

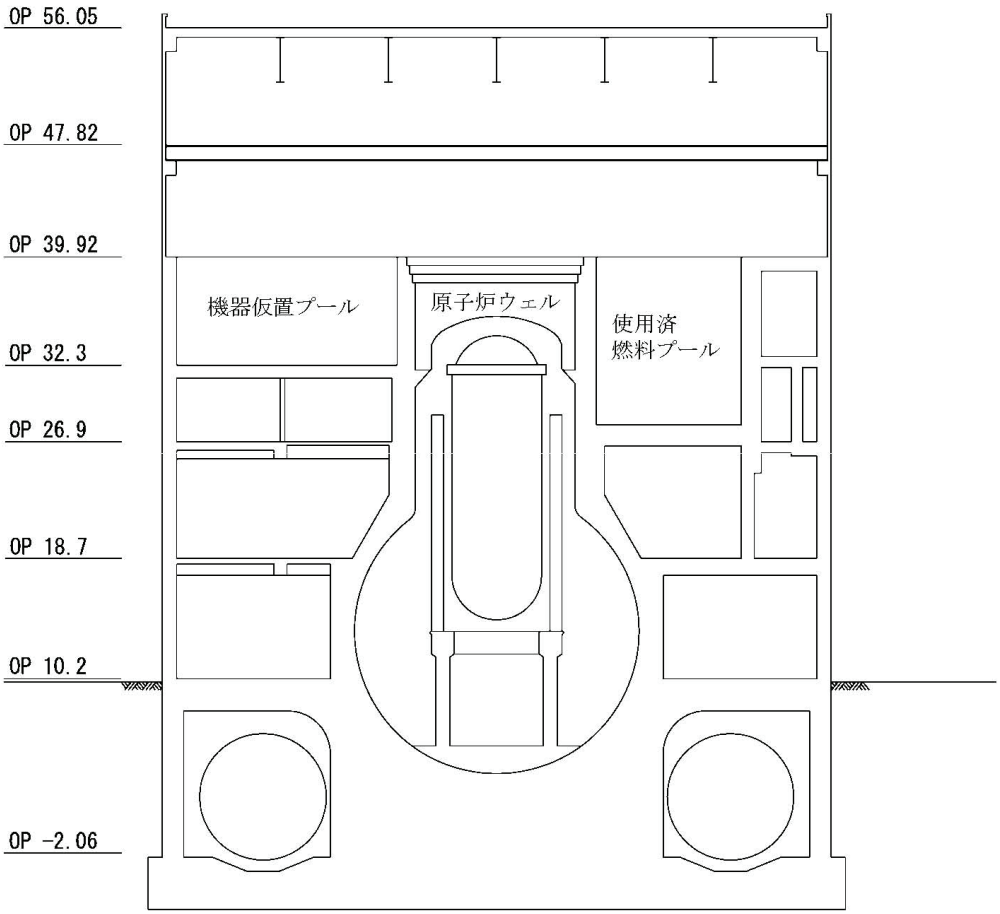


図-4.1.2　断面図
（ＮＳ方向断面，単位：m）

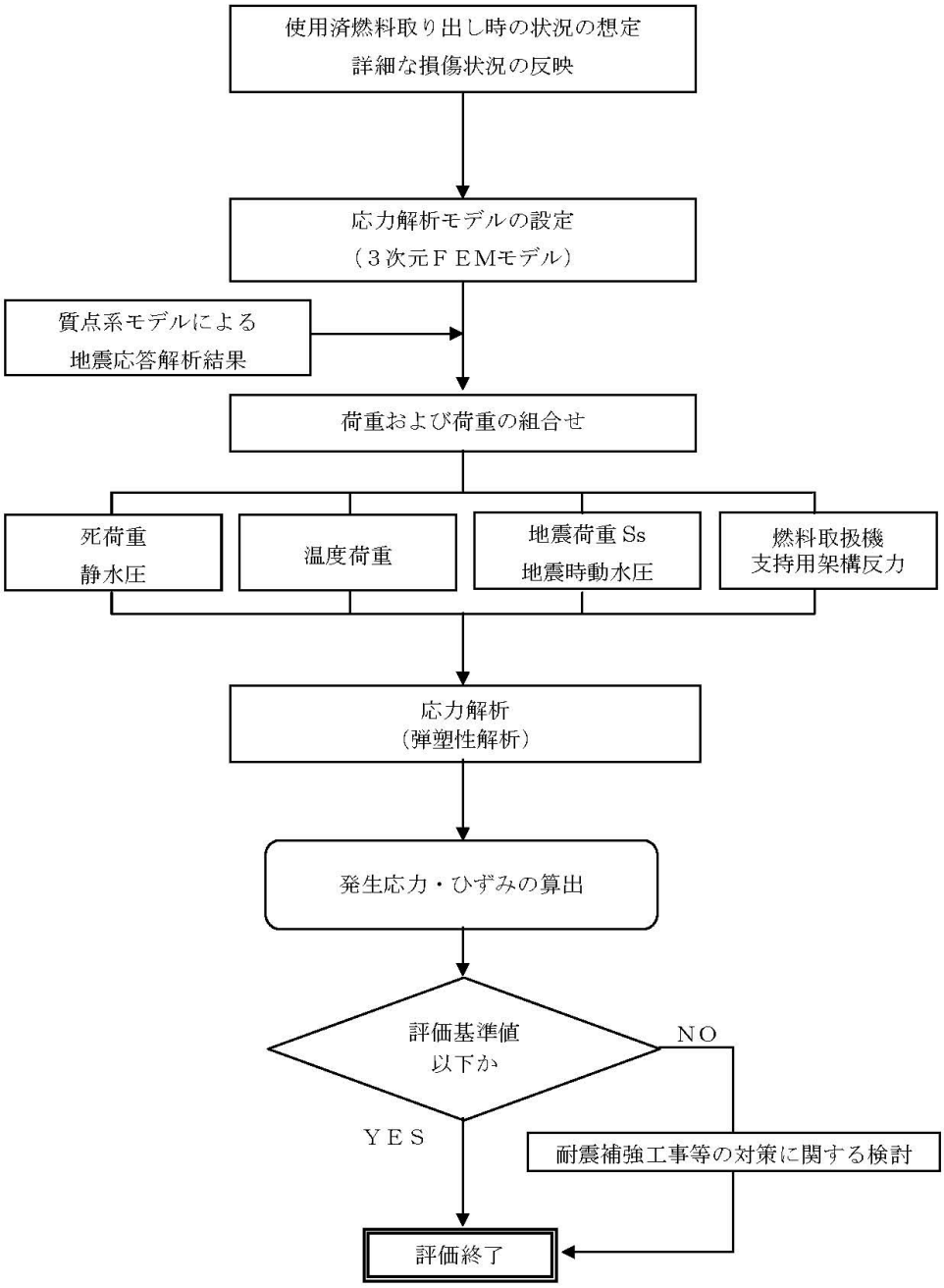


図-4.1.3　使用済燃料プールの耐震安全性評価フロー

添付 4-4

2．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階のオペレーティングフロア（以下、オペフロという）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した。また、使用済燃料プールの床下には、添付資料－１で示したプール底部の支持構造物として、鋼製支柱等を模擬した要素も設けた。さらに、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成24年6月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所に基づき、外壁および床の一部で剛性を無視した新たな応力解析モデルを構築した。

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た。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した。使用計算機コードは「ABAQUS」である。

図-4.2.1に解析モデル概要図を、図-4.2.2にコンクリートと鉄筋の構成則を、図-4.2.3に解析モデルの境界条件を示す。

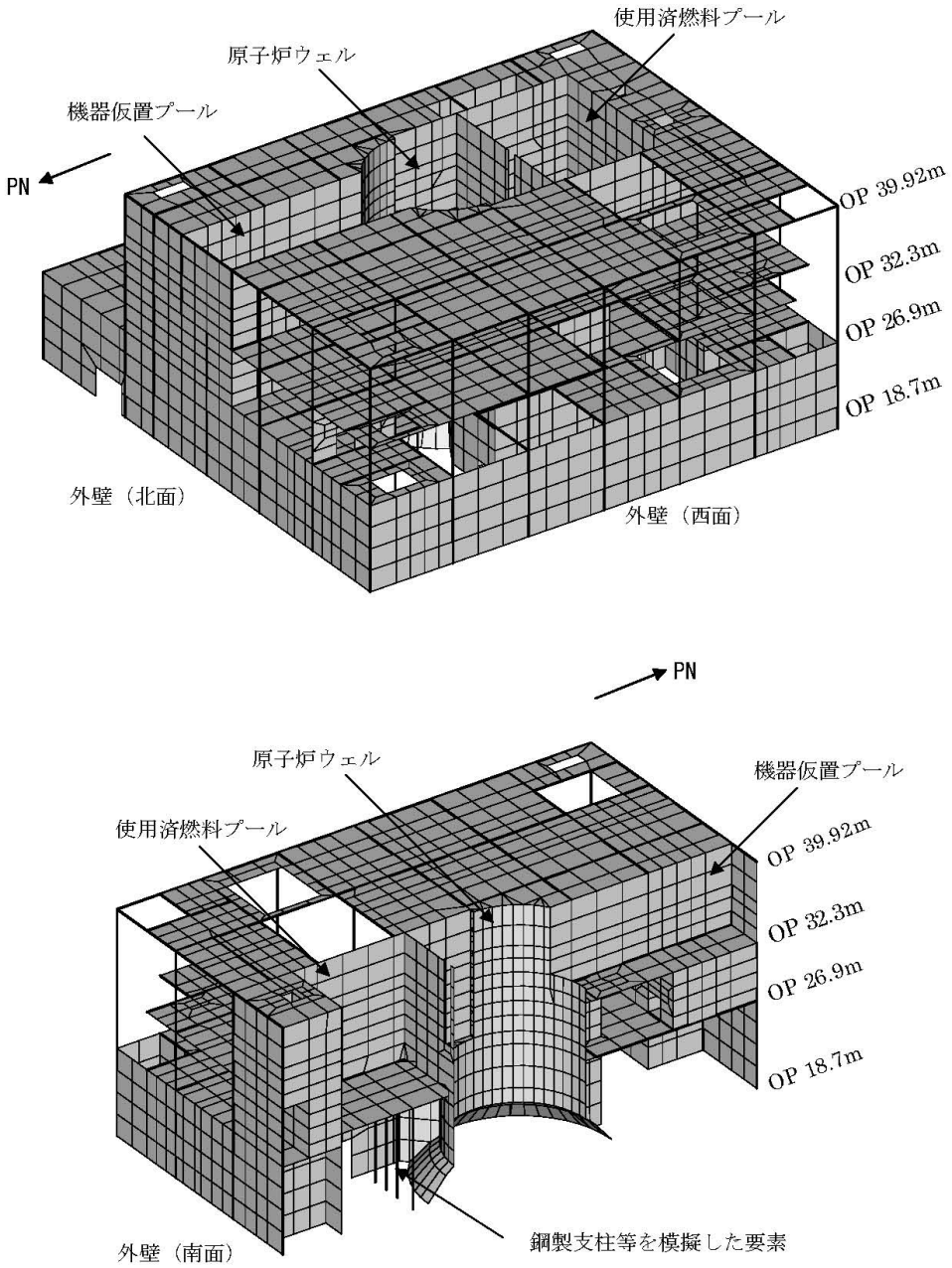
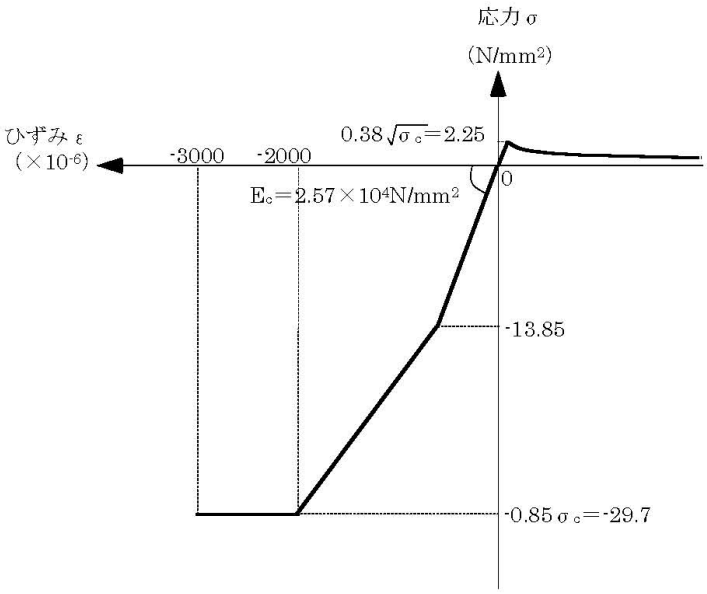
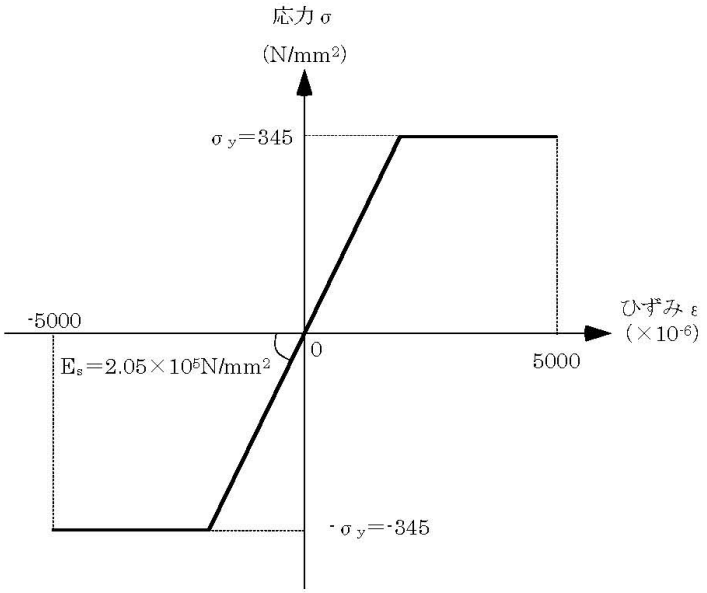


図-4.2.1　解析モデル概要図



(a)　コンクリートの応力－ひずみ関係
（コンクリート強度 σc=35N/mm²）



(b)　鉄筋の応力－ひずみ関係
（鉄筋降伏点 σy=345N/mm²）

図-4.2.2　コンクリートと鉄筋の構成則

添付 4-7

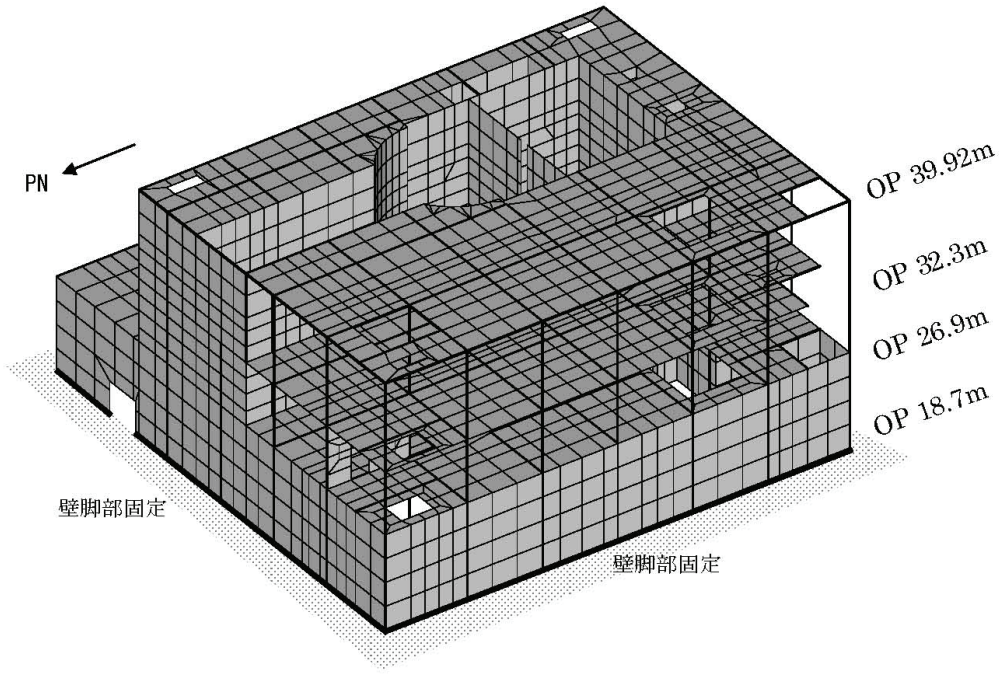


図-4.2.3　解析モデルの境界条件

3. 損傷状況の仮定

損傷状況の仮定にあたっては、添付資料－２において損傷（一部損傷および全壊）が確認された箇所および平成 24 年 6 月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所を基に、平成 23 年報告書時より新たに下記の損傷部の剛性を無視して、３次元ＦＥＭ解析モデルを作成する。図-4.3.1～図-4.3.4 に損傷モデルを示す。

(1) 外壁・内壁

外壁は、４階（0.P.32.3m）と３階（0.P.26.9m）の南側および平成 24 年 6 月報告書の外壁の膨らみのある２階（0.P.18.7m）の西側および南側の一部の壁の剛性を無視する。

内壁は、３階（0.P.26.9m）の北側の一部の壁の剛性を無視する。

(2)床スラブ

床スラブは、５階（0.P.39.92m）～３階（0.P.26.9m）の一部で、床全壊箇所および床一部損傷箇所のいずれも剛性を無視する。

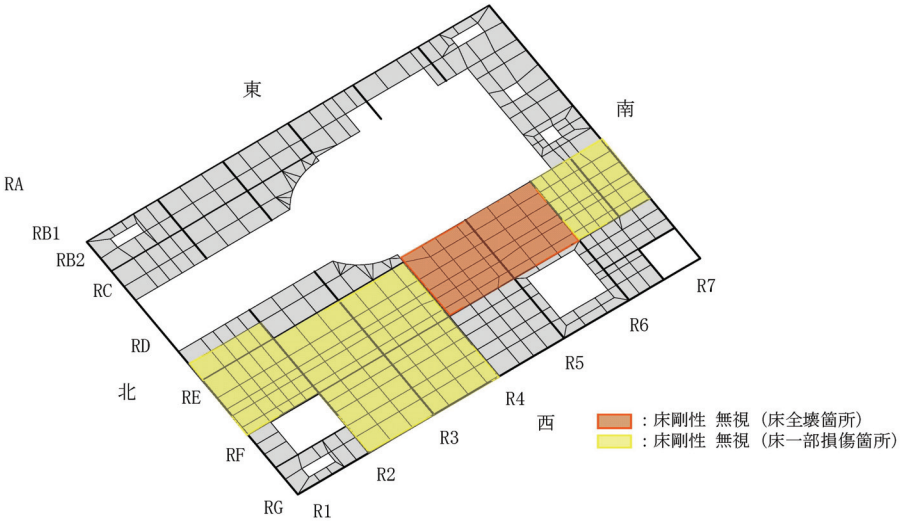


図-4.3.1　損傷モデル　アイソメ図　５階（0.P.39.92m）

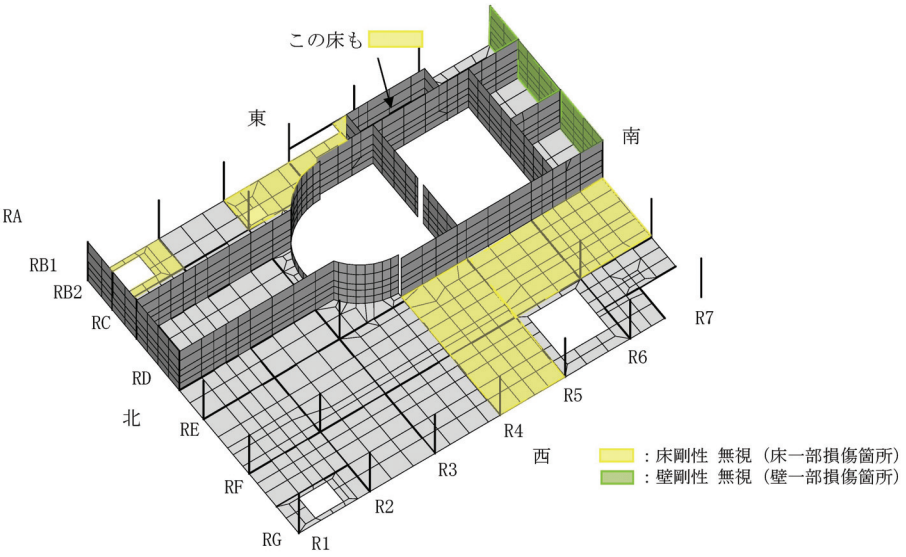


図-4.3.2　損傷モデル　アイソメ図　４階（0.P.32.3m）

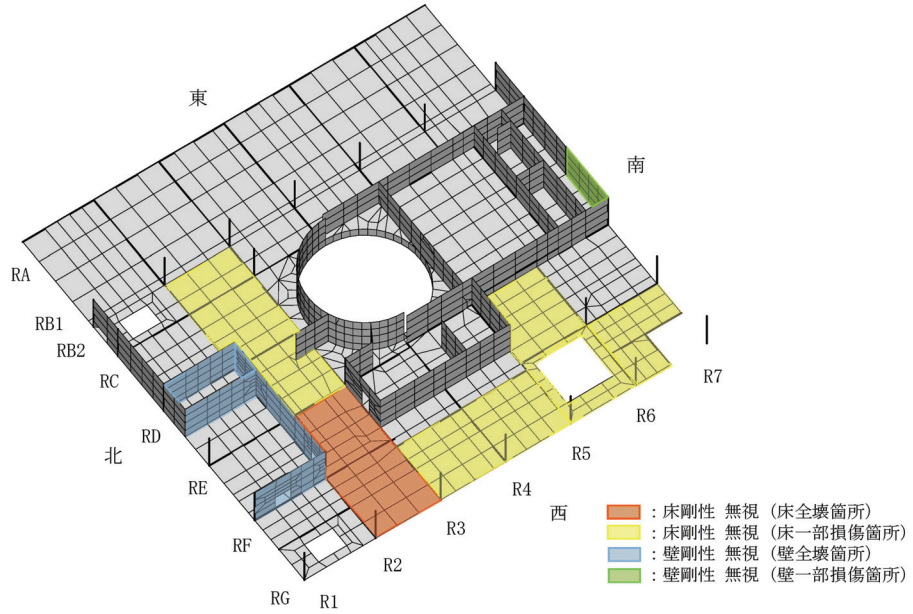


図-4.3.3　損傷モデル　アイソメ図　３階（0.P.26.9m）

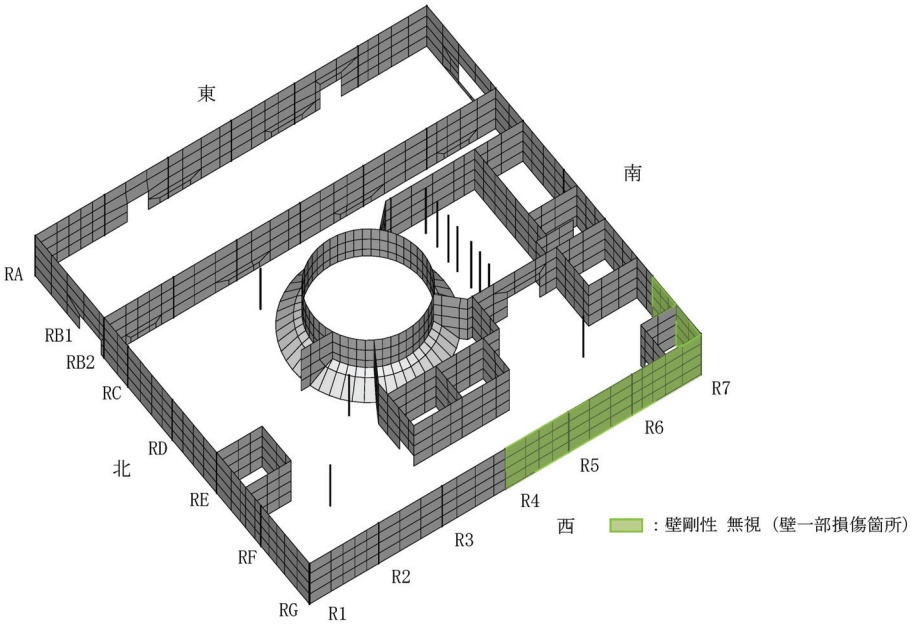


図-4.3.4　損傷モデル　アイソメ図　２階（0.P.18.7m）

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に加え、機器・配管・その他の重量は床に一様に積載されているものとする。また、プール内に設置されるキャスク重量および燃料取扱機支持用架構重量を、当該設置位置に考慮する。

(2) 静水圧

使用済燃料プール、原子炉ウェルおよび機器仮置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

プール水の水温は、循環冷却が開始されたことから管理温度の65℃とする。外気温は冬場を想定し0℃とする。

(4) 地震荷重

添付資料－３の質点系モデルによる基準地震動Ss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。

(5) その他の荷重

プール水の地震時動水圧およびウェル頂部に作用する燃料取扱機支持用架構からの反力を考慮する。

(6) 荷重の組合せ

表-4.4.1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。

表-4.4.1　荷重の組合せ

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

ここに，　DL：死荷重、　H：静水圧、　T：温度、　K：地震荷重（基準地震動Ss）、
KH：地震時動水圧、　KF：燃料取扱機支持用架構反力

5. 解析条件

表-4.5.1 に本検討と平成 23 年報告書の解析条件の比較を示す。

表-4.5.1　本検討と平成 23 年報告書の解析条件の比較

項目			平成 23 年報告書 （基本ケース）*1	本検討 （基本ケース）
モデル	壁 （プール・シェル含む）		損傷の確認された壁はモデルから削除	全壊・一部損傷の壁の剛性を 0%とする
	床 （プール含む）		３階床から５階床まで全て健全としてモデル化	全壊・一部損傷の床の剛性を 0%とする
	補強効果		考慮しない	使用済燃料プール底部の支持構造物の鋼製支柱を模擬
荷重	死荷重		５階～屋上階の重量を瓦礫重量として５階に集約	オペフロ上部瓦礫撤去、燃料取扱機支持用架構荷重等を反映（添付資料－３）
	静水圧		使用済燃料プール、原子炉ウェル、機器仮置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	同左
	温度荷重		夏冬は考慮せず、一律内部 90℃、外部 10℃、炉内 40℃	一律内部 65℃、外部 0℃、炉内 40℃
	地震荷重		損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき、水平および鉛直方向の地震荷重を考慮	同左
	その他の荷重	地震時動水圧	損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動 Ss に対する地震応答解析結果に基づき、地震時に作用するプール水の動水圧を考慮	同左
		燃料取扱機支持用架構反力	考慮しない	燃料取扱機支持用架構の反力を考慮する

*1：平成 23 年報告書では、基本ケースの他に３種類のパラメータケースの解析を実施している。①爆発による影響をみるケースでは、３～４階の半壊程度の外壁の剛性を 50%に、４～５階の床剛性を全面にわたって 50%に低下、②火災による影響をみるケースでは、西側プール壁の剛性を 80%程度に、西側の４～５階の床剛性を全面にわたって 80%程度に低下、③プール水温の高温化による影響をみるケースでは、プール水温の上昇と冬季を想定し、一律内部 100℃、外部 0℃、炉内 40℃として検討を行った。さらに付録 4-4 では、④プール底部の支持構造物の補強効果を確認するケースの解析も実施している。

6. 評価結果

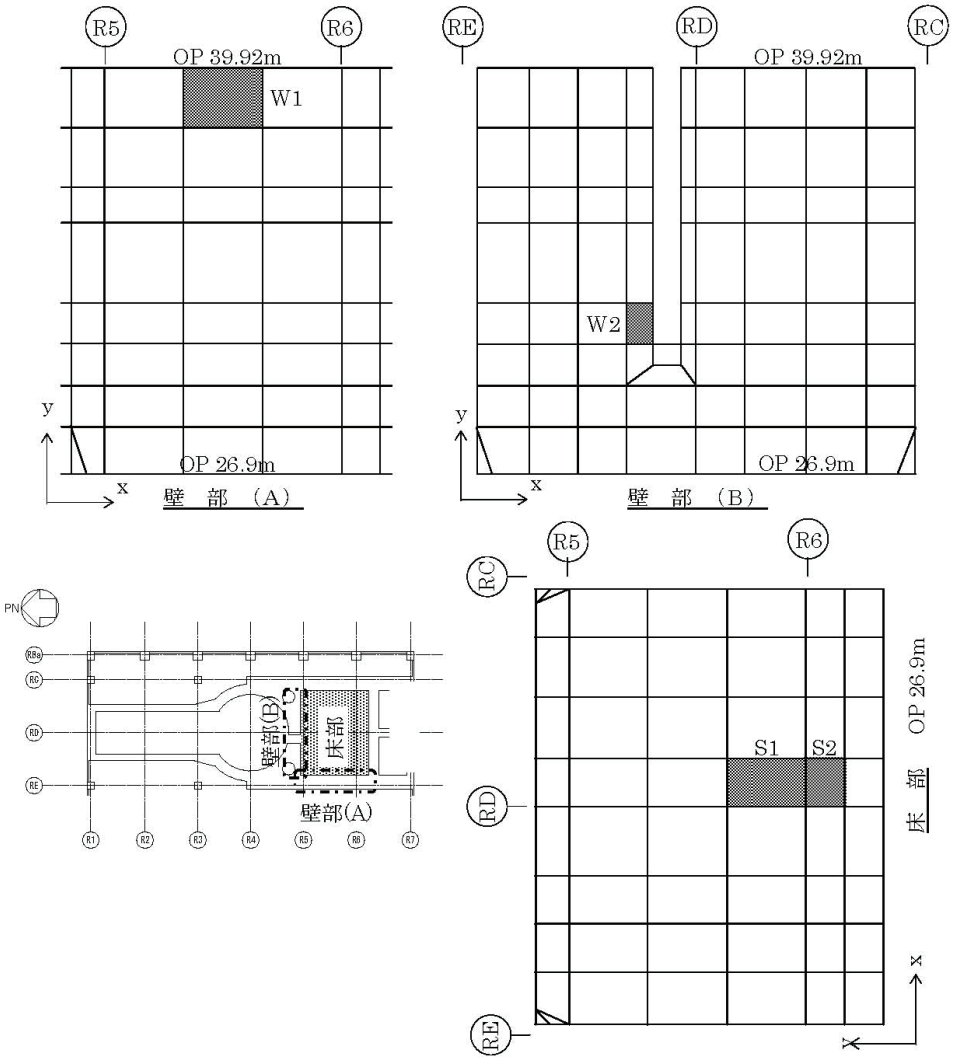
配筋諸元等に基づき使用済燃料プールの構造検討を行い、耐震安全性を評価する。評価においては、応力解析より求まる発生応力およびひずみが、評価基準値以下となることを確認した。評価基準値は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」に基づき設定した。評価箇所の配筋諸元を図-4.6.1に示す。

評価結果を表-4.6.1～表-4.6.4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、評価基準値を十分に下回っている。このことから、使用済燃料取り出し時の状況において、使用済燃料プールは、損傷の確認された壁、床スラブおよび外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視しても、耐震安全性を有しているものと評価した。

なお、ひずみが弾性範囲内であるため、コンクリートに内張りされたライナーが損傷し、使用済燃料プールの水が漏れ出る可能性はないと考えられる。

表-4.6.1～表-4.6.4に用いる記号の説明

${}_c\varepsilon_c$	：コンクリートの圧縮ひずみ
${}_s\varepsilon_c$, ${}_s\varepsilon_t$	：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



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	D32@120	D32@250	D32@240	—
W2	D38@130	D38@130	D38@150	D38@113	

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					

図-4.6.1　評価箇所の配筋諸元

表-4.6.1　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 ($\times 10^{-6}$) ε	評価基準値 ($\times 10^{-6}$) ε'	検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$	判定
W1	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-150	-3000	0.05≦1	可
	${}_s\varepsilon_c$		-90	-5000	0.02≦1	可
	${}_s\varepsilon_t$		1180	5000	0.24≦1	可

表-4.6.2　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 ($\times 10^{-6}$) ε	評価基準値 ($\times 10^{-6}$) ε'	検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$	判定
S1	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-370	-3000	0.13≦1	可
	${}_s\varepsilon_c$		-140	-5000	0.03≦1	可
	${}_s\varepsilon_t$		250	5000	0.05≦1	可

表-4.6.3　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 Q' (N/mm)	検定比 Q／Q'	判定
W2	Ss 地震時	1120	1860	0.61≦1	可

表-4.6.4　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 Q' (N/mm)	検定比 Q／Q'	判定
S2	Ss 地震時	580	1270	0.46≦1	可

【参考】

参考として、平成23年報告書の基本ケースの評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（検定比）が最も大きい箇所での比較を表-4.6.5、表-4.6.6に示す。壁の面外せん断を除き、壁及び床のひずみおよび床の面外せん断力のそれぞれの検定比は、平成23年報告書よりも小さくなっている。これは、主に使用済燃料プールの水温の条件を90℃から65℃に変更したことによる温度荷重の低減効果が影響していると考えられる。また、床については使用済燃料プールの底部を鋼製支柱で補強した効果も考えられ、評価基準値に対する余裕が大きくなっている。

なお、本検討と平成23年報告書における検定比が最大となる箇所は異なる。図-4.6.2に平成23年報告書におけるひずみおよび面外せん断力の検定比が最大となる箇所を示す。W1'は壁のひずみ、W2'は壁の面外せん断力、S1'は床のひずみ、S2'は床の面外せん断力の検定比が最大となる箇所を示している。

表-4.6.5　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発生ひずみの比較

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ　($\times10^{-6}$)				評価基準値 ($\times10^{-6}$)
			本検討		平成23年報告書		
				検定比		検定比	
壁	$_{c}\varepsilon_{c}$	Ss 地震時	-150	0.05	-480	0.16	-3000
	$_{s}\varepsilon_{c}$		-90	0.02	-350	0.07	-5000
	$_{s}\varepsilon_{t}$		1180	0.24	1230	0.25	5000
床	$_{c}\varepsilon_{c}$		-370	0.13	-580	0.20	-3000
	$_{s}\varepsilon_{c}$		-140	0.03	-210	0.05	-5000
	$_{s}\varepsilon_{t}$		250	0.05	490	0.10	5000

表-4.6.6　面外せん断力の検討結果の比較

箇所名	荷重時名称	発生応力　Q　(N/mm)			
		本検討		平成23年報告書	
			検定比		検定比
壁	Ss 地震時	1120 (1860)	0.61	2040 (3770)	0.55
床		580 (1270)	0.46	800 (1150)	0.70

() 内数値は評価基準値を示す。

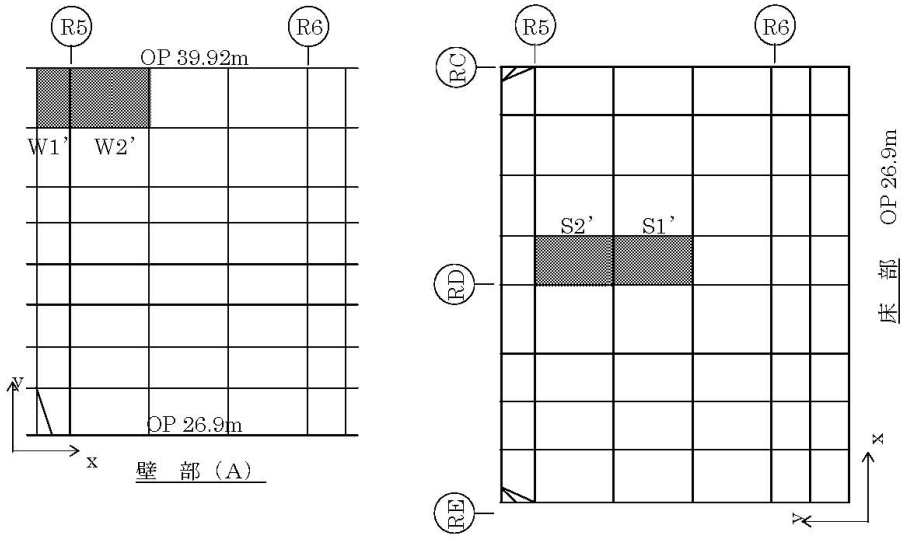


図-4.6.2　平成 23 年報告書におけるひずみおよび面外せん断力の検定比が最大となる箇所

付録 4-1

使用済燃料プールの耐震安全性評価結果に係わるパラメトリックスタディについて

1．概要

添付資料－４の本文では、添付資料－２における損傷（一部損傷および全壊）の確認された壁、床スラブおよび平成 24 年 6 月報告書の外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視した解析を行った。しかしながら、実際の壁・床スラブの多くは全壊しておらず残存剛性を有している状態にある。ここではこれらの残存剛性を考慮した場合について解析を行い、その影響を把握する。

2．検討条件

基本ケースで剛性を無視した外壁および床スラブの一部の剛性を以下のように設定する。表-1 に基本ケースとの剛性の設定の比較を示す。表-1 以外の箇所の剛性は、平成 23 年報告書の基本ケースと同じ設定とする。損傷モデルを図-1～図-4 に示す。

(1) 外壁

外壁は、添付資料－２より、４階（0.P.32.3m）と３階（0.P.26.9m）の南側および平成 24 年 6 月報告書の外壁の膨らみのある西側および南側の一部の壁の剛性の実状を考慮し 50%とする。

(2) 床スラブ

床スラブは、添付資料－２より、５階（0.P.39.92m）～３階（0.P.26.9m）の一部において、床一部損傷と判定した箇所の剛性の実状を考慮し 50%とする。

表-1　基本ケースとの剛性の設定の比較

ケース	壁の剛性の設定			床スラブの剛性の設定	
	全壊箇所*1	一部損傷箇所*1	膨らみ部*2	全壊箇所*1	一部損傷箇所*1
基本ケース	0%	0%	0%	0%	0%
パラメータケース	0%	50%	50%	0%	50%

*1：添付資料－２に示す損傷の確認された箇所

*2：平成 24 年 6 月報告書で外壁の一部膨らみが確認された箇所

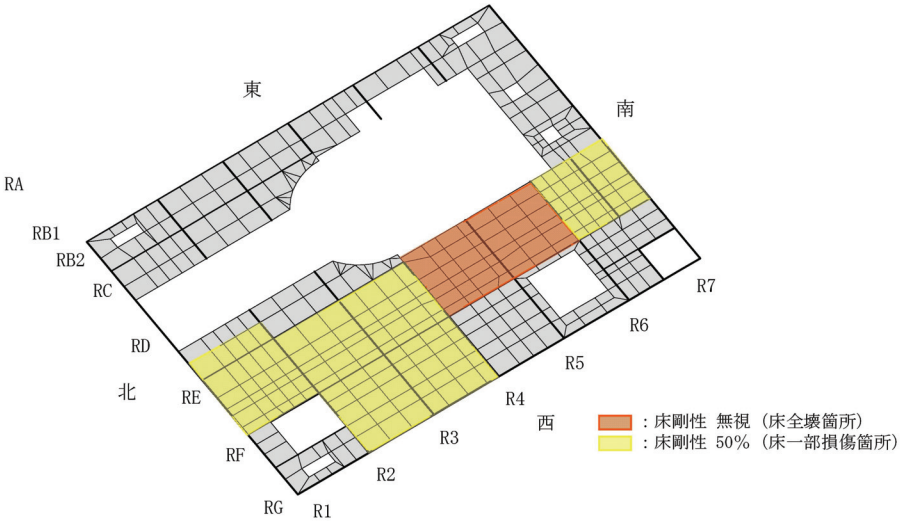


図-1　損傷モデル　アイソメ図　５階（0.P.39.92m）　（パラメータケース）

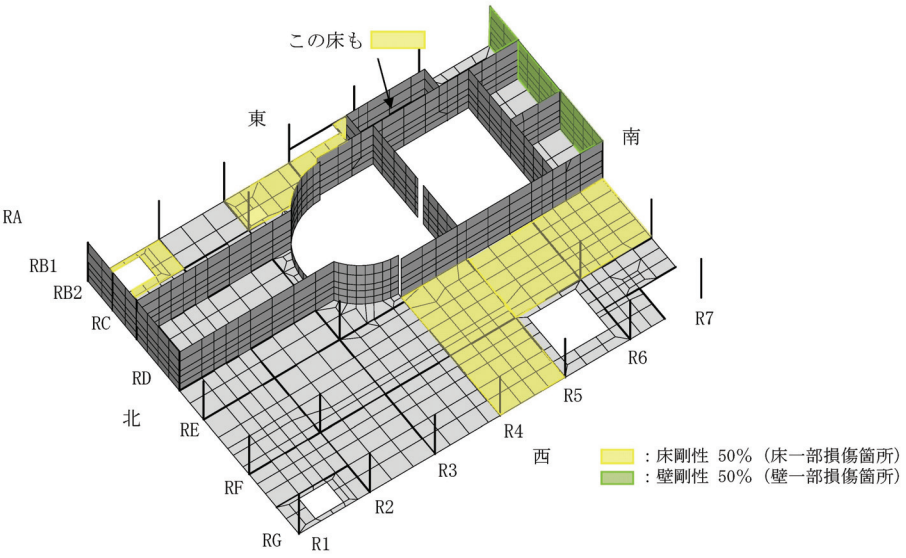


図-2　損傷モデル　アイソメ図　４階（0.P.32.3m）　（パラメータケース）

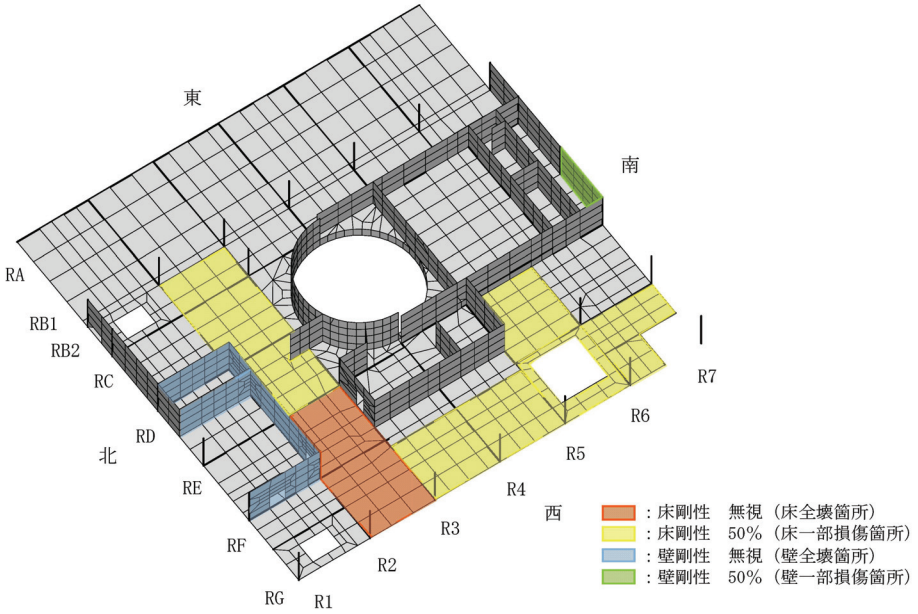


図-3　損傷モデル　アイソメ図　３階（0.P.26.9m）　（パラメータケース）

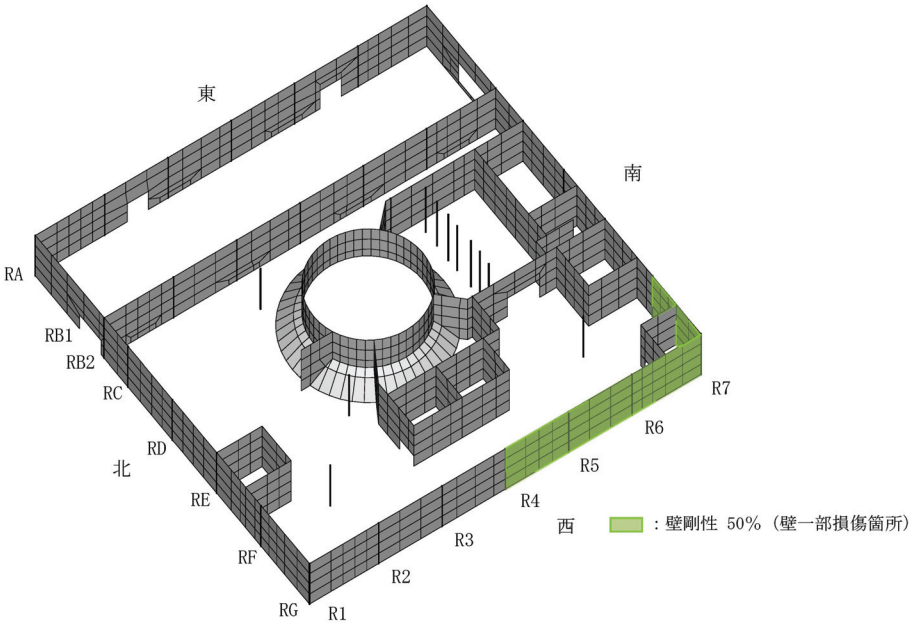


図-4　損傷モデル　アイソメ図　２階（0.P.18.7m）　（パラメータケース）

付録 4-1-3

3. 検討結果

基本ケースおよびパラメータケースの評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比（検定比）を比較した結果を表-2 に示す。残存剛性を考慮し、外壁および床スラブの残存剛性をモデル化することにより、局所的な応力集中（W2）が緩和される傾向が見られるほか、使用済燃料プールの耐震安全性には大きく影響を与えないことが確認された。

なお、参考として、パラメータケースにおける使用済燃料プールの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（検定比*1）の比較

	箇所名	評価項目	基本ケース	パラメータケース
プール壁	W1	鉄筋ひずみ	0.24	0.22*2
		コンクリートひずみ	0.05	0.06*2
	W2	面外せん断力	0.61	0.43
プール床	S1	鉄筋ひずみ	0.05	0.05*2
		コンクリートひずみ	0.13	0.13*2
	S2	面外せん断力	0.46	0.48

*1：表中の値は、1以下であれば評価基準を満たしていることを示している。

*2：プール壁及びプール床のひずみは、評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（検定比）が最大となる箇所が基本ケースとパラメータケースで異なっており、上記表上のパラメータケースにおけるひずみには、検定比が最大となる箇所の値ではなく、基本ケースと同じ箇所の値を記載している。なお、パラメータケースにおける検定比が最大となる箇所は図-5 に示す壁部(A)の W1”および、床部の S1”であり、検定比は W1”の鉄筋ひずみで 0.24、S1”のコンクリートひずみで 0.13 である。

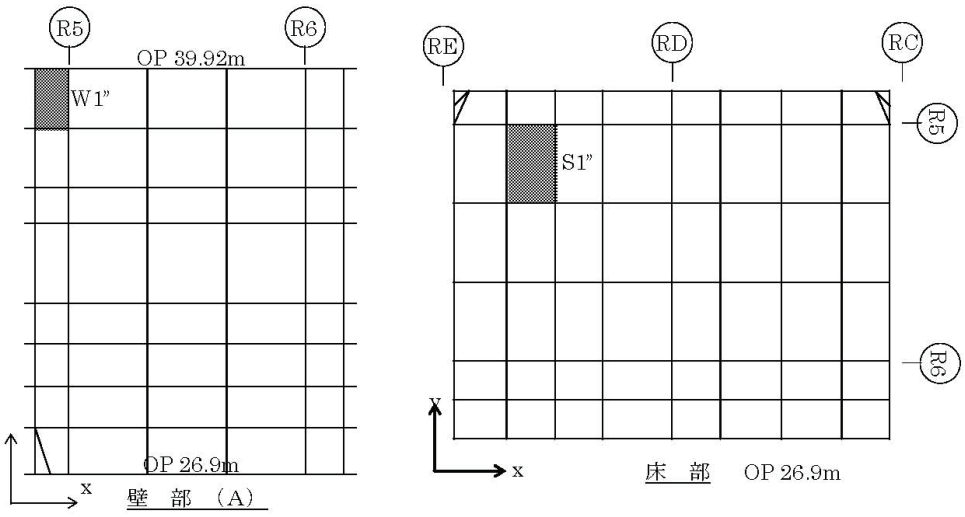


図-5　パラメータケースにおけるひずみの検定比が最大となる箇所（W1”及び S1”）

【パラメータケース】

表-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（壁部）

箇所名	検討ひずみ	荷重時名称	発生ひずみ ($\times10^{-6}$) ε	評価基準値 ($\times10^{-6}$) ε'	検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$	判定
W1	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-180	-3000	0.06≦1	可
	${}_s\varepsilon_c$		-90	-5000	0.02≦1	可
	${}_s\varepsilon_t$		1080	5000	0.22≦1	可
W1”	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-320	-3000	0.11≦1	可
	${}_s\varepsilon_c$		-240	-5000	0.05≦1	可
	${}_s\varepsilon_t$		1200	5000	0.24≦1	可

表-4　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 ($\times10^{-6}$) ε	評価基準値 ($\times10^{-6}$) ε'	検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$	判定
S1	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-370	-3000	0.13≦1	可
	${}_s\varepsilon_c$		-150	-5000	0.03≦1	可
	${}_s\varepsilon_t$		240	5000	0.05≦1	可
S1”	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-370	-3000	0.13≦1	可
	${}_s\varepsilon_c$		-200	-5000	0.04≦1	可
	${}_s\varepsilon_t$		180	5000	0.04≦1	可

表-5　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 Q’ (N/mm)	検定比 Q／Q’	判定
W2	Ss 地震時	790	1860	0.43≦1	可

表-6　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 Q’ (N/mm)	検定比 Q／Q’	判定
S2	Ss 地震時	600	1270	0.48≦1	可

付録 4-2

原子炉建屋の鉛直方向の地震応答解析について

使用済燃料プールの３次元 FEM 解析にあたっては、基準地震動 Ss による鉛直方向の動的解析結果を入力として用いている。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－２において整理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、添付資料－３において求めた質点重量を用いる。

鉛直方向の建屋解析モデルを図-1 に、諸元を表-1 に示す。

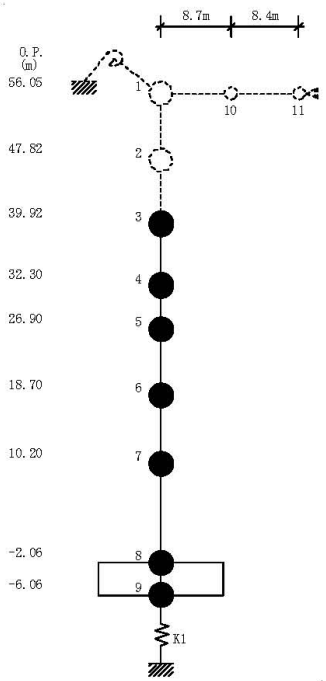


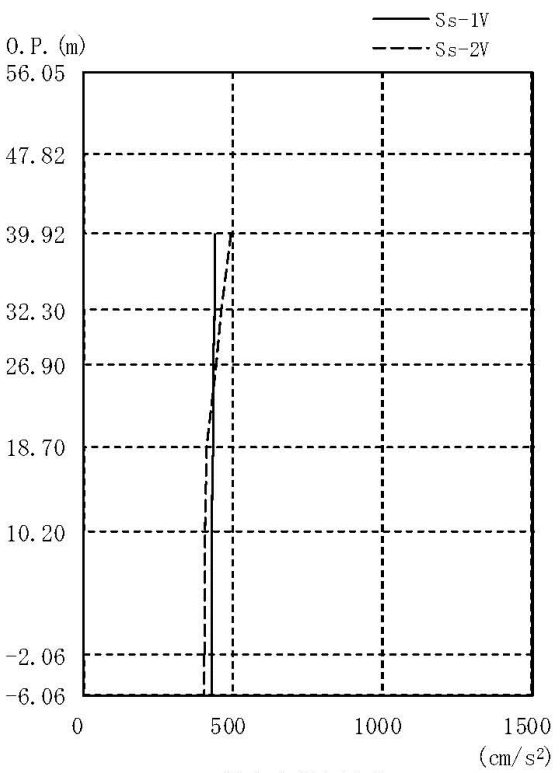
図-1　建屋解析モデル（鉛直方向）

表-1　建屋解析モデルの諸元（鉛直方向）

質点番号	質点重量 W(kN)	軸断面積 A_N (m^2)	軸ばね剛性 K_A ($\times 10^8$kN/m)
1	—		
2	—	—	—
3	69,940	—	—
4	87,140	204.5	6.90
5	127,760	210.7	10.03
6	129,030	354.5	11.11
7	218,480	340.6	10.30
8	353,740	654.7	13.72
9	132,390	2,812.6	180.71
合計	1,118,480		

ヤング係数 Ec	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%
基礎形状	49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

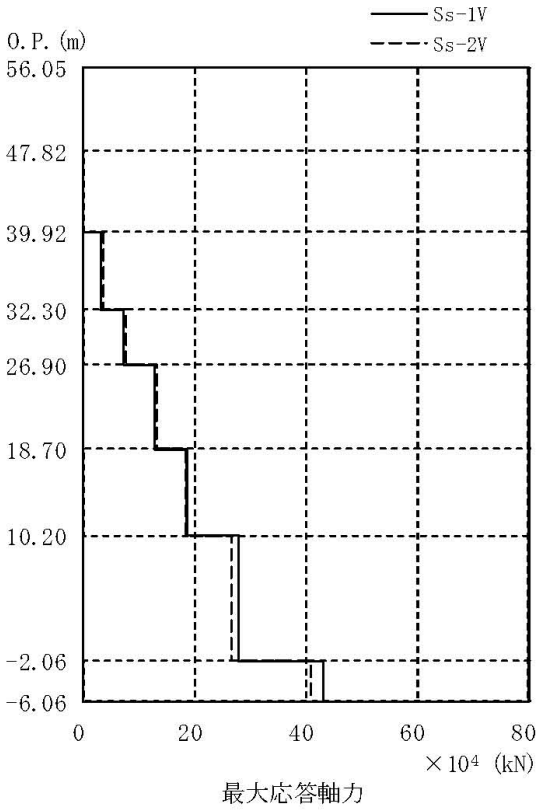
地震応答解析により求められた鉛直方向の最大応答加速度および最大応答軸力を図-2および図-3に示す。



(cm/s²)

Ss-1V	Ss-2V
437	492
437	462
436	442
432	410
429	404
427	404
427	404

図-2　最大応答加速度（鉛直方向）



×10⁴(kN)

Ss-1V	Ss-2V
3.14	3.53
7.04	7.65
12.75	13.20
18.46	18.53
27.94	26.43
43.10	40.80

図-3　最大応答軸力（鉛直方向）

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階の壁のかな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 Ss 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 Ss 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「原子炉圧力容器」、「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 Ss 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れて、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 Ss 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 Ss-3 については，基準地震動 Ss-1 および Ss-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少ない場合には，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。

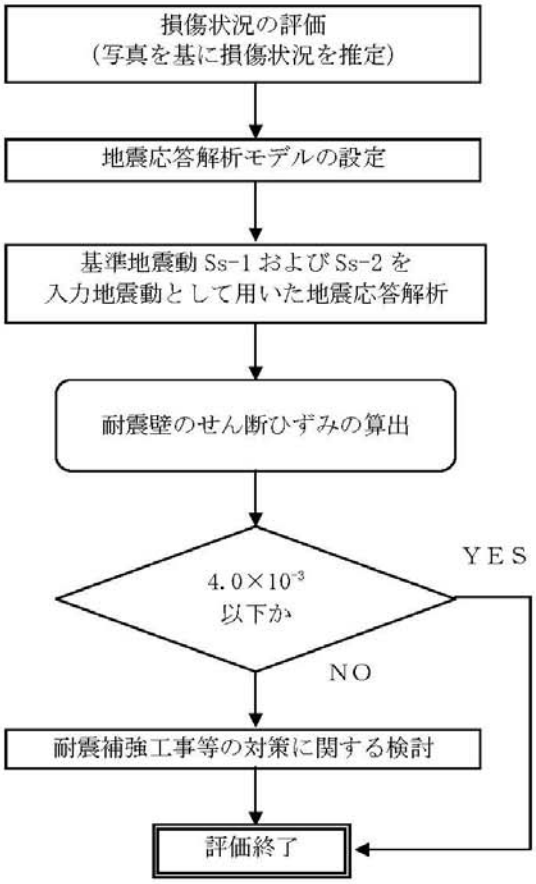


図-1.1　３号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

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Ss-1およびSs-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 Ss 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 Ss-1 および Ss-2 の加速度波形について，図-3.2 に示す。

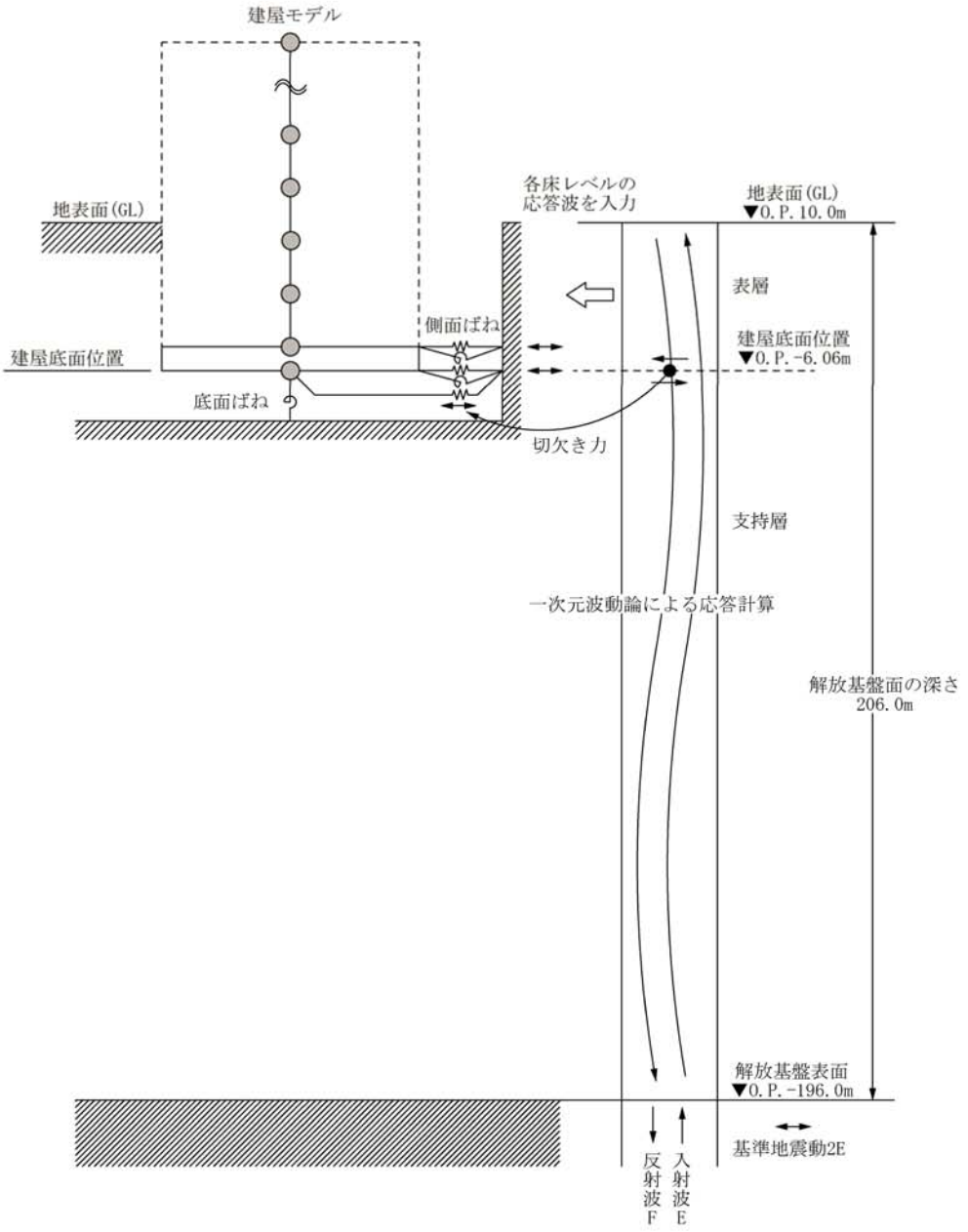


図-3.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

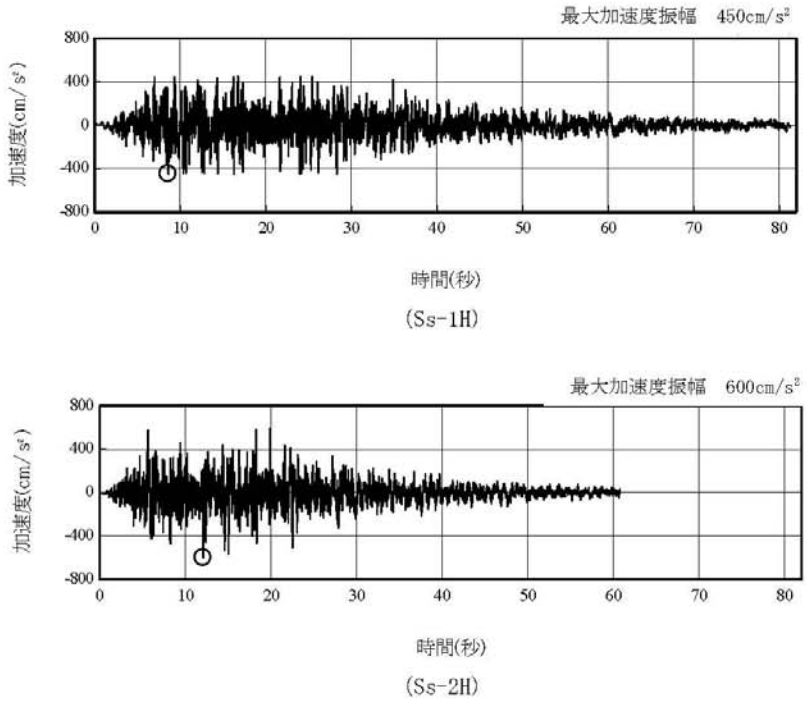


図-3.2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4. 地震応答解析モデル

基準地震動 Ss 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。

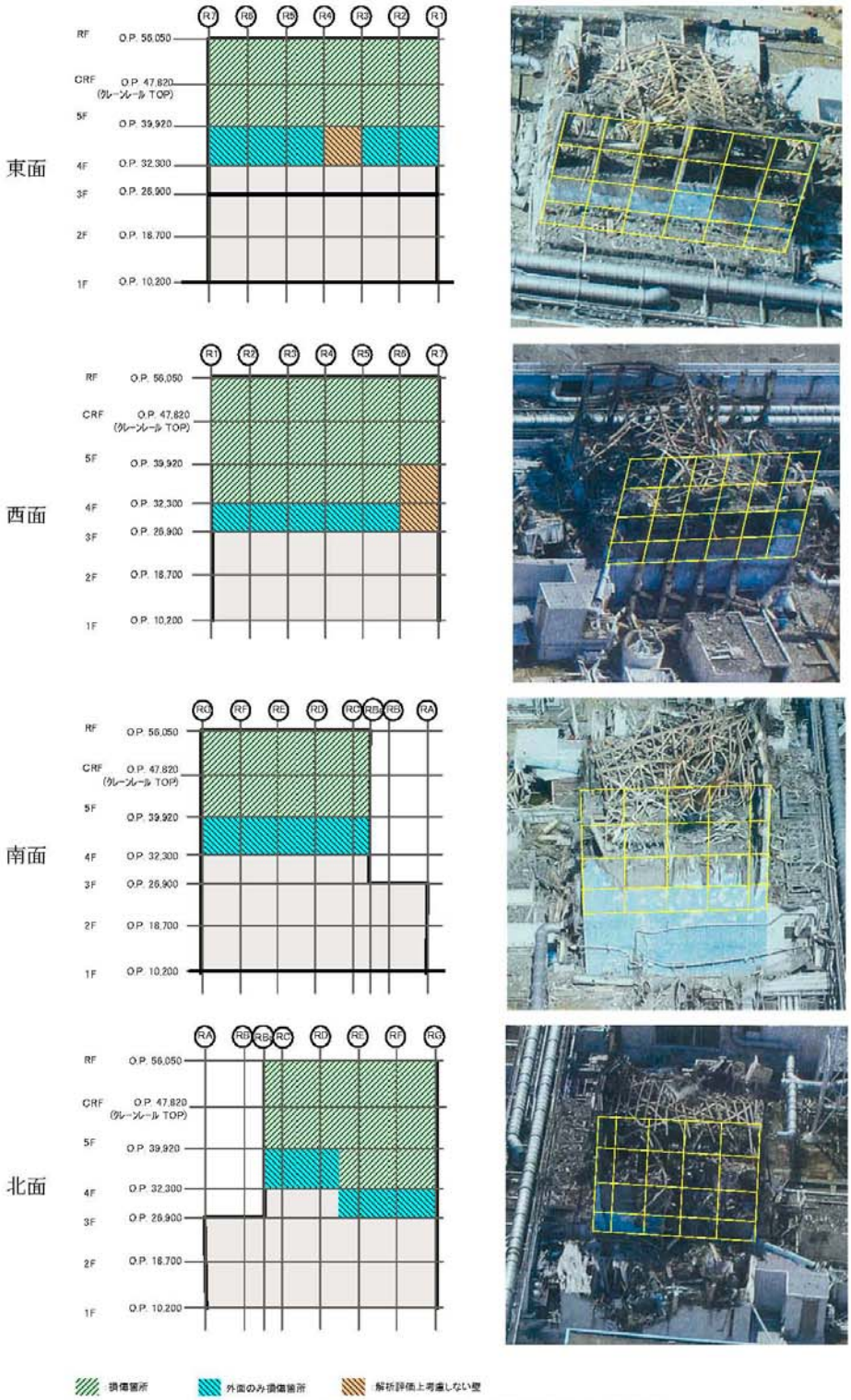


図-4.1　3号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）

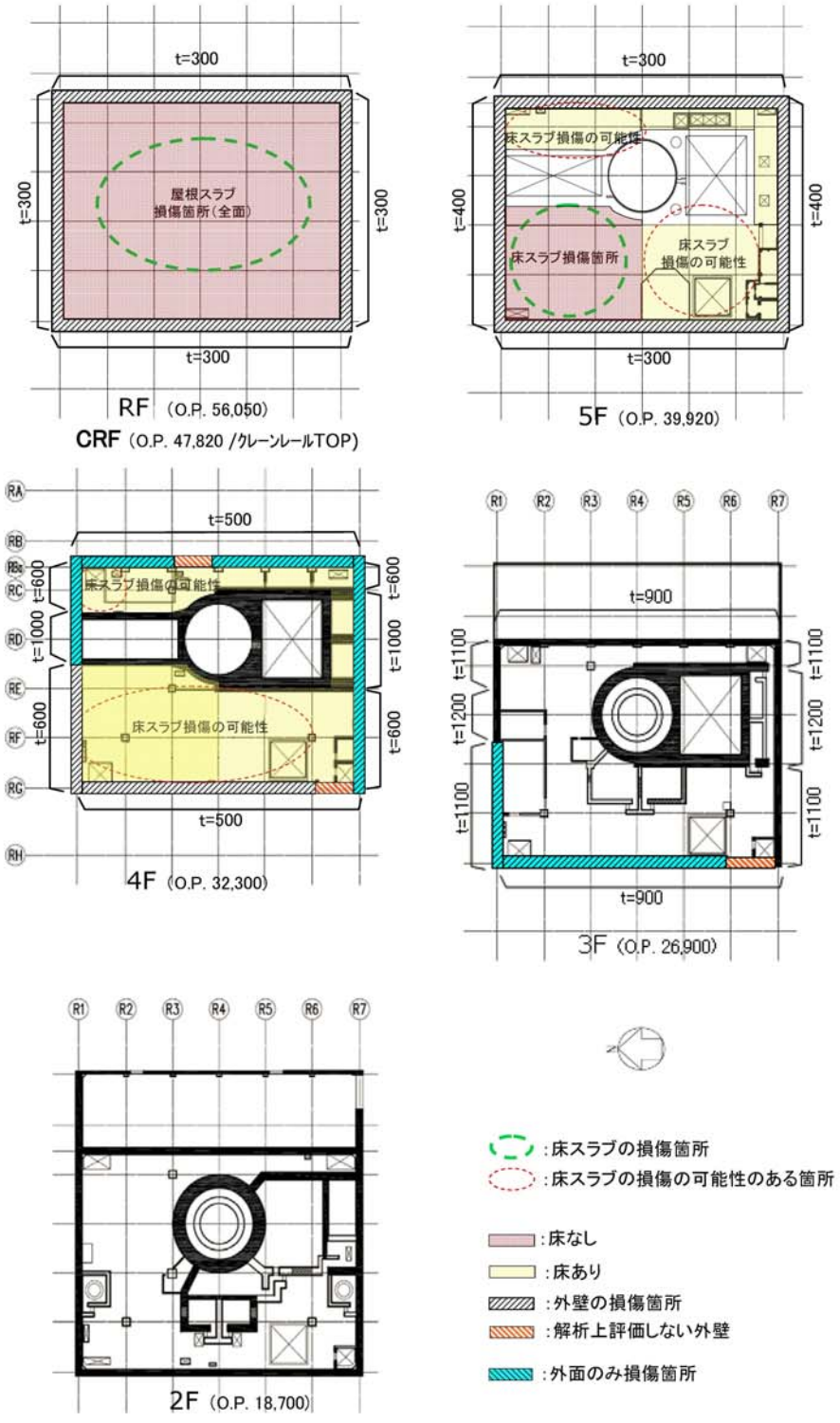


図-4.2　3号機原子炉建屋の損傷状況（平面図）

(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，振動アドミッ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（Kc）として実部の静的な値を，また，減衰係数（Cc）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。

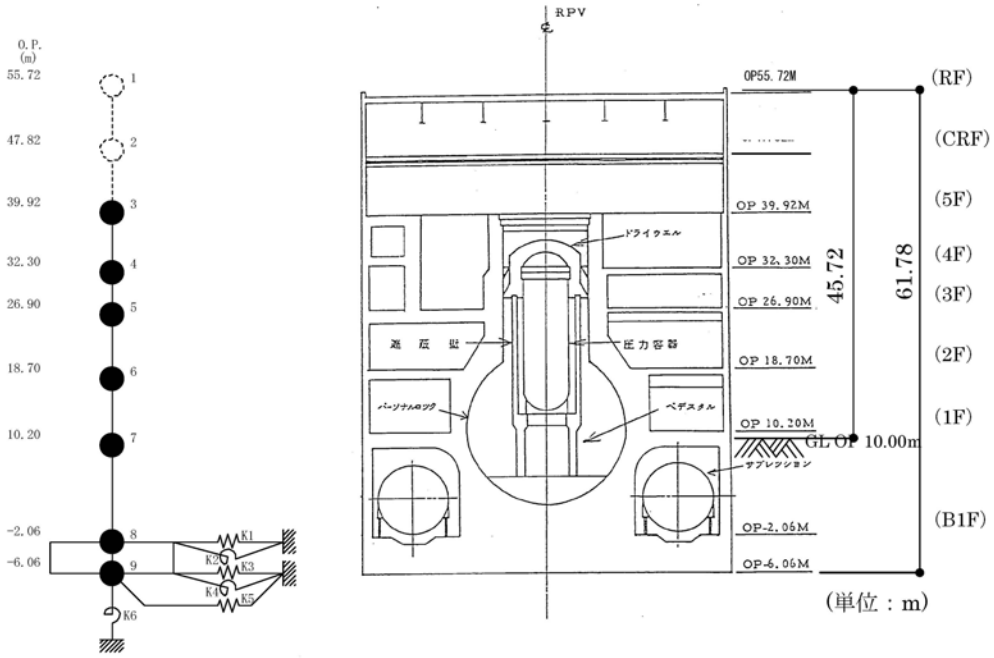


図-4.3　３号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

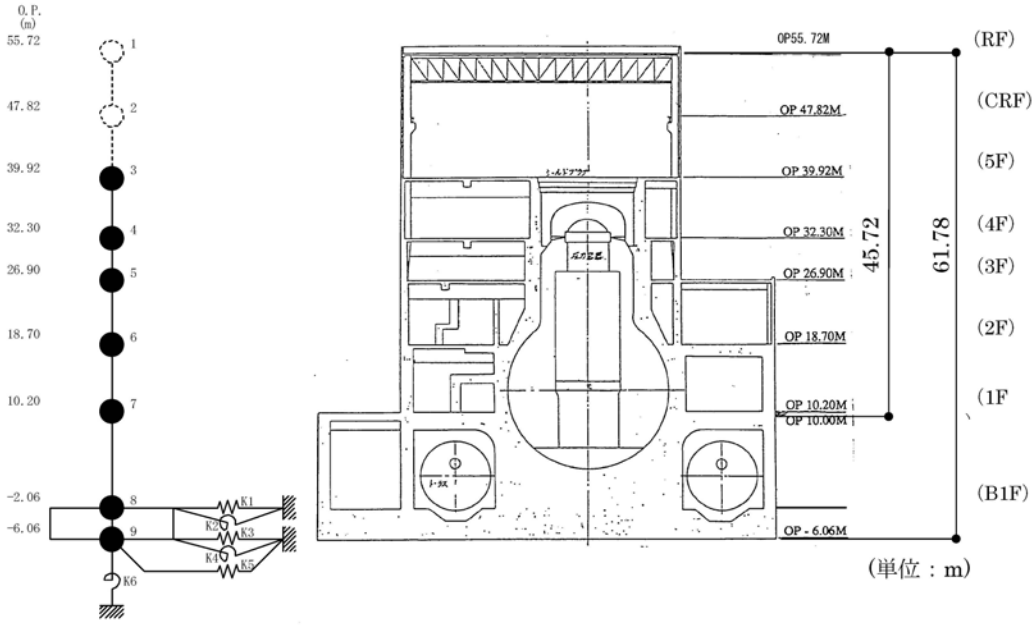


図-4.4　３号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-4.1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ (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)
コンクリート	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るめた値とした。

*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($\times 10^5$kN・m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—		
2	—	—	—	—
3	78,130	82.37	—	—
4	119,490	238.33	145.3	9,598
5	109,640	201.82	146.1	29,271
6	130,160	239.58	237.3	56,230
7	226,760	417.47	208.6	60,144
8	301,020	554.17	458.7	112,978
9	127,000	233.79	2,697.8	496,620
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h	5%
基礎形状	47.0m(NS方向)×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($\times 10^5$kN・m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)
1	—	—		
2	—	—	—	—
3	78,130	60.05	—	—
4	119,490	124.49	61.9	5,665
5	109,640	201.82	123.4	12,460
6	130,160	239.58	204.1	41,352
7	226,760	622.62	226.6	61,084
8	301,020	826.50	431.3	135,128
9	127,000	348.72	2,697.8	740,717
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h	5%
基礎形状	47.0m(NS方向)×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 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	泥岩	500	17.1	0.455	436,000	0.78	340,000	442	3
−108.0	泥岩	560	17.6	0.446	563,000	0.78	439,000	495	3
−196.0	泥岩	600	17.8	0.442	653,000	0.78	509,000	530	3
	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 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	泥岩	500	17.1	0.455	436,000	0.81	353,000	450	3
−108.0	泥岩	560	17.6	0.446	563,000	0.81	456,000	504	3
−196.0	泥岩	600	17.8	0.442	653,000	0.81	529,000	540	3
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

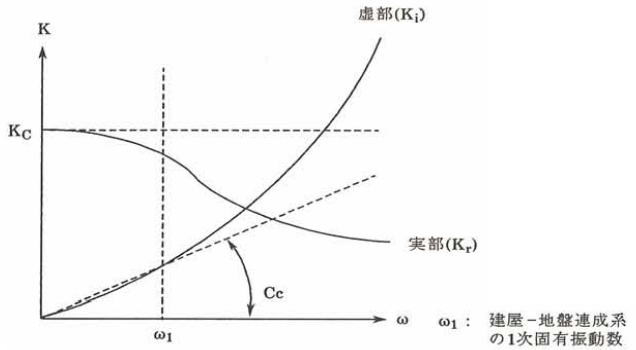


図-4.5　地盤ばねの近似

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。

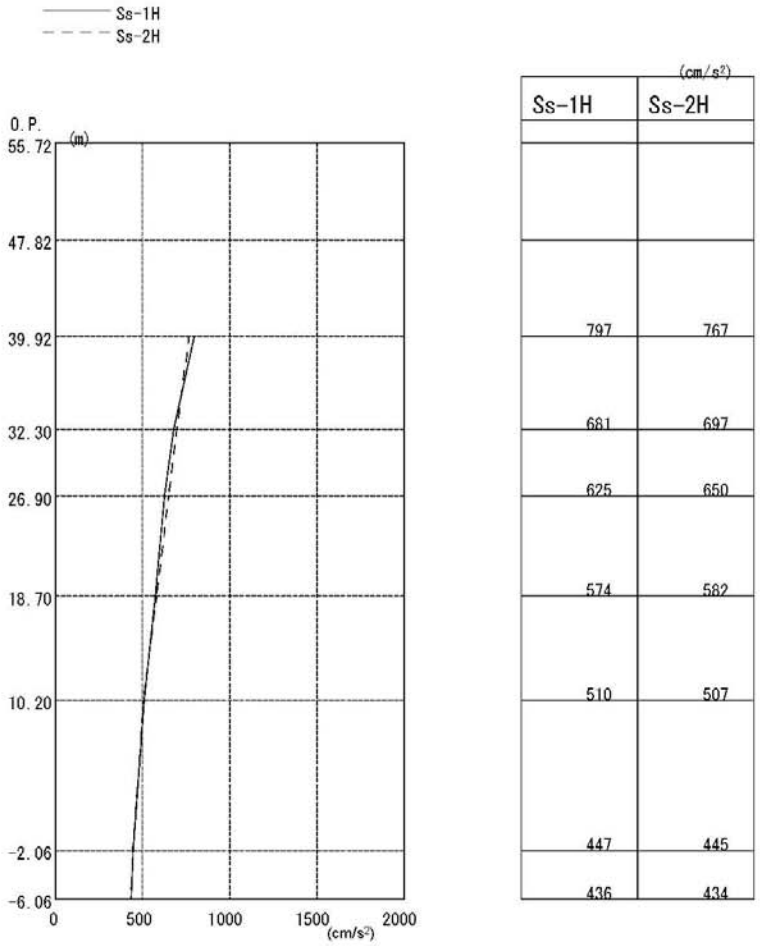


図-5.1 最大応答加速度（NS 方向）

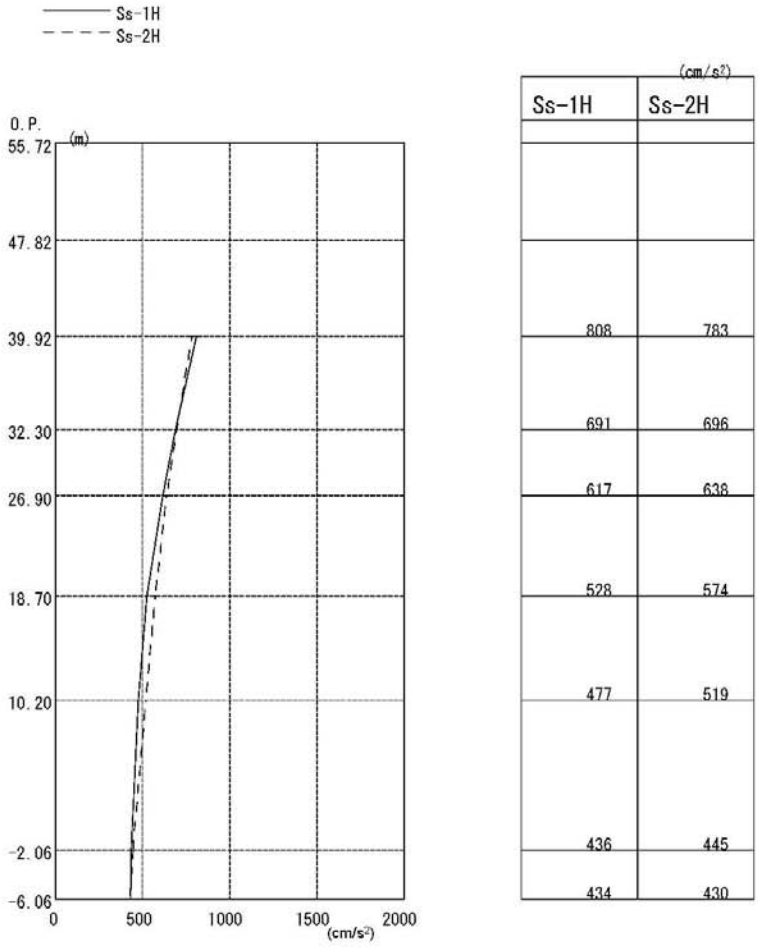


図-5.2　最大応答加速度（EW 方向）

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, 1 F) 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

($\times10^{-3}$)

	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

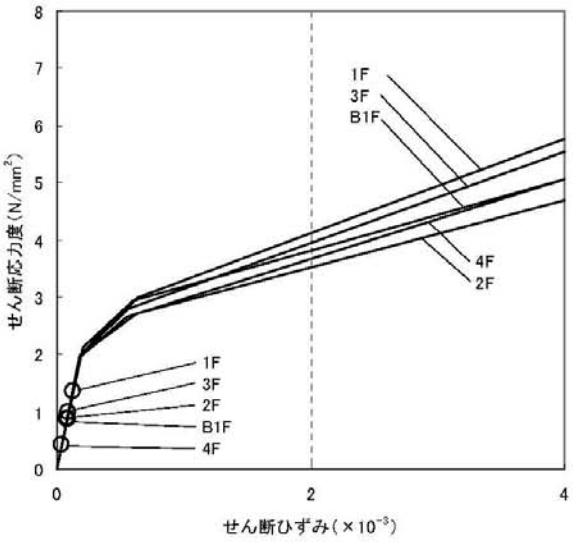


図-6.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

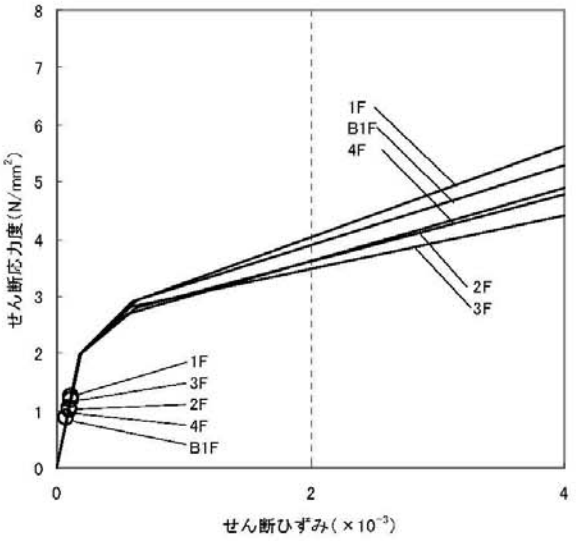


図-6.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

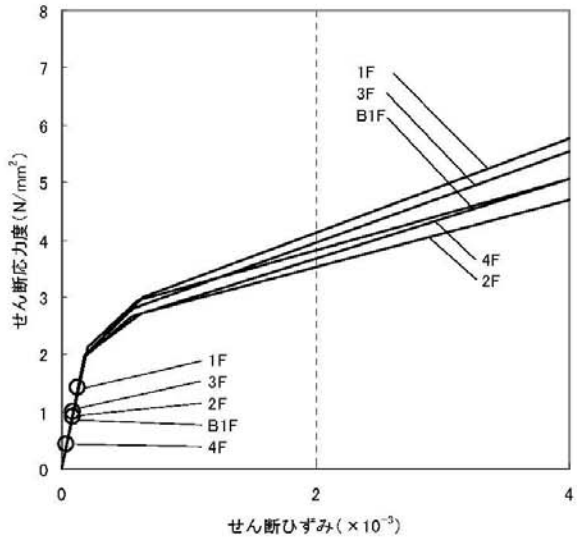


図-6.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

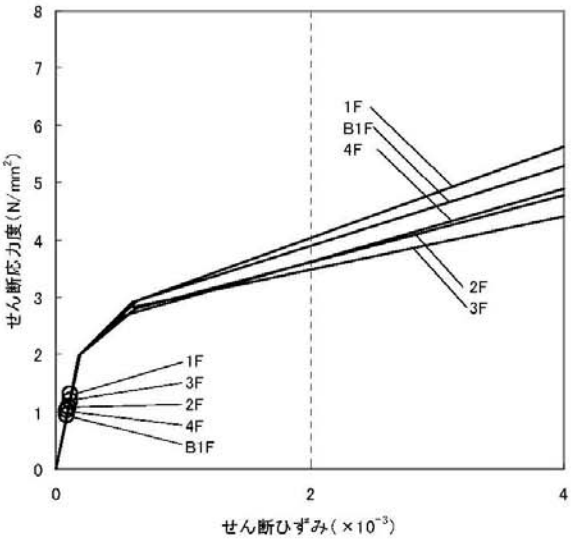
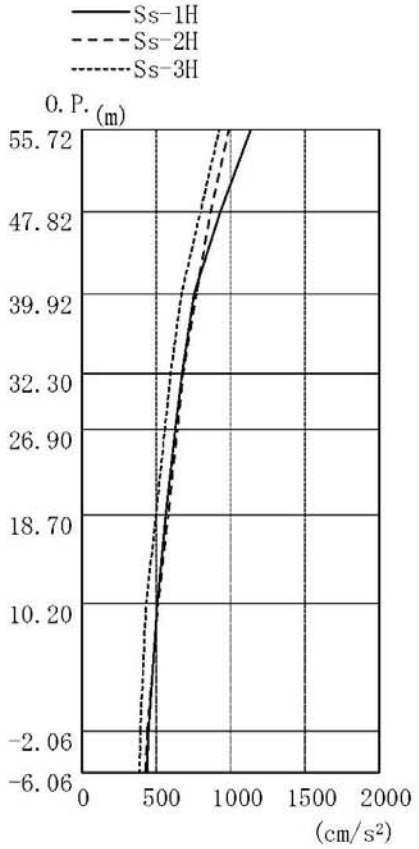


図-6.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

付録 1-1

『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

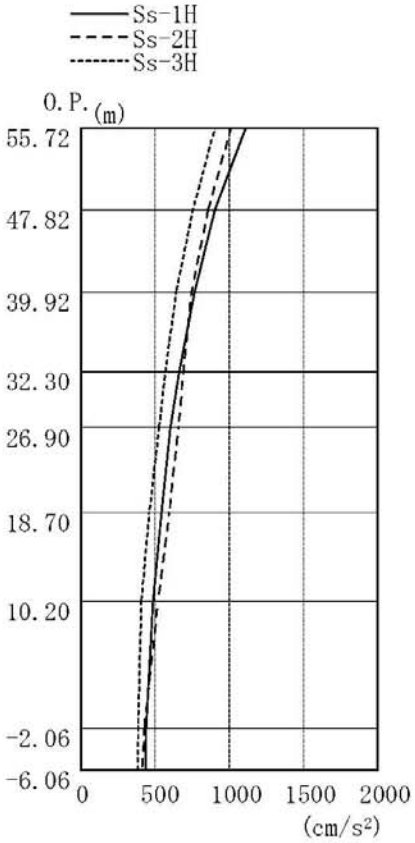
『福島第一原子力発電所　「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果　中間報告書（改訂２）』（平成 22 年 4 月 19 日）に記載している３号機原子炉建屋の耐震安全性評価結果を抜粋して以下に示す。



(cm/s²)

Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
1136	990	925
933	866	798
754	770	670
675	681	597
629	643	558
564	580	499
509	514	431
449	440	393
437	427	387

図-1　最大応答加速度（NS 方向）



(cm/s²)

Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H
1112	1013	904
903	858	756
767	747	643
664	692	572
604	658	527
546	596	463
489	520	409
441	429	387
437	414	384

図-2　最大応答加速度（EW 方向）

表-1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS 方向）

（$\times 10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.07	0.06	0.06	2.0以下
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）

（$\times 10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.09	0.09	0.08	2.0以下
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

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 Ss 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（0.P.18.7m）から５階（0.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。

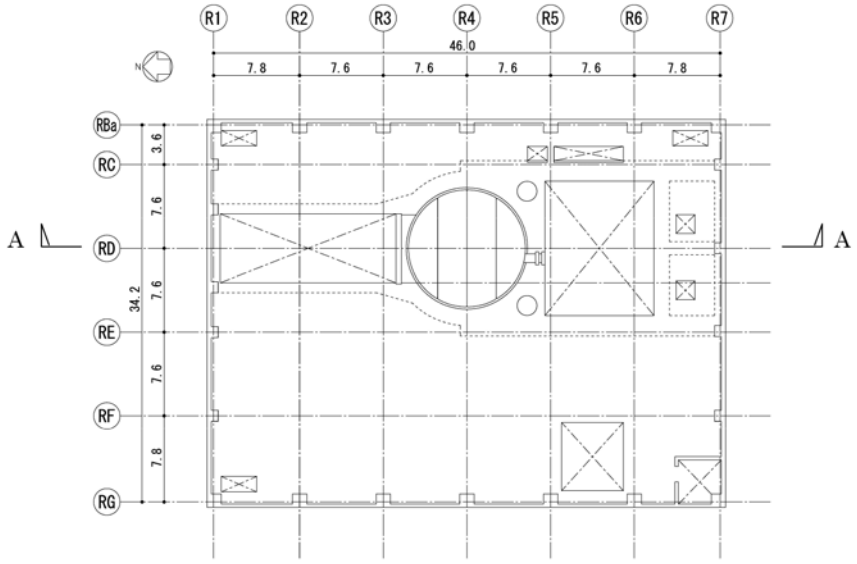


図-1.1　5階（OP 39.92）平面図　（単位：m）

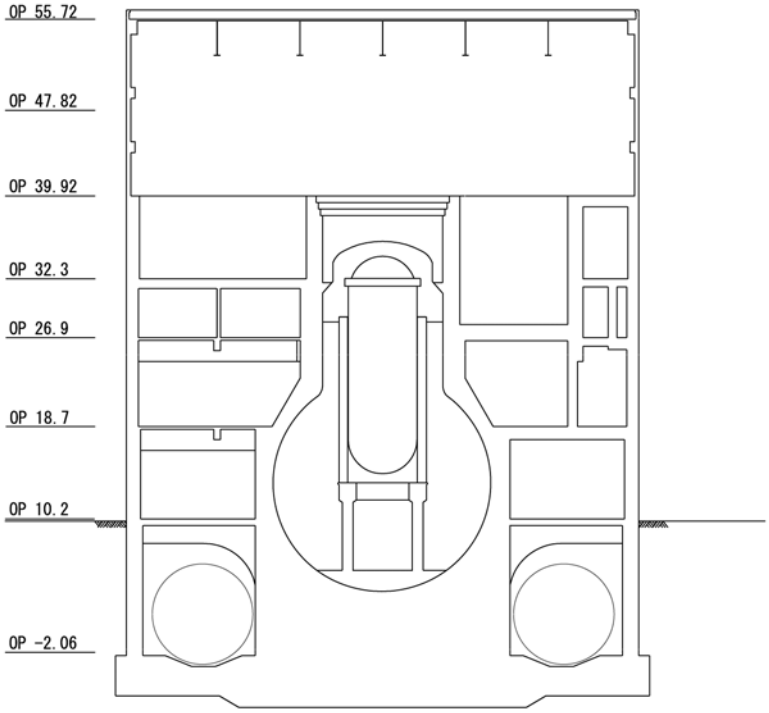


図-1.2　A-A断面図　（単位：m）

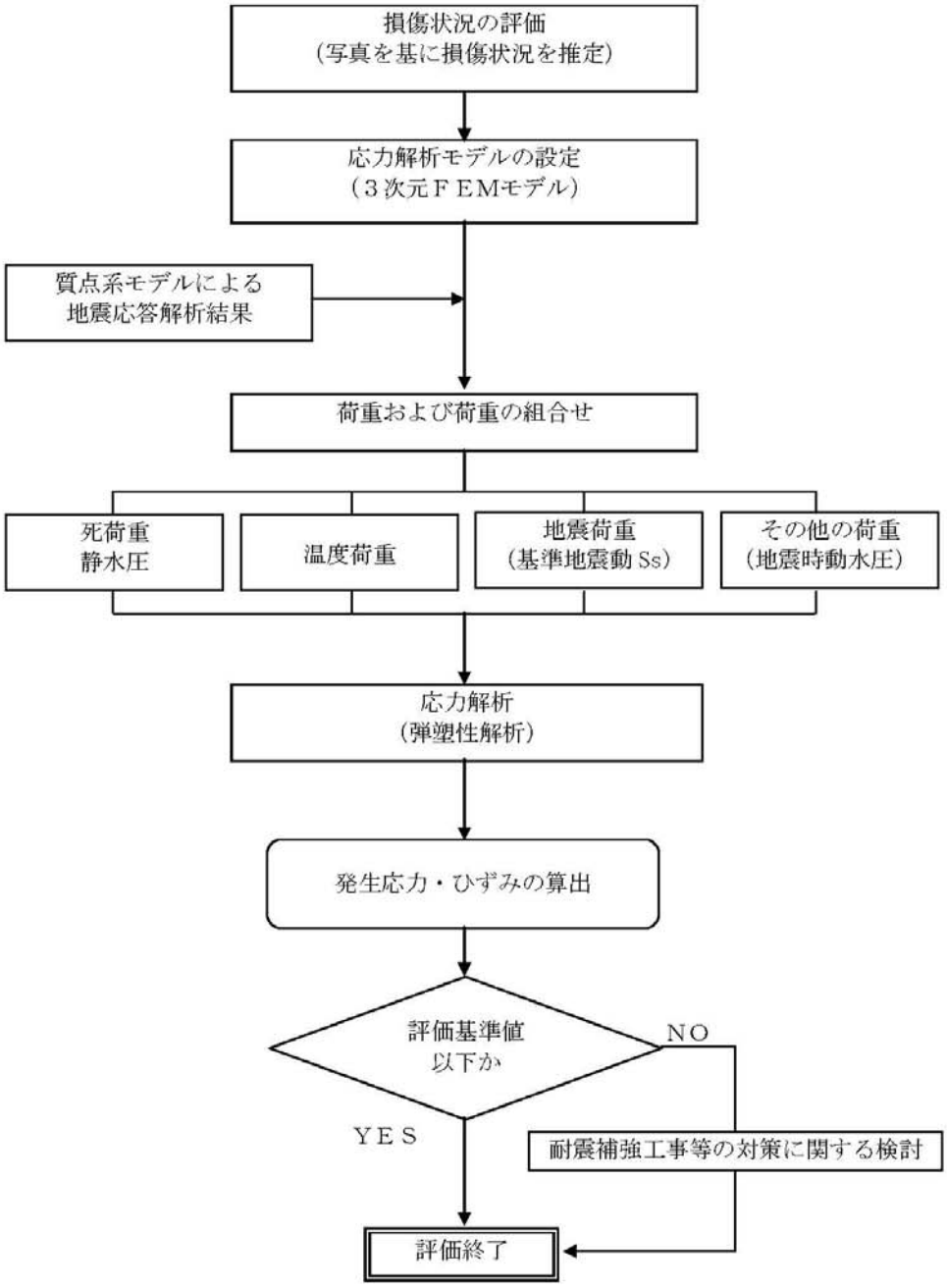


図-1.3　局部評価の耐震安全性評価フロー

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ェルの剛性を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。

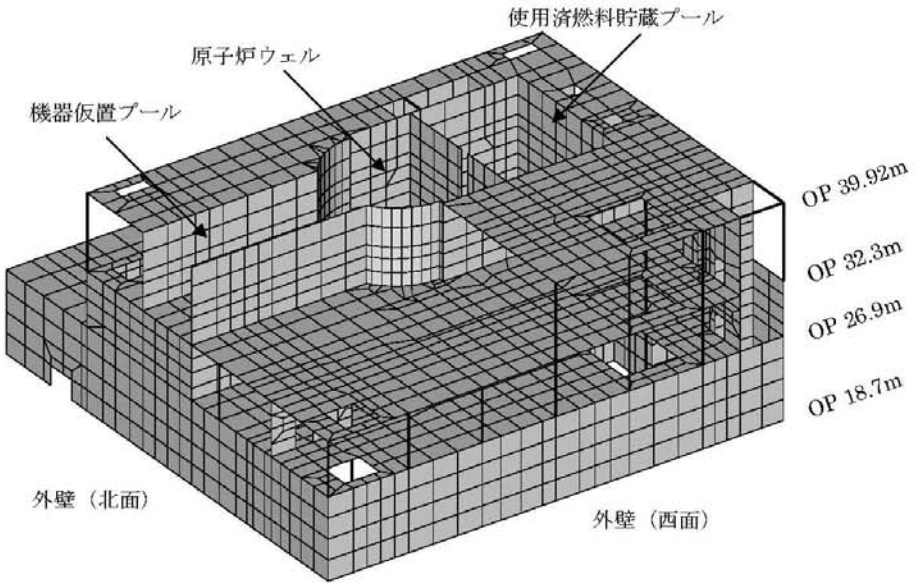
損傷した部分の重量については，下階の床で支持されていると仮定し，全て一様に積載されているものとして評価する。

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。



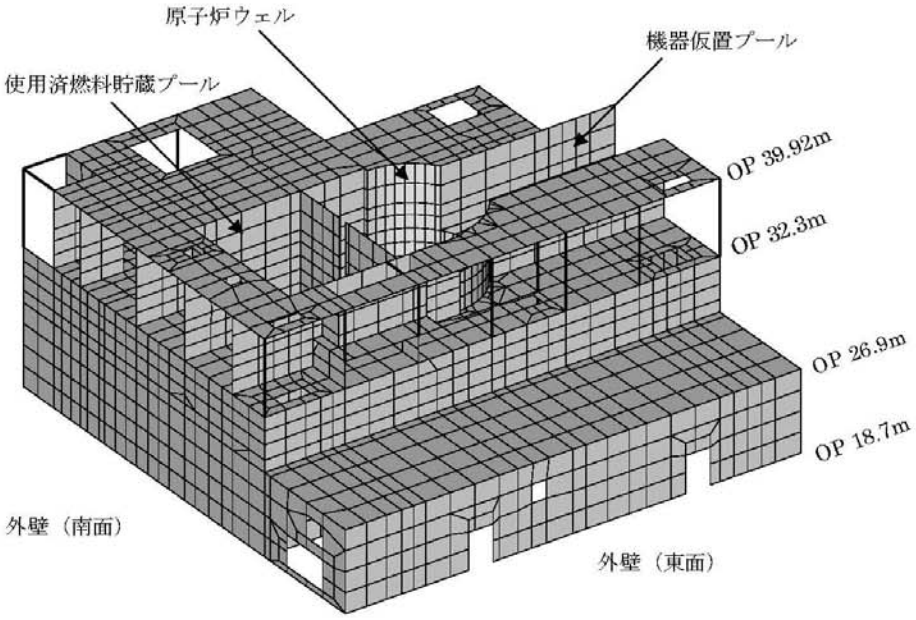
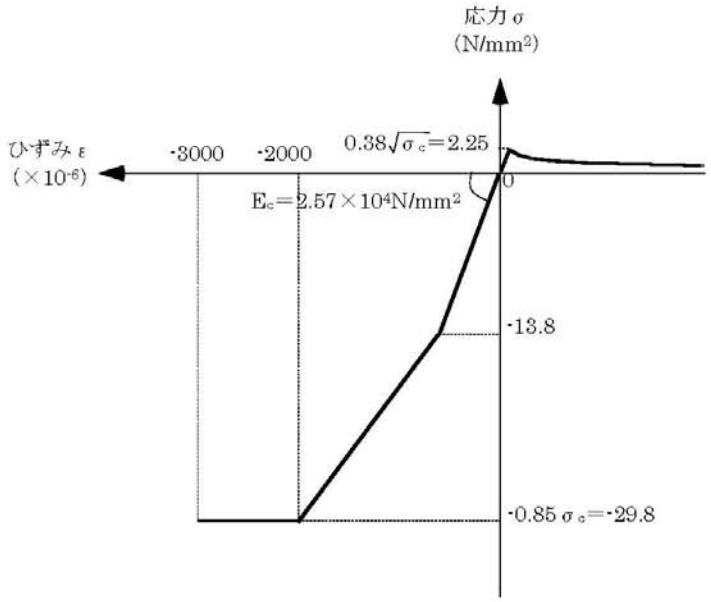
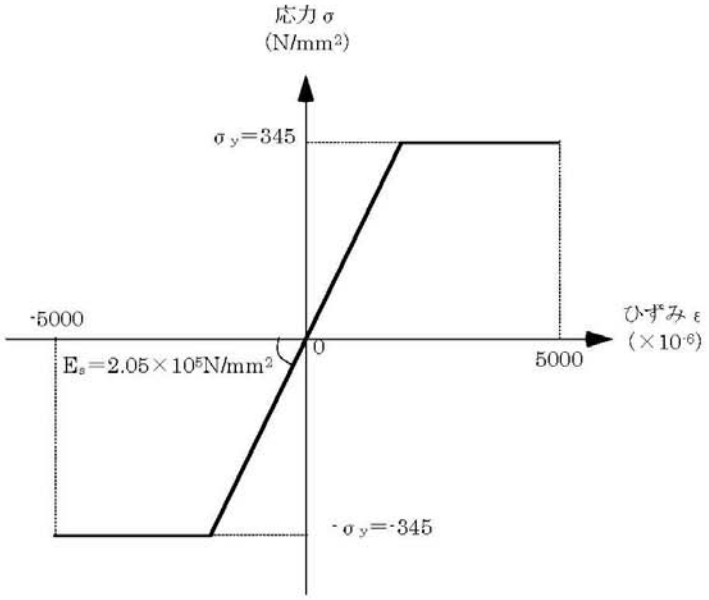


図-3.1　解析モデル概要図



(a)　コンクリートの応力－ひずみ関係

(コンクリート強度 σ c=35N/mm²)



(b)　鉄筋の応力－ひずみ関係

(鉄筋降伏点 σ y=345N/mm²)

図-3.2　コンクリートと鉄筋の構成則

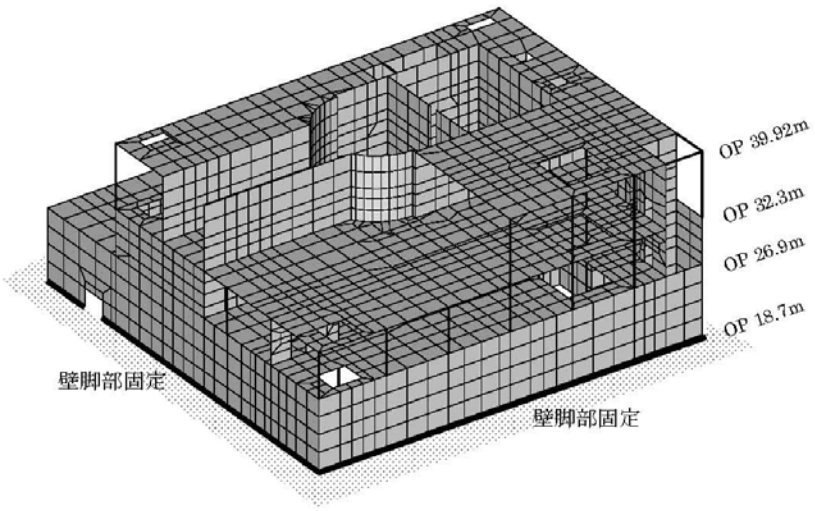


図-3.3　解析モデルの境界条件

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 Ss 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 Ss 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 Ss による地震荷重とを組み合わせて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
Ss 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 Ss） ， 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Ｓｓ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

${}_c\varepsilon_c$	：コンクリートの圧縮ひずみ
${}_s\varepsilon_c$，${}_s\varepsilon_t$	：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）

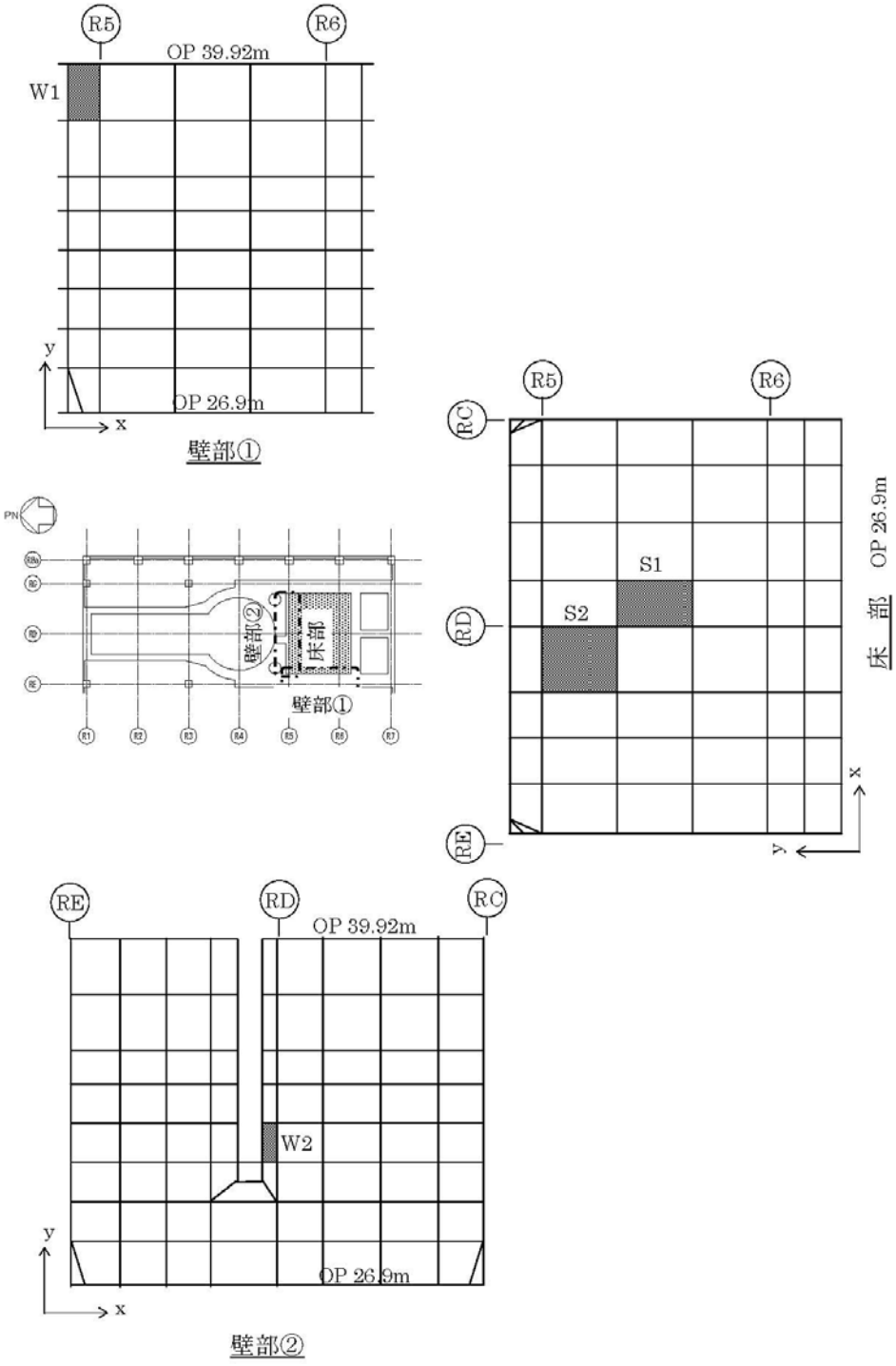

R5
R6
OP 39.92m
W1
y
x
OP 26.9m
壁部①
PN
壁部②
床部
壁部①
R5
R6
RC
RD
RE
S1
S2
OP 26.9m
床部
x
y
RE
RD
RC
OP 39.92m
W2
y
x
OP 26.9m
壁部②

図-5.1　評価箇所(1)

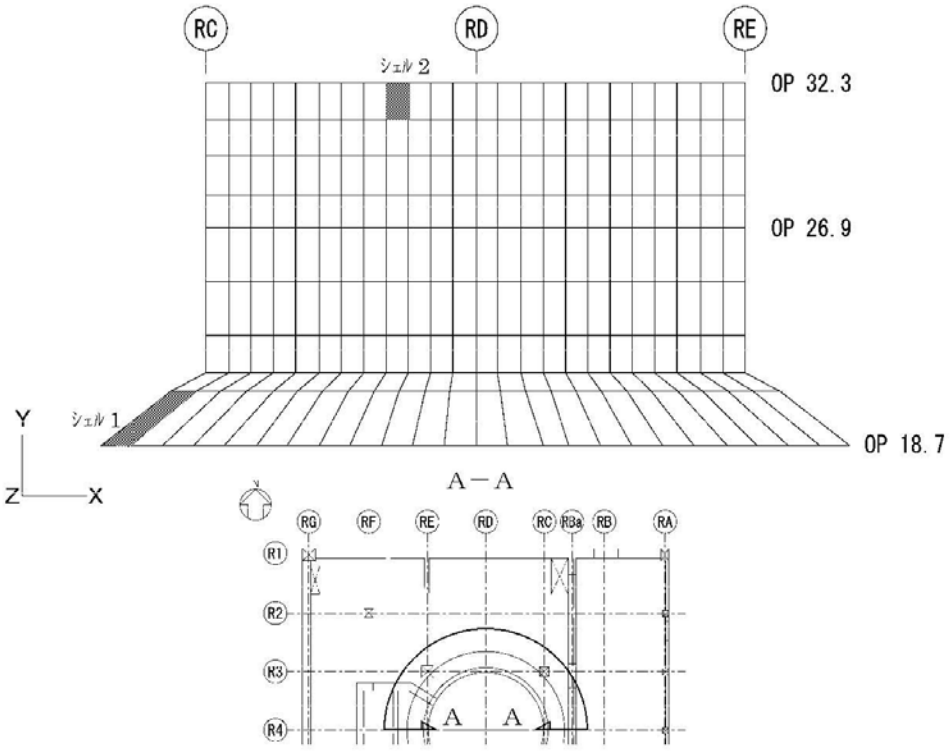


図-5.2　評価箇所(2)

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 S2	D32@100＋D32@200		D32@200		—
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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-667	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-588	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-443	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-165	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-567	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-469	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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

付録 2-1

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 Ss 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。

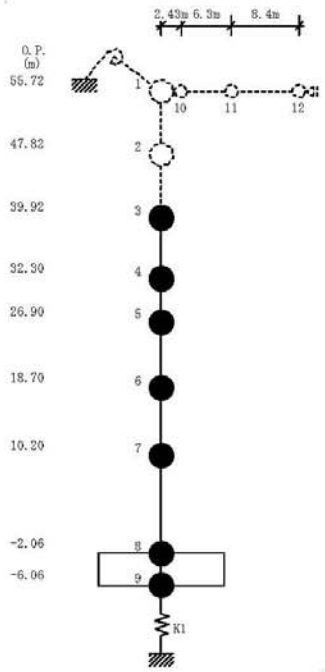


図-1　建屋解析モデル（鉛直方向）

表-1　建屋解析モデルの諸元

（鉛直方向）

建屋			
質点番号	質点重量 W(kN)	軸断面積 A_W(m^2)	軸ばね剛性 K_A($\times10^8$kN/m)
1	—	—	—
2	—	—	—
3	78,130	192.0	6.48
4	119,490	266.3	12.67
5	109,640	431.7	13.53
6	130,160	423.0	12.79
7	226,760	691.2	14.49
8	301,020	2,697.8	173.33
9	127,000		
合計	1,092,200		

屋根			
質点番号	質点重量 W(kN)	せん断断面積 A_S($\times10^{-2}m^2$)	断面2次モーメント I(m^4)
1	-	-	-
10	-	-	-
11	-	-	-
12	-		

①コンクリート部

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h	5%

②鉄骨部

ヤング係数E_S	2.05×10^8 (kN/m^2)
せん断弾性係数G	7.90×10^7 (kN/m^2)
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)

付 2-1.2

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。

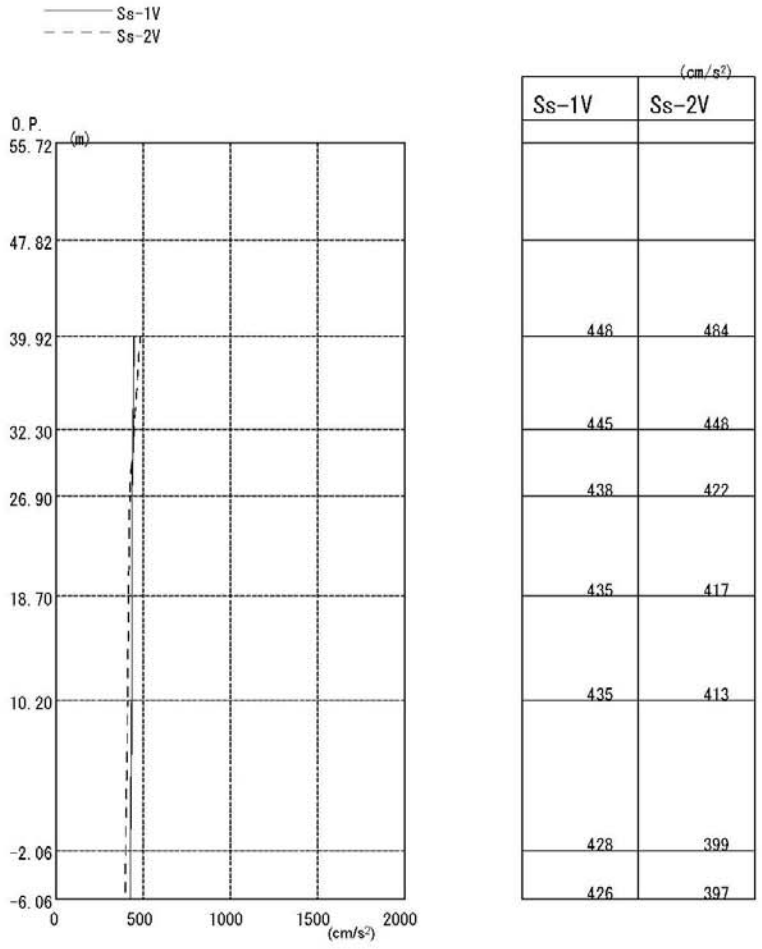
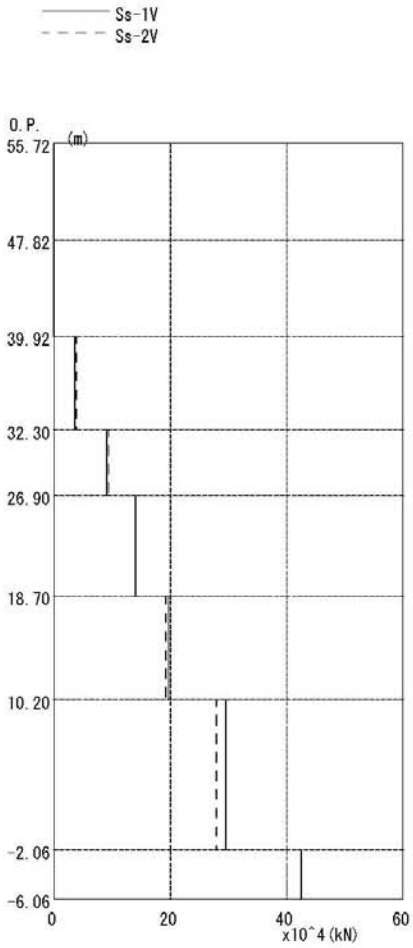


図-2　最大応答加速度（鉛直方向）



x10^4 (kN)

Ss-1V	Ss-2V
3.60	3.89
9.05	9.38
13.97	14.05
19.68	19.22
29.44	27.86
42.48	39.96

図-3　最大応答軸力（鉛直方向）

付 2-1.4

付録 2-2

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 Ss と温度荷重（プール水の温度条件（65℃））を組み合わせて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 Ss 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
Ss 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 Ss）
- 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。

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($\times 10^{-6}$)		評価基準値($\times 10^{-6}$)	判定
			本検討（温度なし）	参考基本ケース		
W1	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-435	-667	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-365	-588	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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($\times 10^{-6}$)		評価基準値($\times 10^{-6}$)	判定
			本検討（温度なし）	参考基本ケース		
S1	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-149	-443	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-42	-165	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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($\times 10^{-6}$)		評価基準値($\times 10^{-6}$)	判定
			本検討（温度なし）	参考基本ケース		
シェル1	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-110	-567	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-107	-469	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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

付録 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拠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。

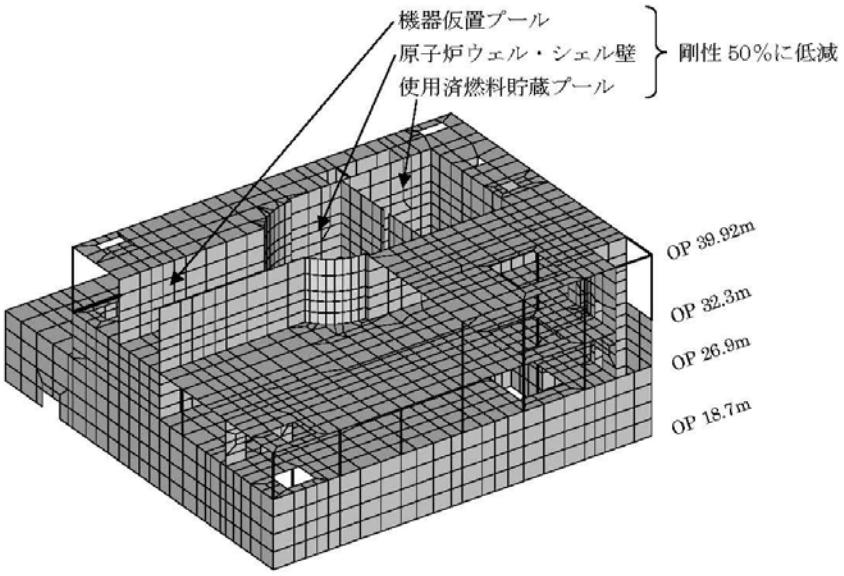
２．検討条件

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。

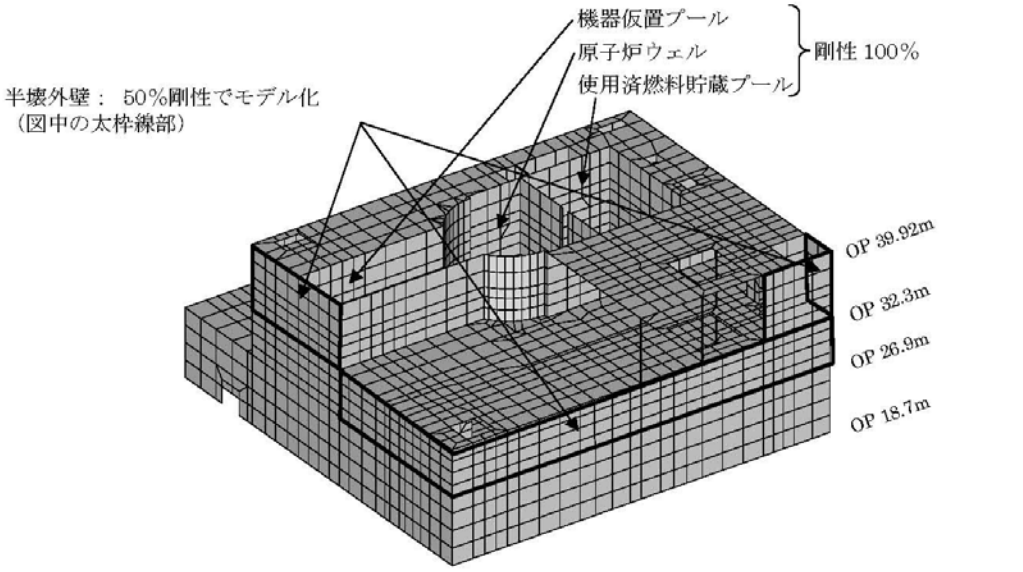
ケース１は、使用済燃料プール、機器仮置プール、原子炉ウェル、シェル壁の剛性を 50%低下させることとする。

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）

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
シェル壁	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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-626	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-547	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-518	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-198	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-568	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-482	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		405	5000	可

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【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。

【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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-673	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-595	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-413	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-141	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		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	${}_c\varepsilon_c$	Ss 地震時	-576	-3000	可
	${}_s\varepsilon_c$		-477	-5000	可
	${}_s\varepsilon_t$		410	5000	可

注）検討対象箇所は、基本ケースを参照のこと。

【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 Ss 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「原子炉圧力容器」、「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Ss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「原子炉圧力容器」、「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ので、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。

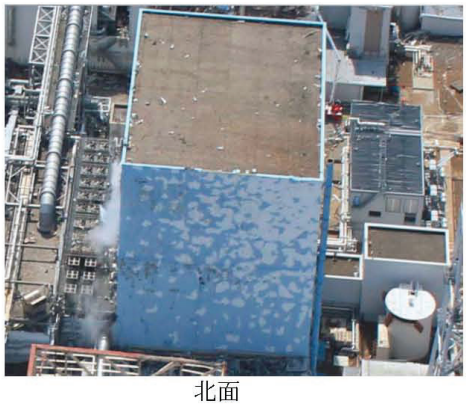
添付資料－１：２号機の原子炉建屋の耐震安全性評価に関する詳細

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 Ss 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・構築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。

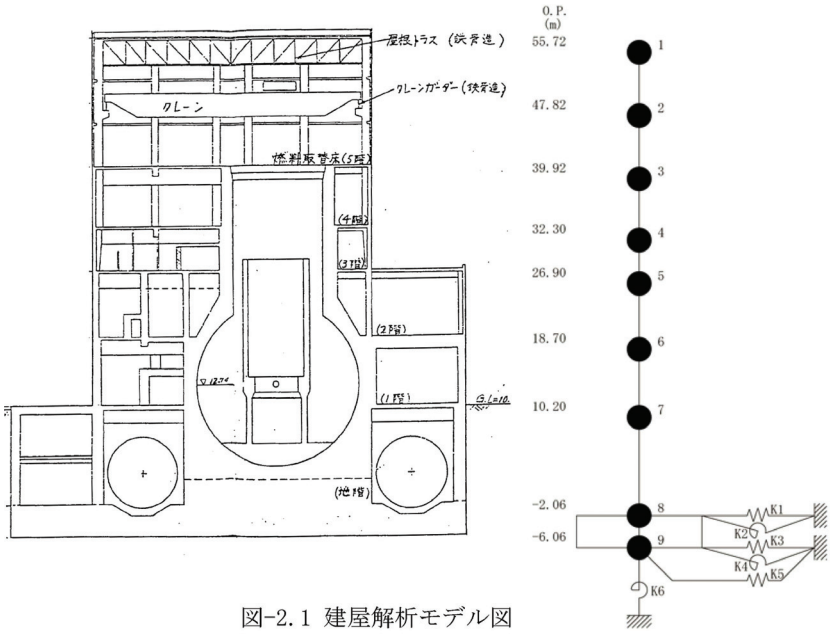


図-2.1 建屋解析モデル図

（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 Ss 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}（Ss-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）

（$\times10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-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）

（$\times10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-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	

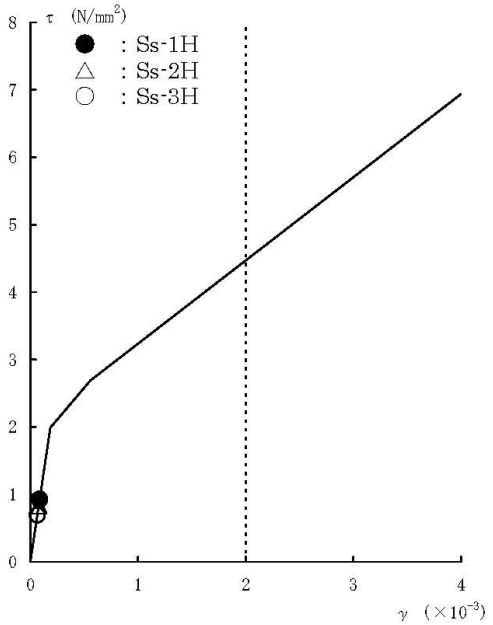


図-2.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，CRF）

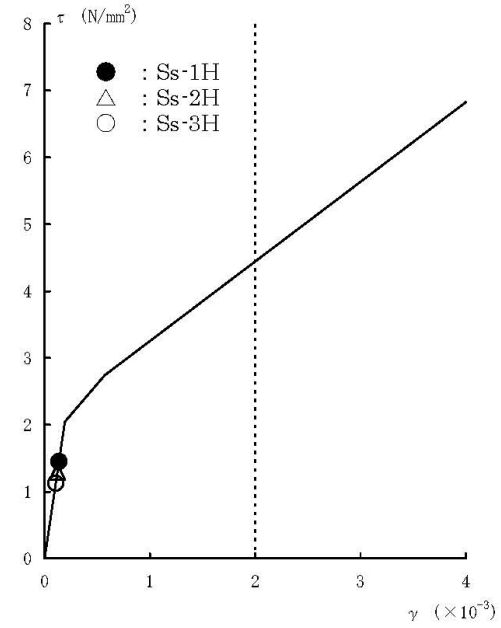


図-2.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，5F）

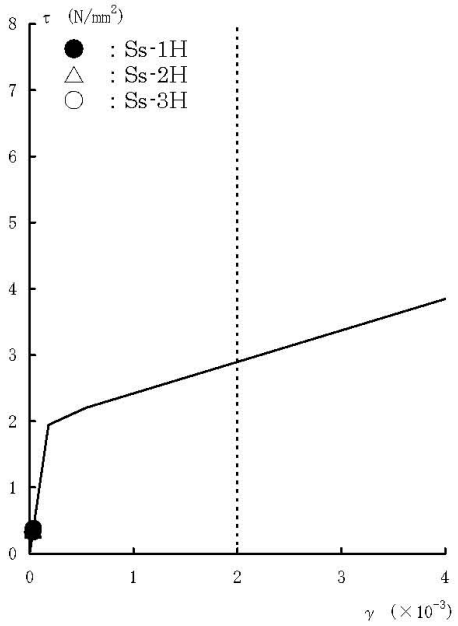


図-2.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，4F）

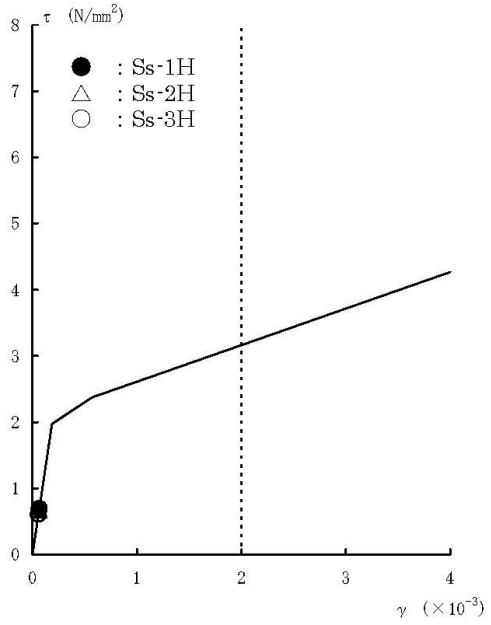


図-2.5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，3F）

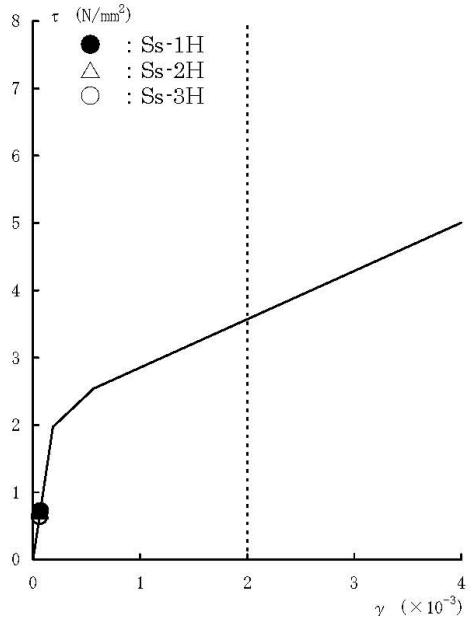


図-2.6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，2F）

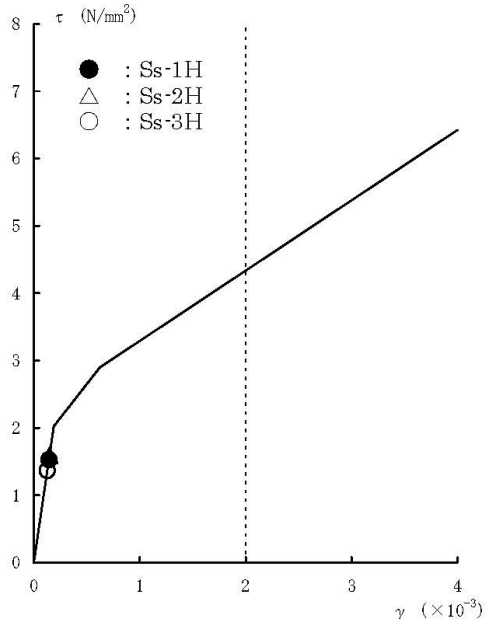


図-2.7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，1F）

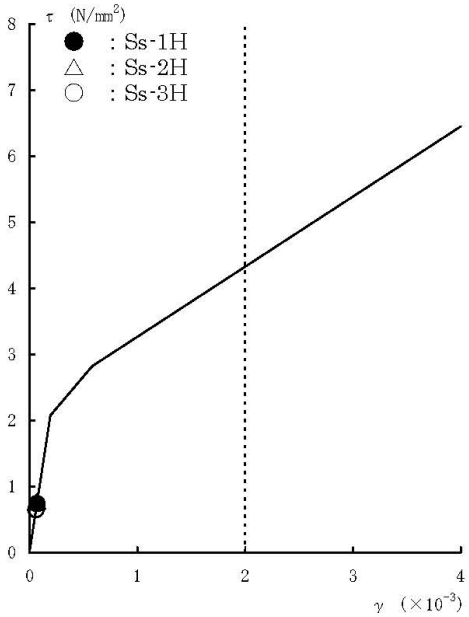


図-2.8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，B1F）

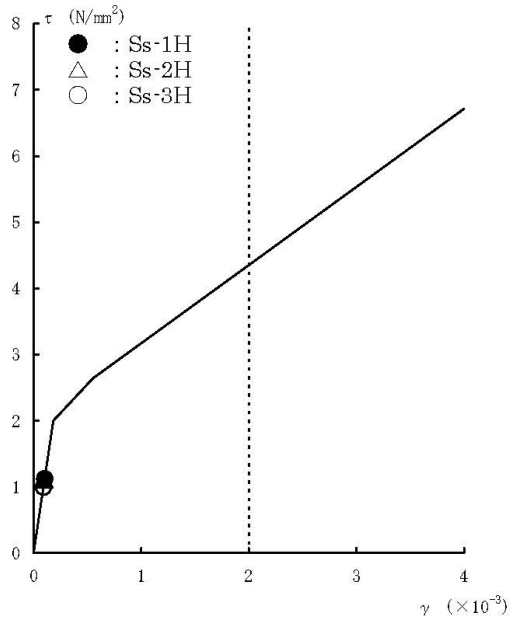


図-2.9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，CRF）

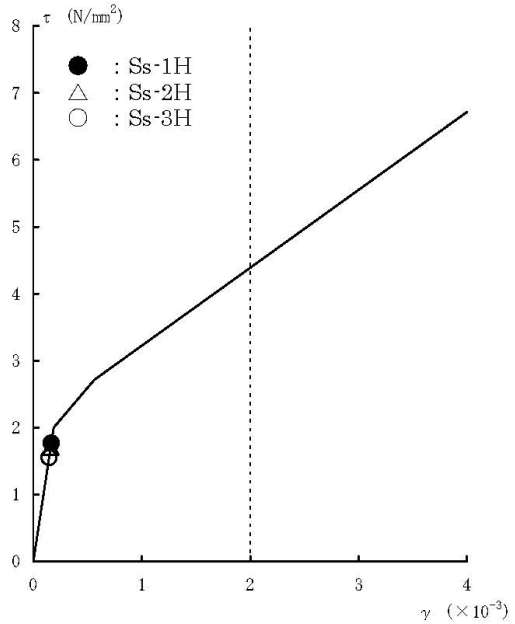


図-2.10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，5F）

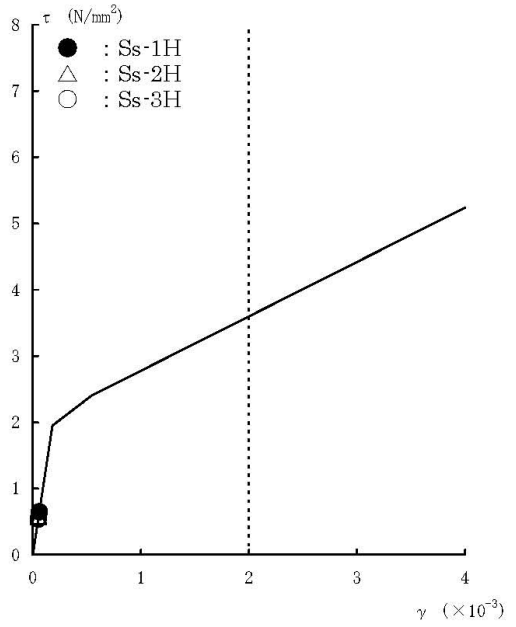


図-2.11　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，4F）

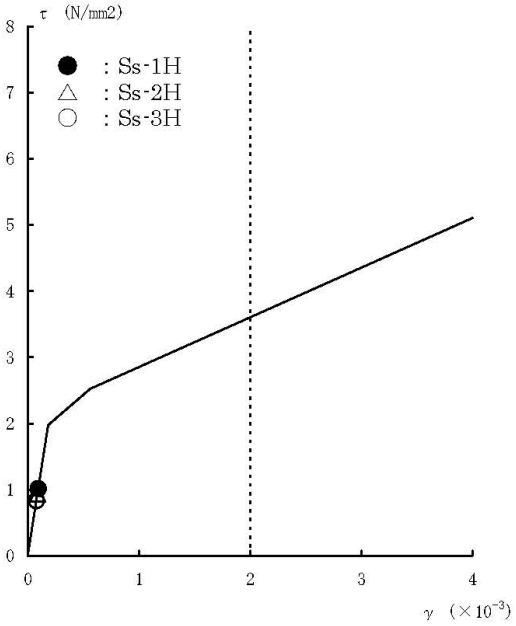


図-2.12　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，3F）

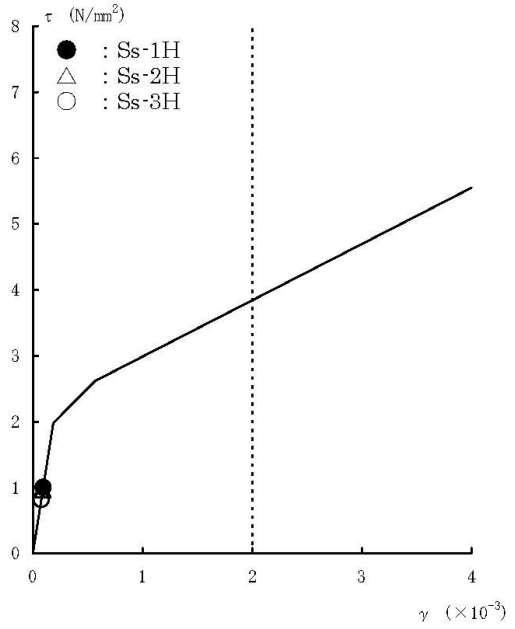


図-2.13　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，2F）

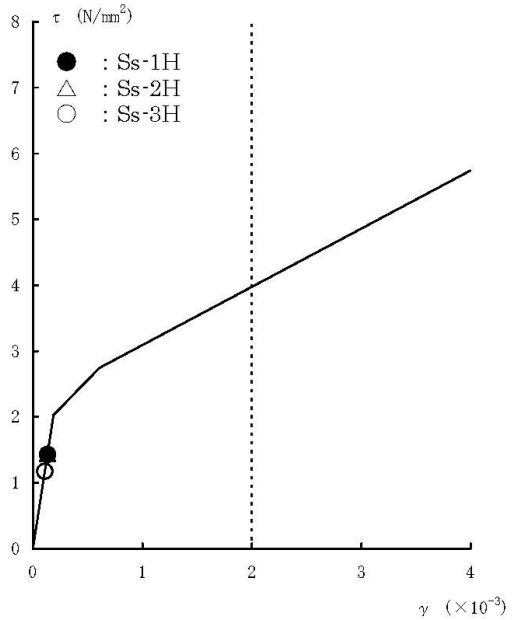


図-2.14　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，1F）

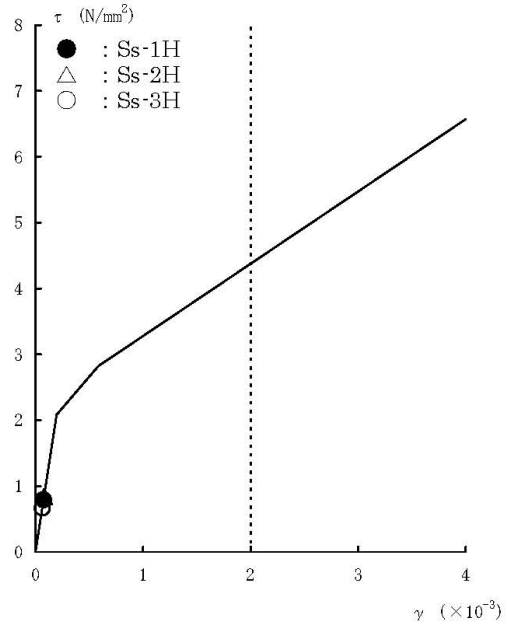


図-2.15　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，B1F）

付録1－1

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 Ss 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 Ss-3 については、基準地震動 Ss-1 および Ss-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。

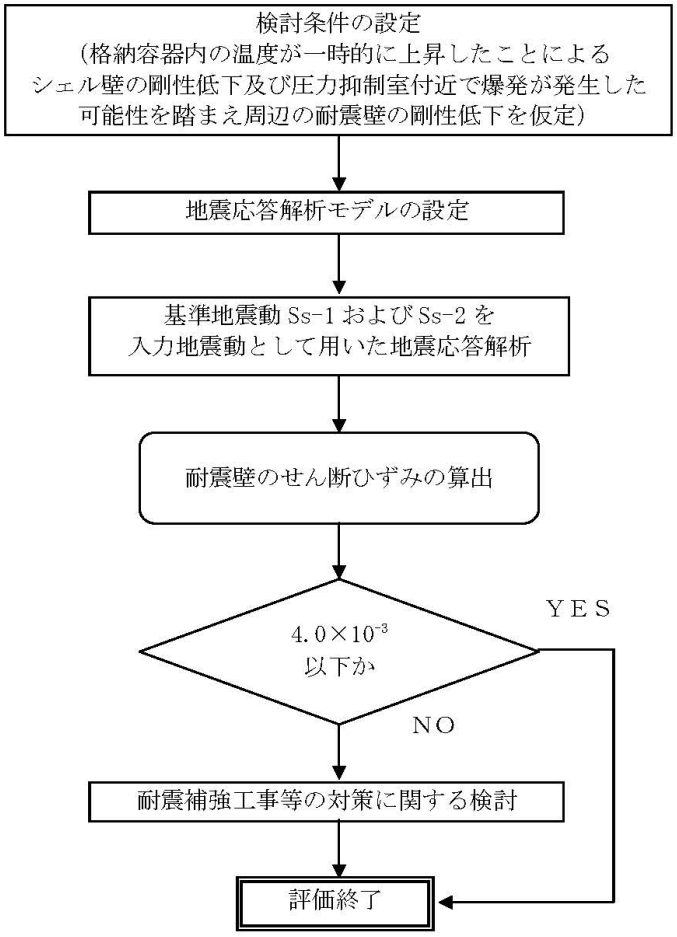


図-1.1　２号機原子炉建屋の地震応答解析の評価手順例

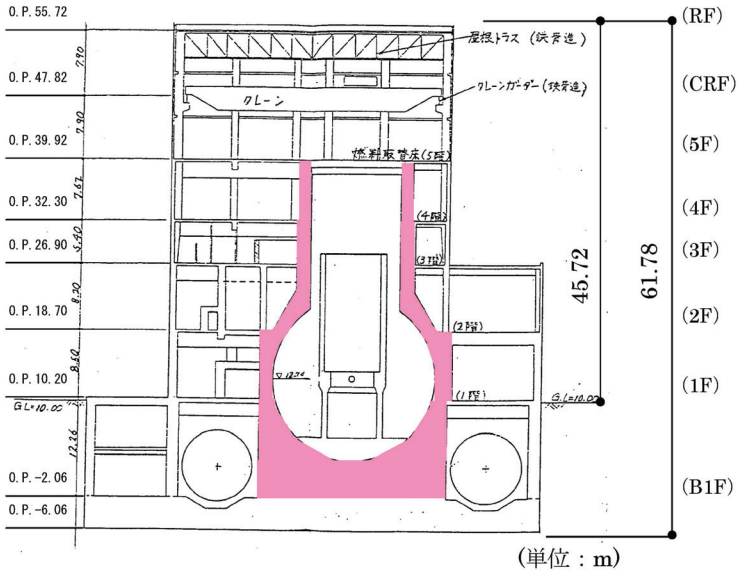
付 1-1.2

2.　検討条件の設定

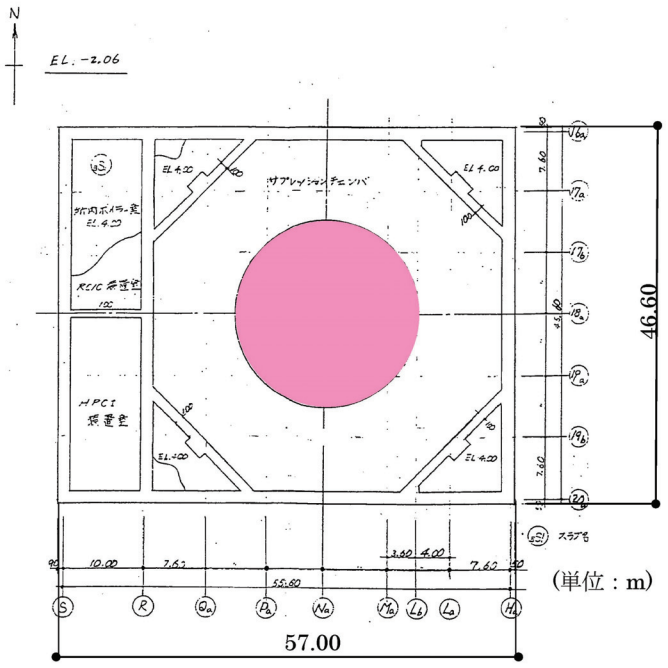
２号機原子炉建屋については、地震等による建屋の損傷は無いものの、本パラメータスタディでは下記の条件を考慮することとした。

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）。



断面図（EW 方向）

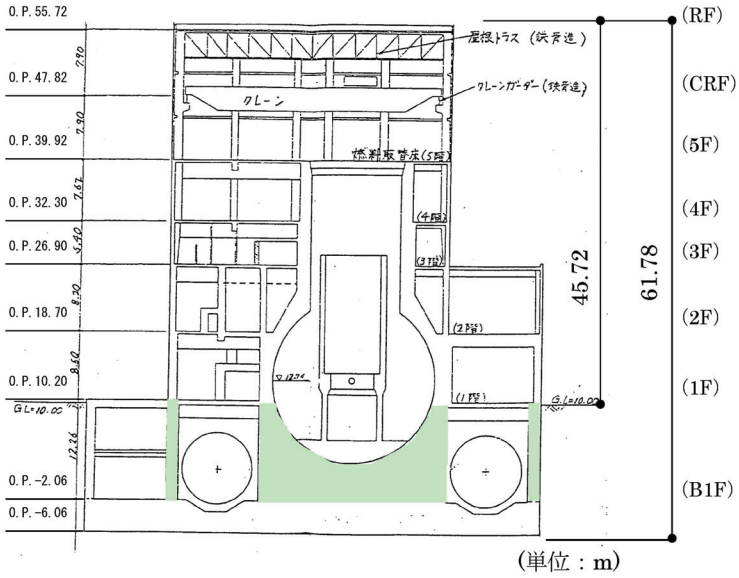


平面図（基礎版上レベル）

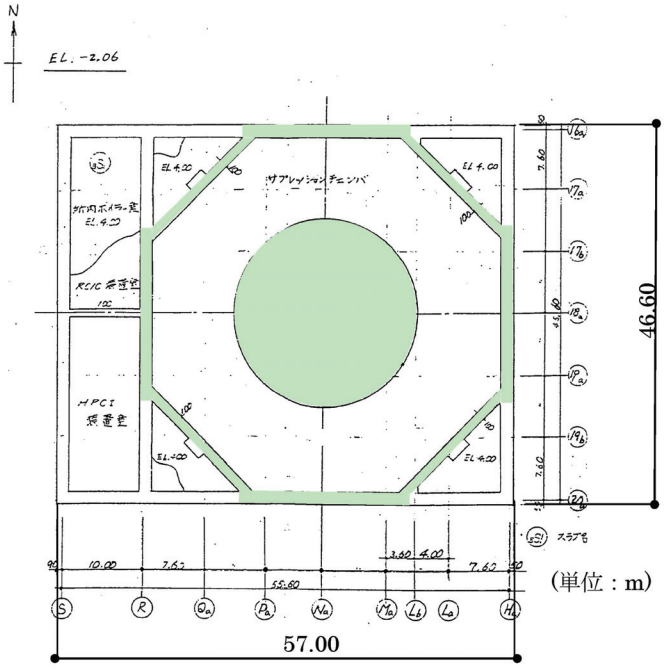
剛性を 60%に低下させる部位：

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



断面図（EW 方向）



平面図（基礎版上レベル）

剛性を 90%に低下させる部位：

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

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Ss-1およびSs-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Ss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Ss-1およびSs-2の加速度波形について、図-3.2に示す。

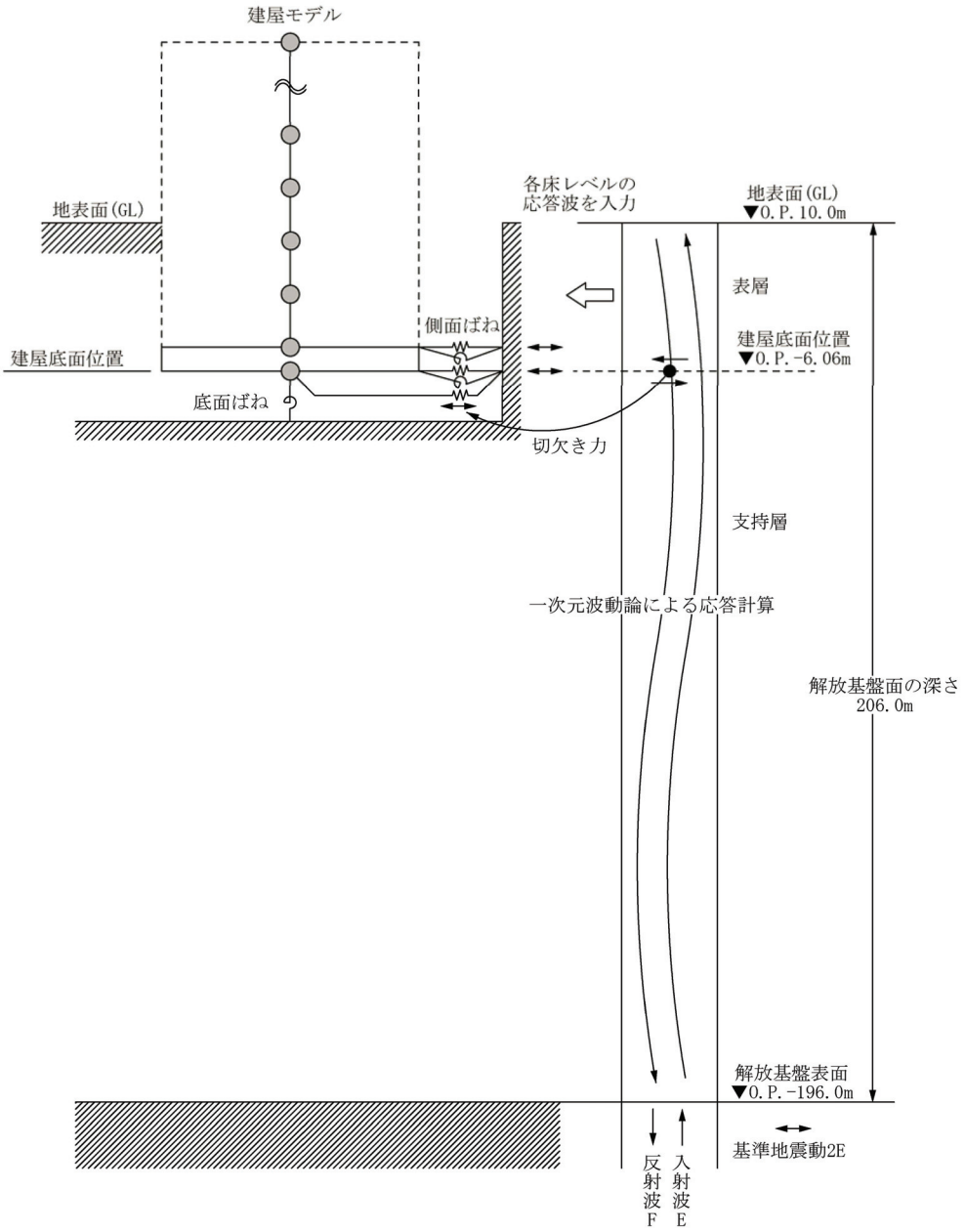


図-3.1　地震応答解析に用いる入力地震動の概念図

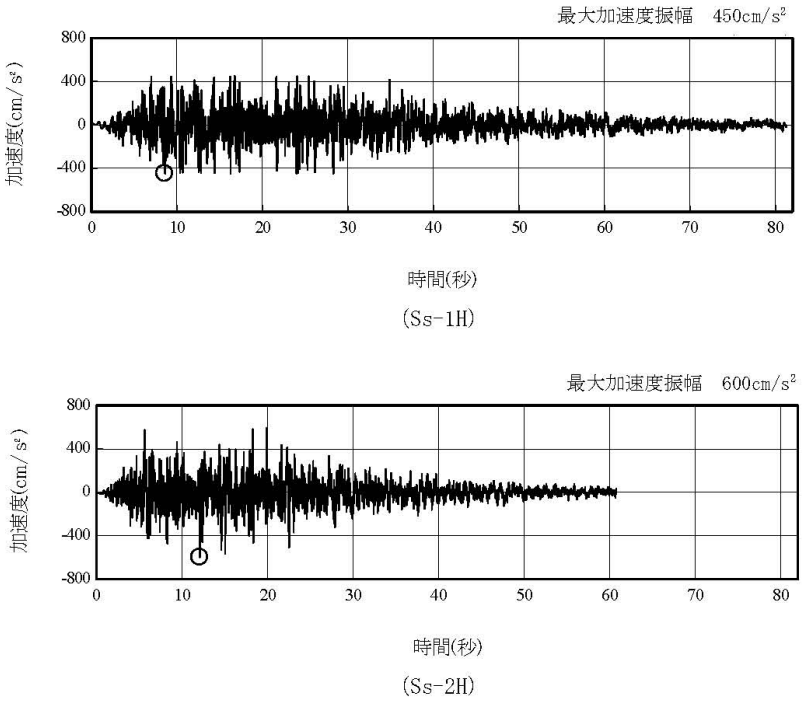


図-3.2　解放基盤表面位置における地震動の加速度時刻歴波形（水平方向）

4.　地震応答解析モデル

基準地震動 Ss 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、振動アドミッ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（Kc）として実部の静的な値を、また、減衰係数（Cc）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。

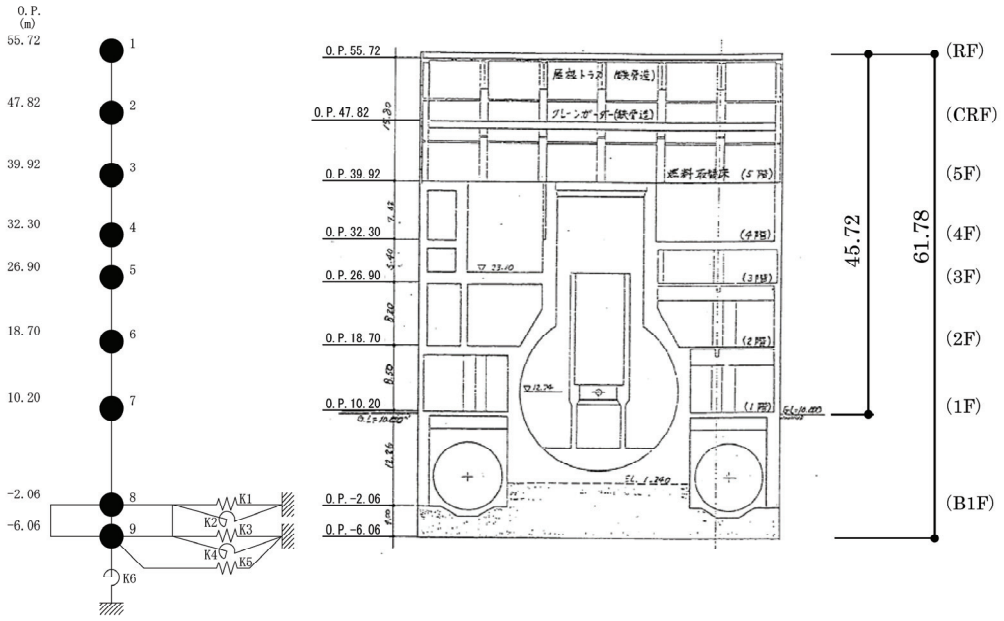


図-4.1　２号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（NS 方向）

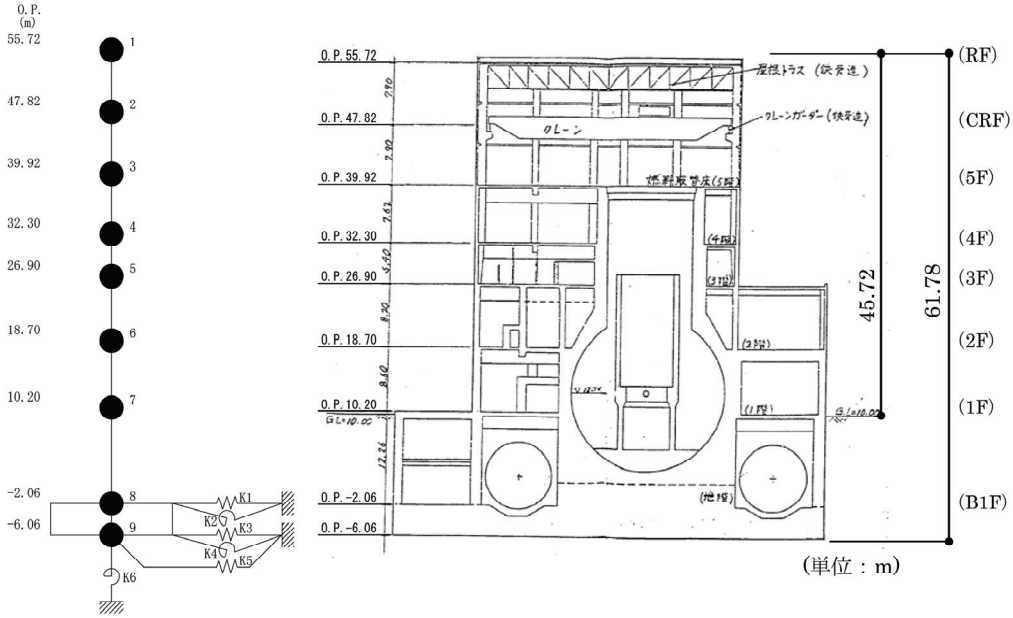


図-4.2　２号機原子炉建屋　地震応答解析モデル（EW 方向）

表-4.1　地震応答解析に用いる物性値

	強度＊1 Ｆｃ （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）
コンクリート	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るめた値とした。

*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($\times10^5$kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)	ヤング係数 E_C ($\times10^7$kN/m^2)	せん断弾性係数 G ($\times10^7$kN/m^2)
1	14,380	25.99				
			18.6	10,154	2.57	1.070
2	10,220	18.53				
			18.6	10,675	2.57	1.070
3	58,470	105.81				
			184.3	22,551	2.51	1.001
4	70,440	127.49				
			166.8	24,629	2.50	0.973
5	107,720	194.96				
			249.3	44,401	2.47	0.936
6	116,670	211.14				
			157.1	40,661	2.40	0.921
7	199,190	360.49				
			456.8	110,444	2.42	0.819
8	277,540	502.20				
			2,656.2	480,675	2.57	1.070
9	125,030	226.24				
合計	979,660					

ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　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($\times10^5$kN･m^2)	せん断断面積 A_S(m^2)	断面2次モーメント I(m^4)	ヤング係数 E_C ($\times10^7$kN/m^2)	せん断弾性係数 G ($\times10^7$kN/m^2)
1	14,380	14.71				
			14.0	5,941	2.57	1.070
2	10,220	10.40				
			14.0	6,307	2.57	1.070
3	58,470	59.72				
			108.2	11,927	2.46	0.952
4	70,440	71.88				
			117.3	14,199	2.45	0.931
5	107,720	194.96				
			185.7	33,796	2.44	0.890
6	116,670	211.14				
			173.1	41,960	2.41	0.935
7	199,190	539.37				
			418.1	132,121	2.44	0.795
8	277,540	751.39				
			2,656.2	719,166	2.57	1.070
9	125,030	338.53				
合計	979,660					

ポアソン比 ν　0.20
減衰 h　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 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	—

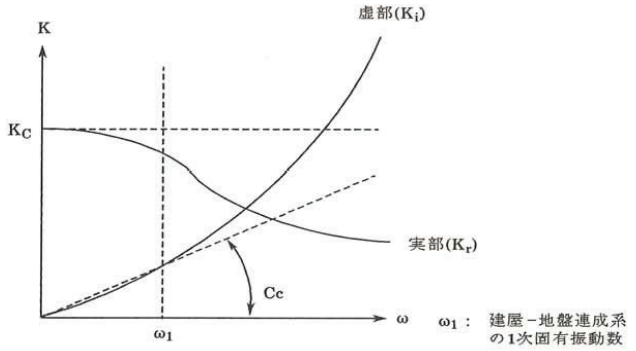


図-4.3　地盤ばねの近似

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。

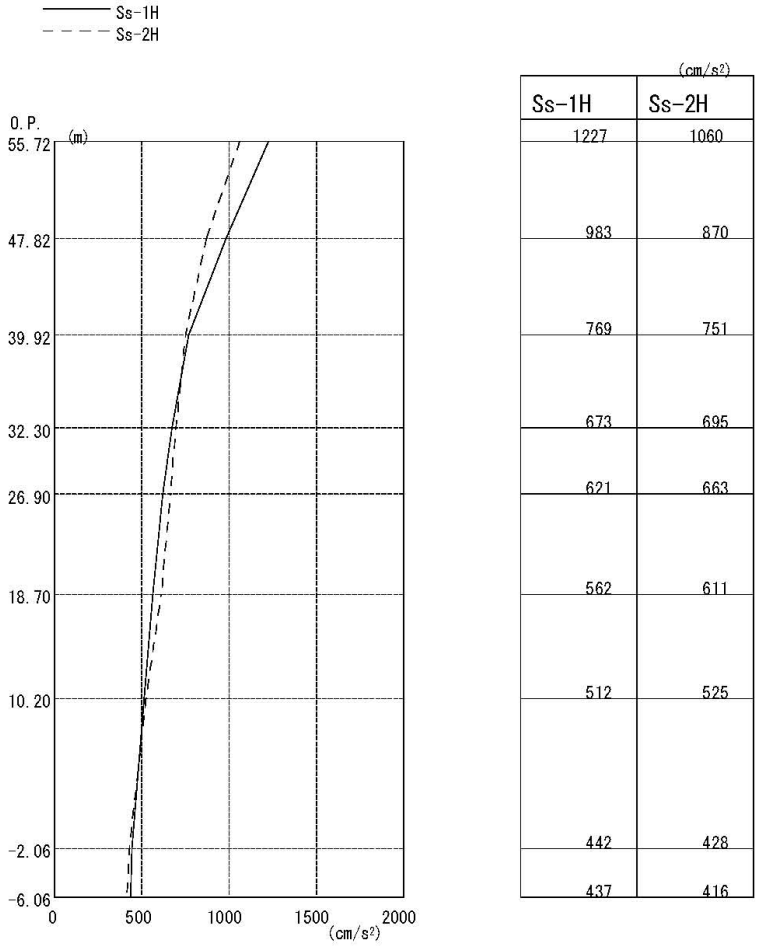
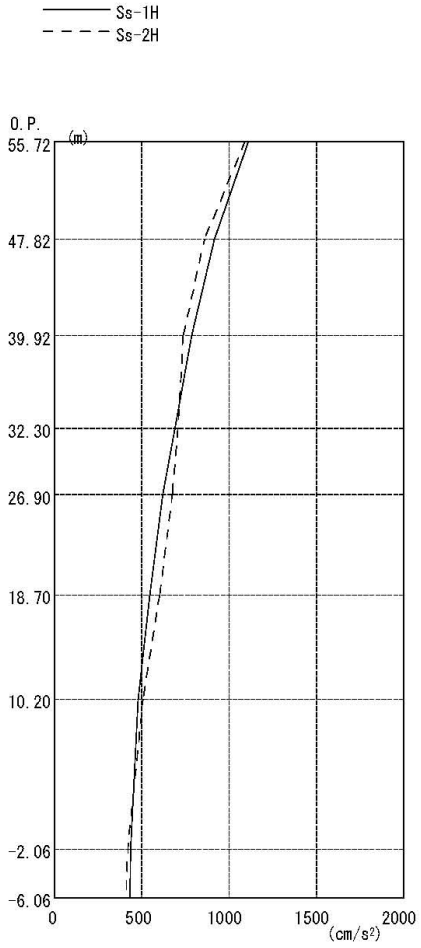


図-5.1　最大応答加速度（NS 方向）



(cm/s²)

Ss-1H	Ss-2H
1109	1090
917	859
787	737
690	708
619	674
546	602
481	508
436	419
433	410

図-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）

（$\times10^{-3}$）

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）

（$\times10^{-3}$）

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	

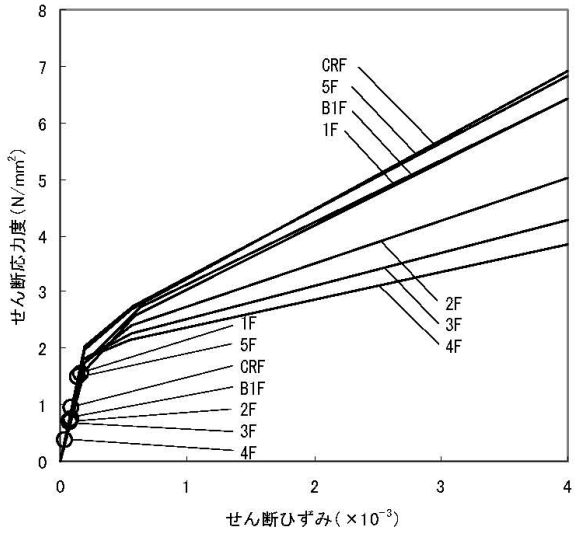


図-6.1　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，NS 方向）

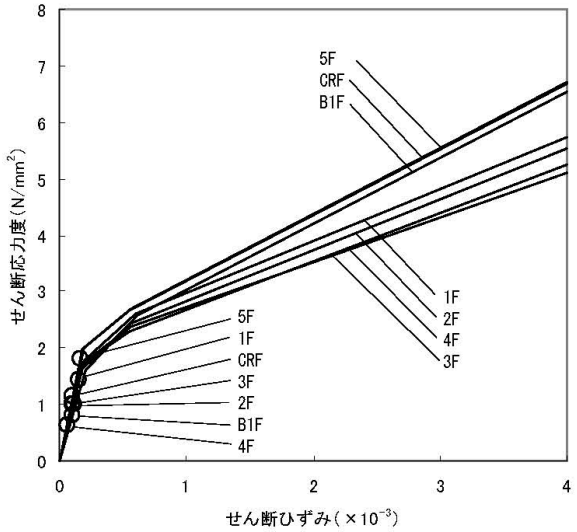


図-6.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-1，EW 方向）

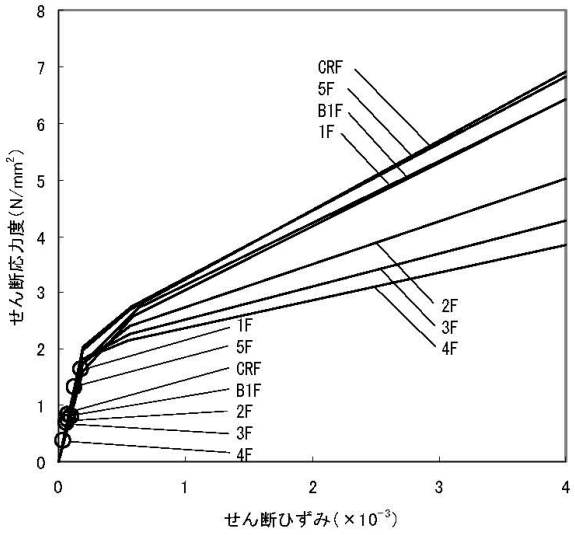


図-6.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，NS 方向）

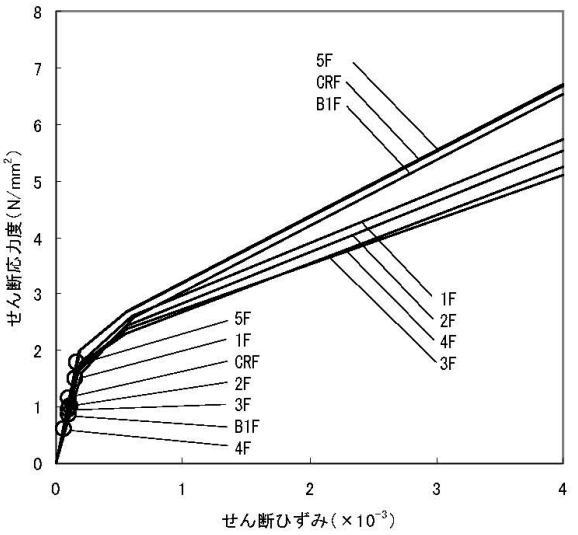


図-6.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ss-2，EW 方向）

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

１．評価方針

５号機の原子炉建屋は、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ない（図-1.1）。また、建屋内部についても、現状で得られている写真からは構造的な損傷は確認されていない（付録-2.1）。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（『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。

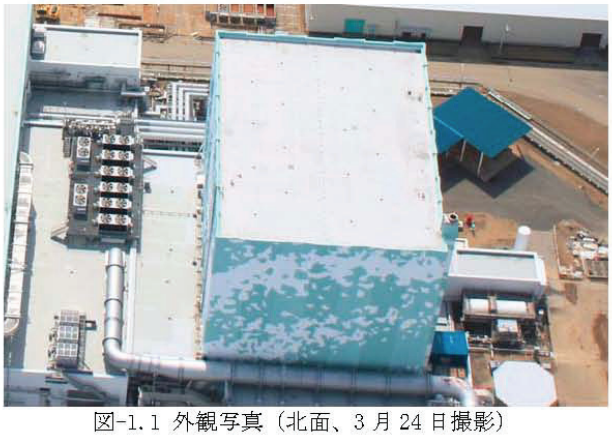


図-1.1 外観写真（北面、３月24日撮影）

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 Ss 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・構築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。

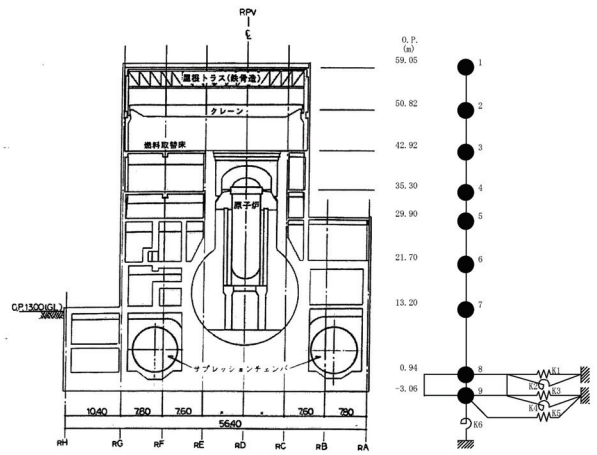


図-2.1 建屋解析モデル図

（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Ss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0.19×10^{-3}（Ss-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。

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）

（$\times10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.12	0.12	0.10	4.0以下
5F	0.14	0.14	0.12	
4F	0.05	0.05	0.04	
3F	0.09	0.09	0.08	
2F	0.10	0.10	0.09	
1F	0.15	0.16	0.13	
B1F	0.11	0.11	0.09	

表-2.2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW方向）

（$\times10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.16	0.16	0.14	4.0以下
5F	0.19	0.18	0.16	
4F	0.09	0.08	0.07	
3F	0.11	0.11	0.09	
2F	0.11	0.12	0.10	
1F	0.11	0.12	0.10	
B1F	0.11	0.11	0.09	

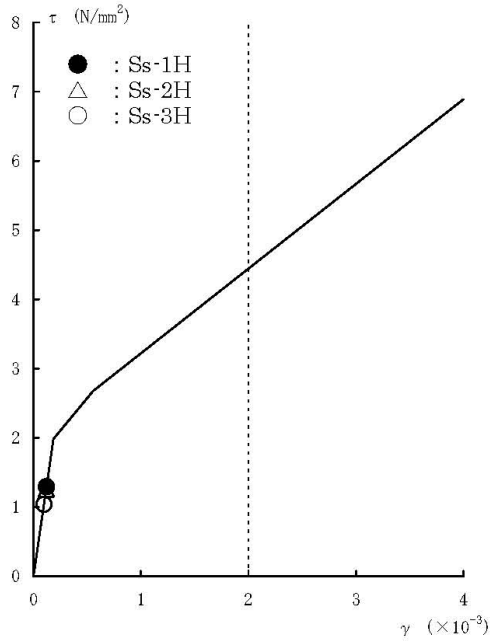


図-2.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，CRF）

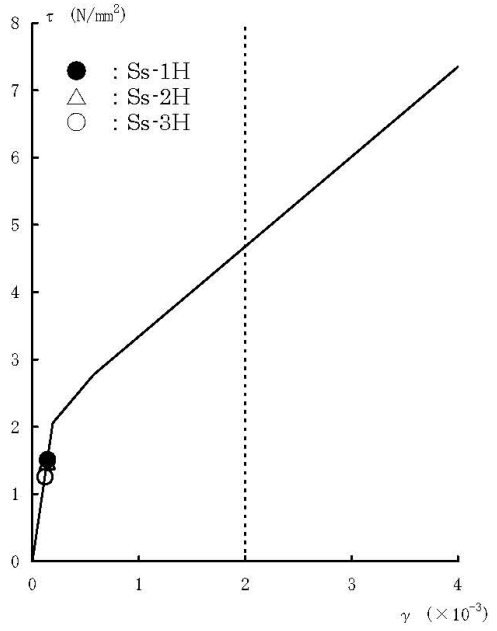


図-2.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，5F）

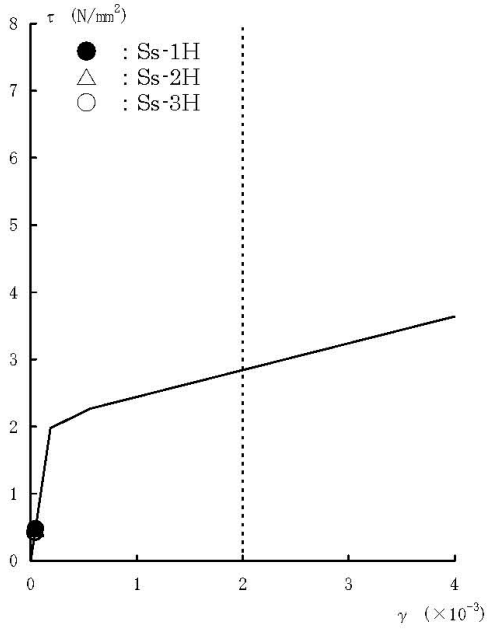


図-2.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，4F）

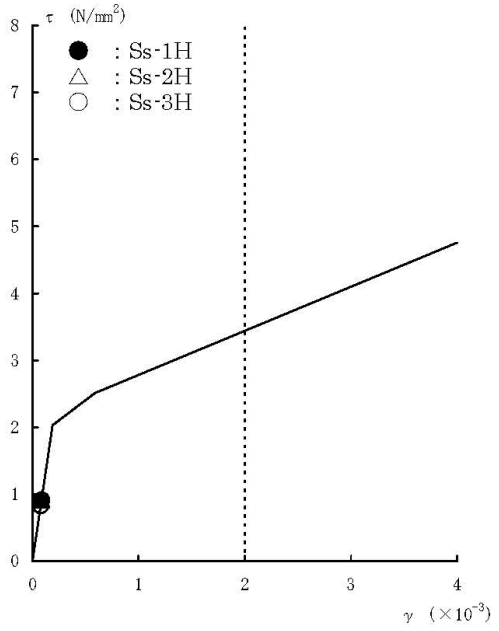


図-2.5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，3F）

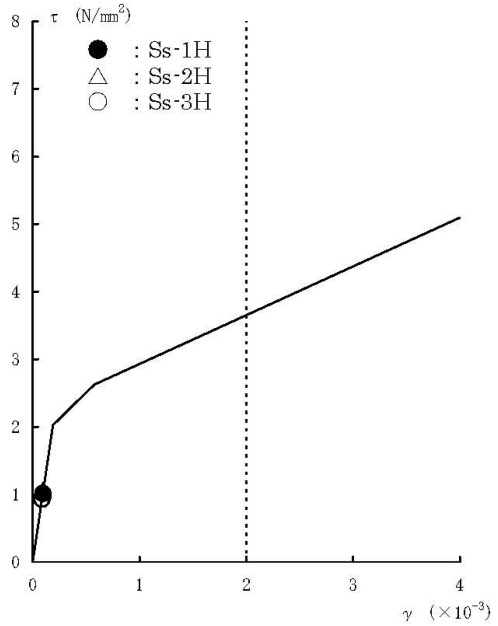


図-2.6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，2F）

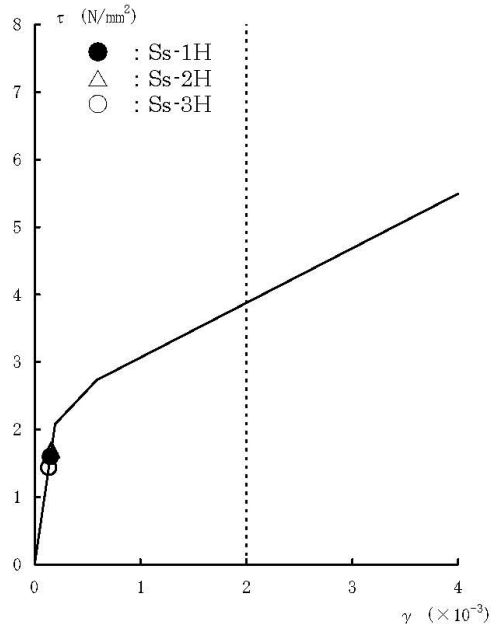


図-2.7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，1F）

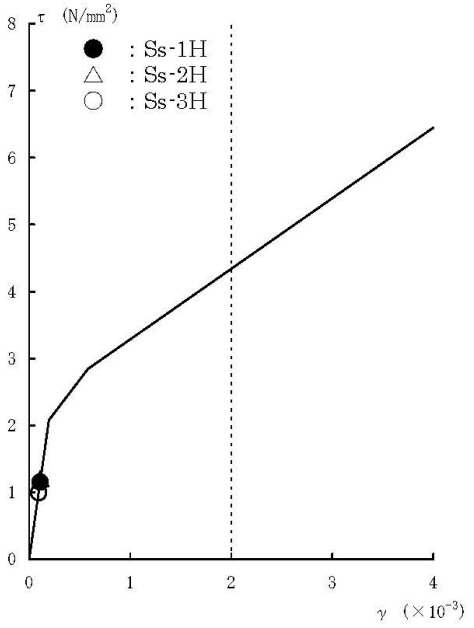


図-2.8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，B1F）

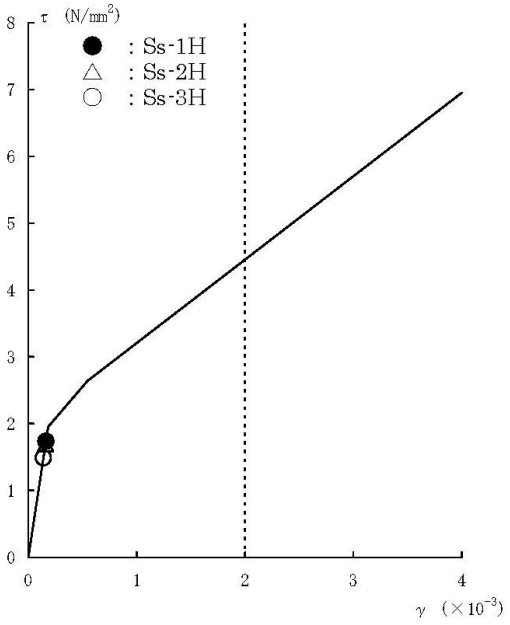


図-2.9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，CRF）

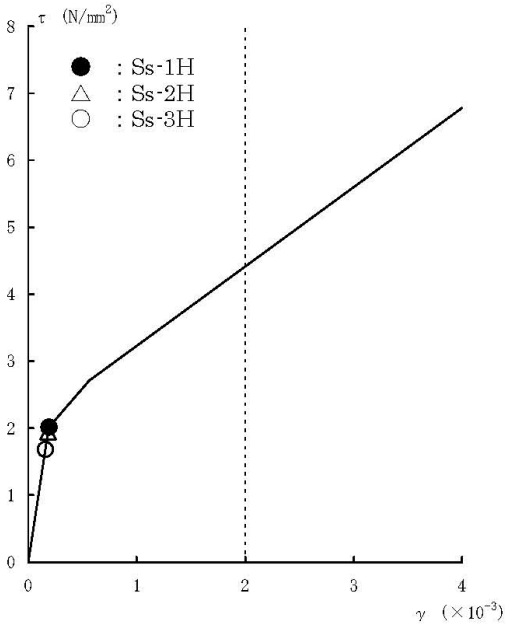


図-2.10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，5F）

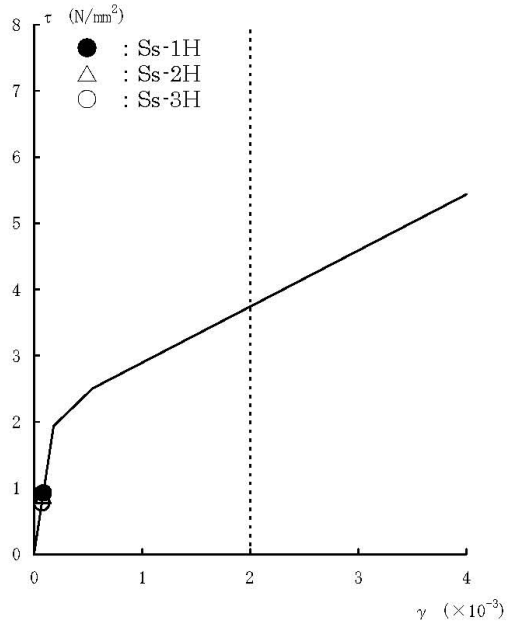


図-2.11　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，4F）

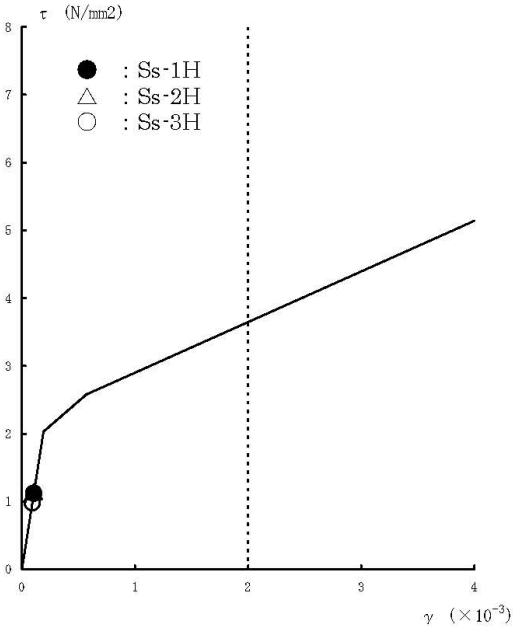


図-2.12　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，3F）

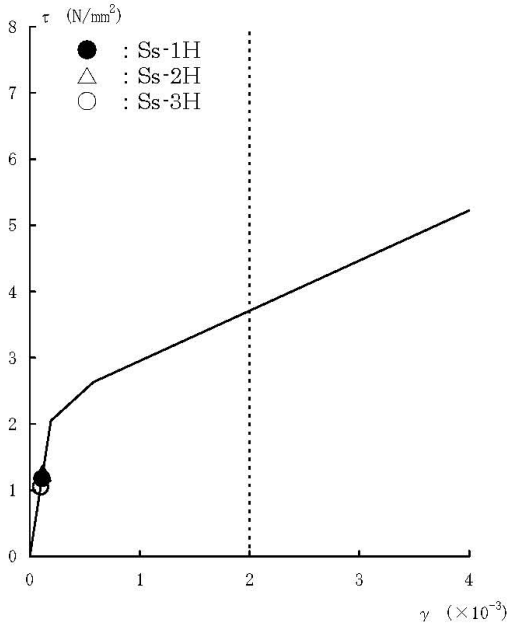


図-2.13　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，2F）

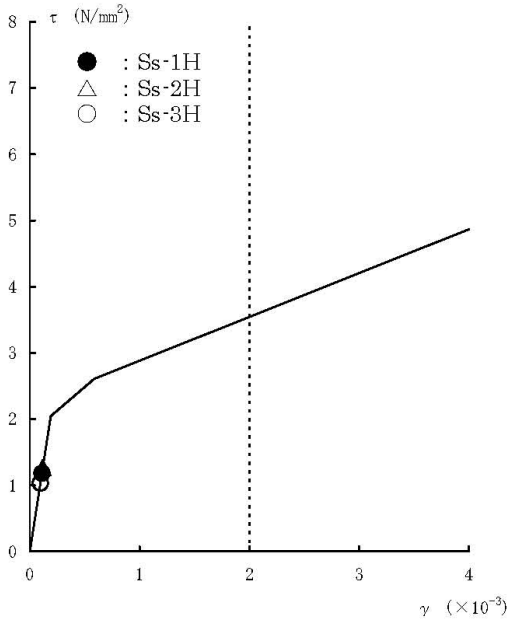


図-2.14　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，1F）

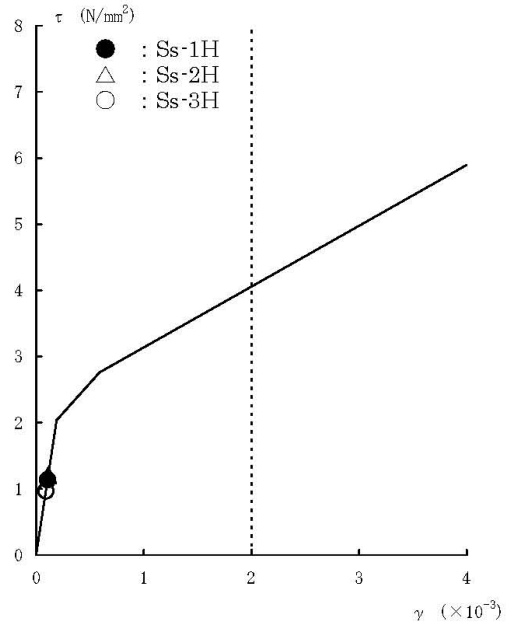


図-2.15　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，B1F）

付録 2-1

5 号機建屋内部の状況について

福島第一原子力発電所 5 号機原子炉建屋については、7 月 26 日に東京電力が建屋内部の写真を撮影している。その時に撮影した写真を図-1 に示す。

1 階　西側外壁

1 階　南側シェル壁

2 階　西側外壁

3 階　西側燃料プール壁

3 階　北側シェル壁

4 階　東側燃料プール壁

図－1（1）5 号機建屋内部の状況（7 月 26 日撮影）

4階　東側シェル壁

5階　北側外壁

図－1（2）5号機建屋内部の状況（7月26日撮影）

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

１．評価方針

６号機の原子炉建屋は、既に冷温停止状態を維持しており、外見上の損傷は見らない(図-1.1)。内部についても詳細な点検は行っていないものの、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(『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。

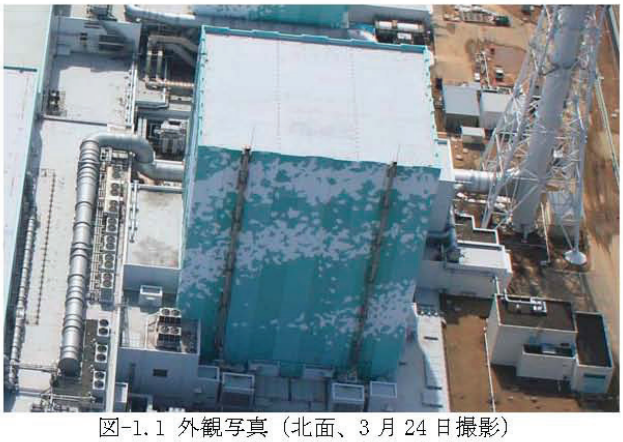


図-1.1 外観写真（北面、３月 24 日撮影）

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 Ss 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・構築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。

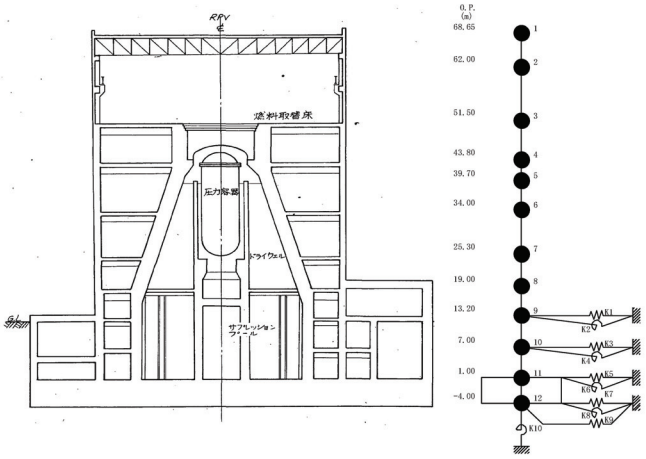


図-2.1 建屋解析モデル図

（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-2.21に基準地震動Ss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0.33×10^{-3}（Ss-1H,NS方向,2F）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-2.1　耐震壁のせん断ひずみ一覧（NS方向）

（$\times10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.07	0.07	0.06	4.0以下
6F	0.14	0.13	0.12	
5F	0.09	0.08	0.07	
M5F	0.15	0.13	0.13	
4F	0.19	0.17	0.17	
3F	0.19	0.18	0.17	
2F	0.33	0.28	0.20	
1F	0.15	0.15	0.13	
B1F	0.11	0.11	0.09	
B2F	0.12	0.12	0.10	

表-2.2　耐震壁のせん断ひずみ一覧（EW方向）

（$\times10^{-3}$）

階	Ss-1H	Ss-2H	Ss-3H	評価基準値
CRF	0.06	0.06	0.05	4.0以下
6F	0.12	0.12	0.11	
5F	0.08	0.07	0.07	
M5F	0.17	0.15	0.15	
4F	0.23	0.19	0.19	
3F	0.20	0.19	0.17	
2F	0.23	0.21	0.18	
1F	0.14	0.14	0.12	
B1F	0.10	0.11	0.08	
B2F	0.12	0.12	0.09	

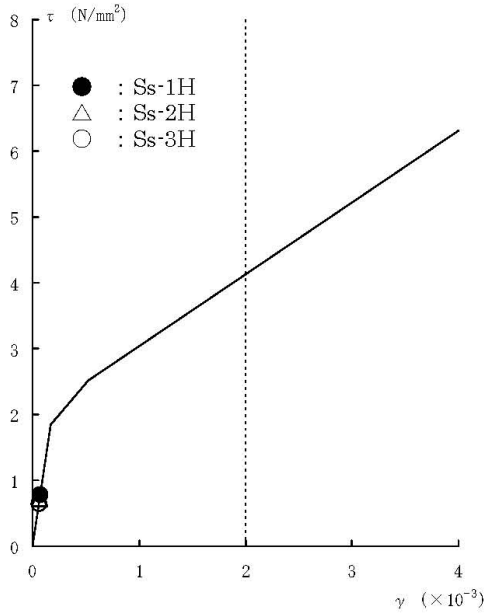


図-2.2　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，CRF）

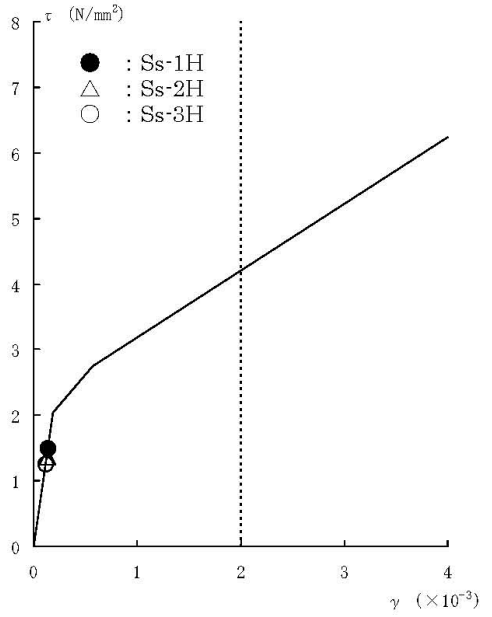


図-2.3　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，6F）

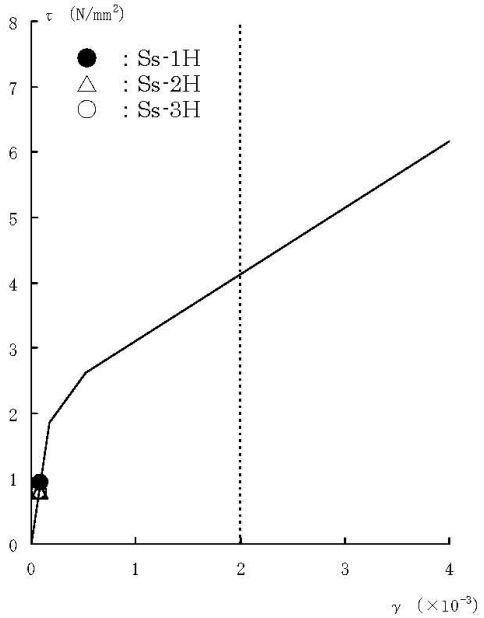


図-2.4　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，5F）

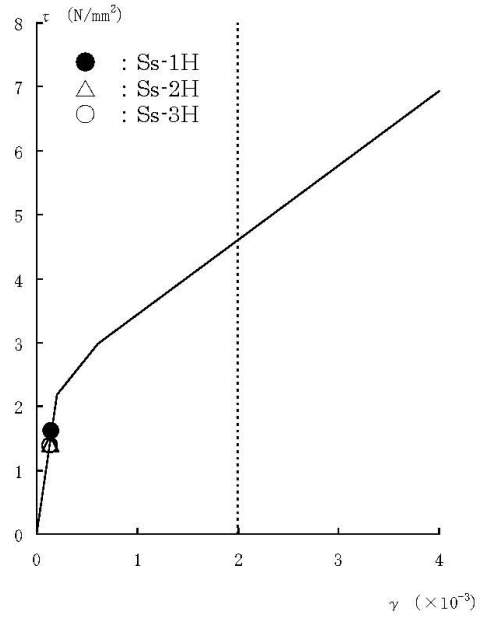


図-2.5　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，M5F）

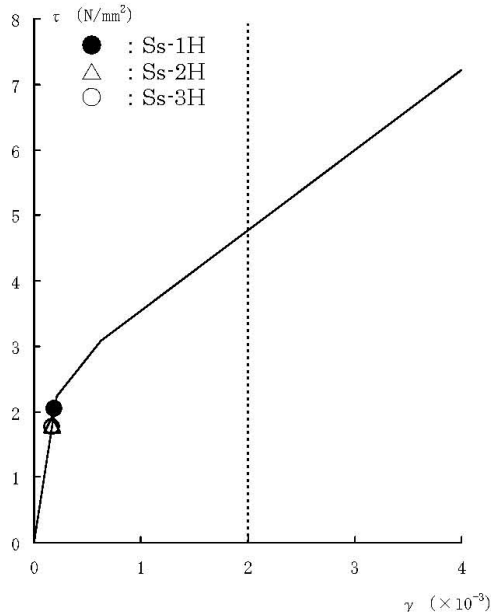


図-2.6　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，4F）

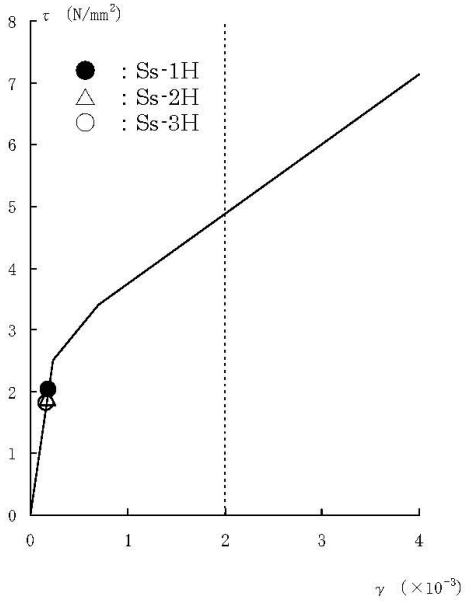


図-2.7　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，3F）

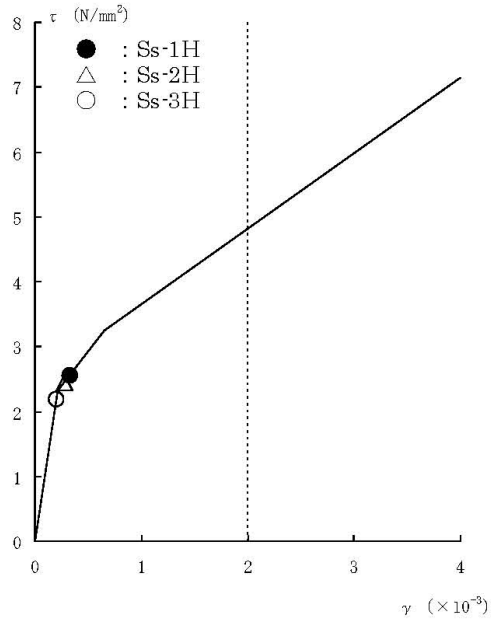


図-2.8　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，2F）

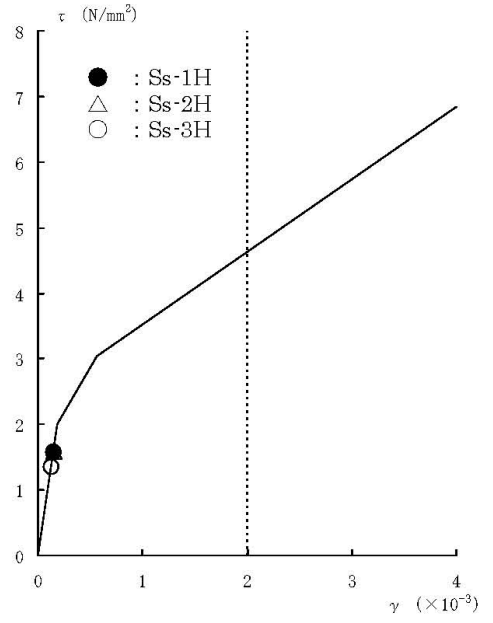


図-2.9　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，1F）

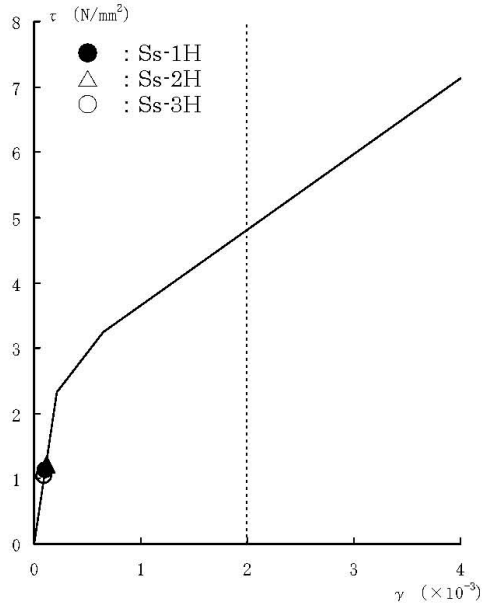


図-2.10　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，B1F）

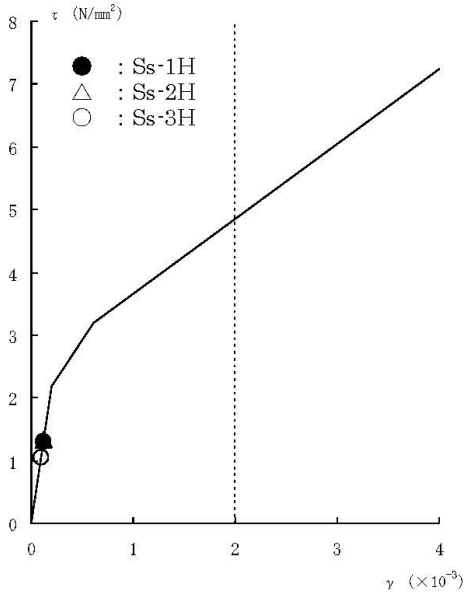


図-2.11　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（NS 方向，B2F）

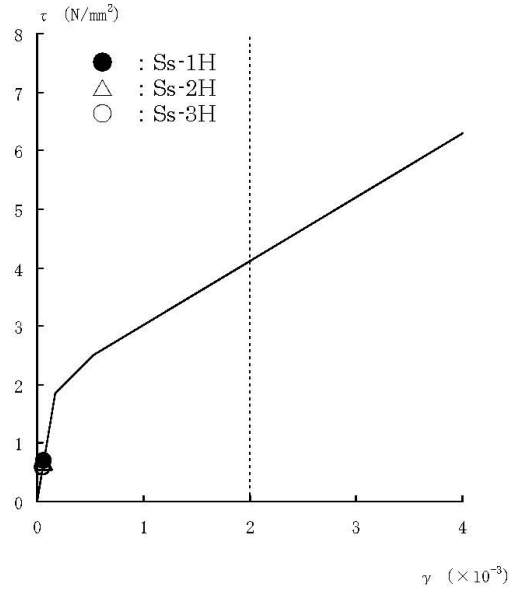


図-2.12　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，CRF）

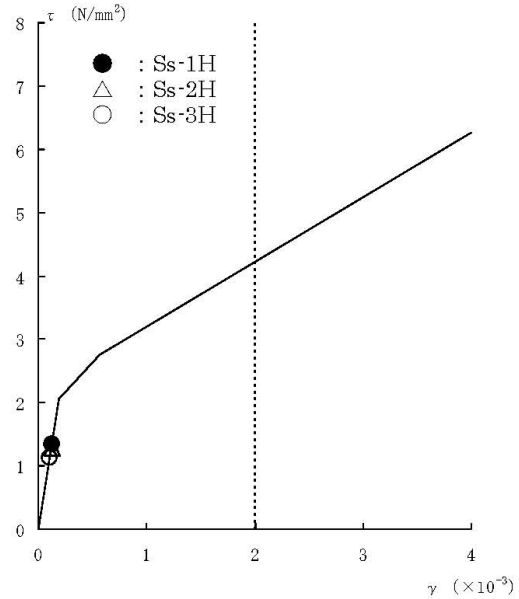


図-2.13　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，6F）

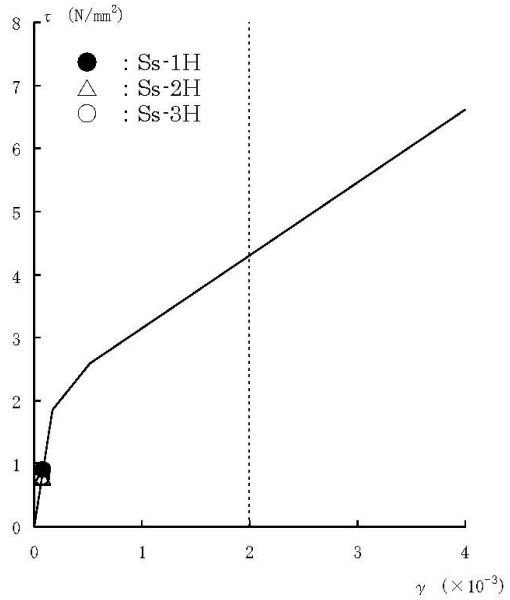


図-2.14　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，5F）

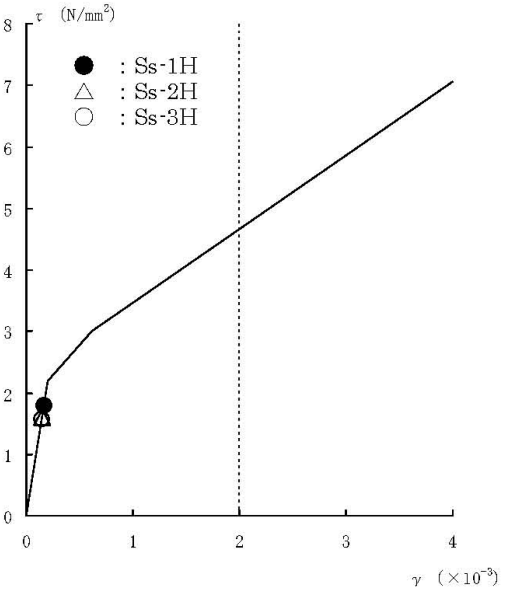


図-2.15　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，M5F）

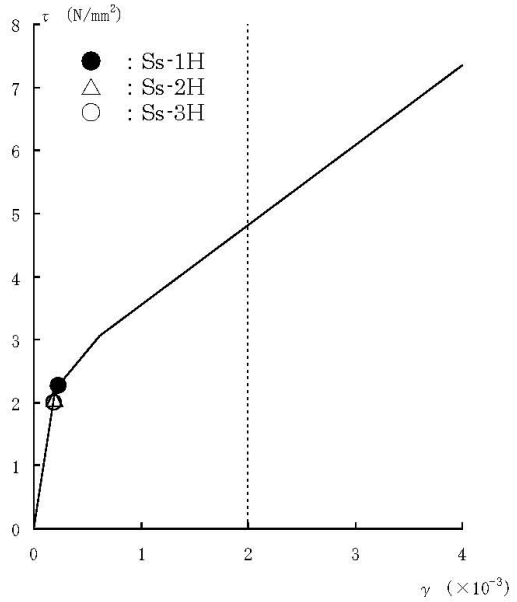


図-2.16　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，4F）

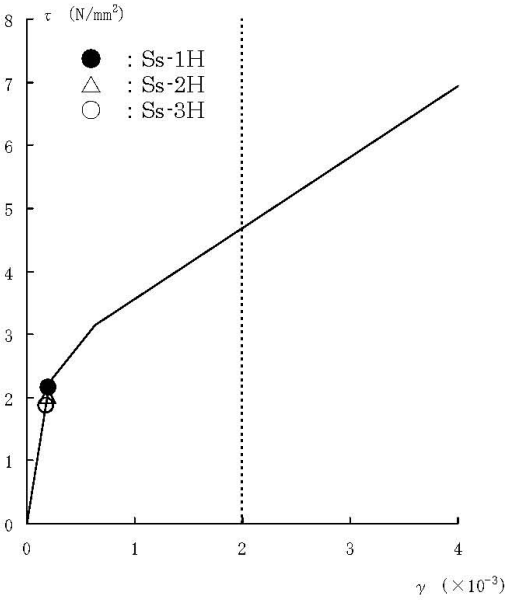


図-2.17　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，3F）

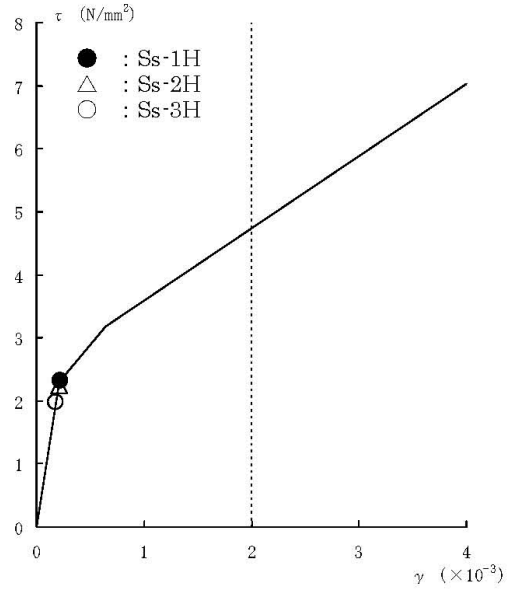


図-2.18　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，2F）

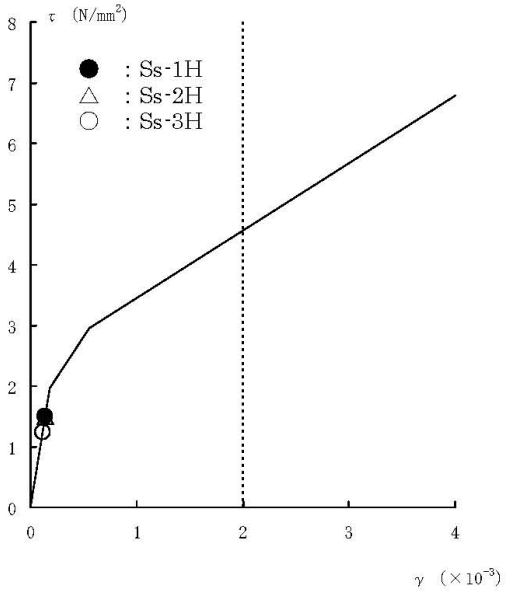


図-2.19　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，1F）

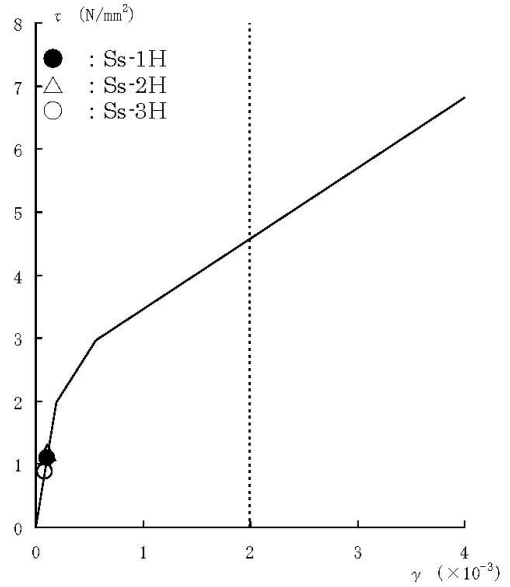


図-2.20　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，B1F）

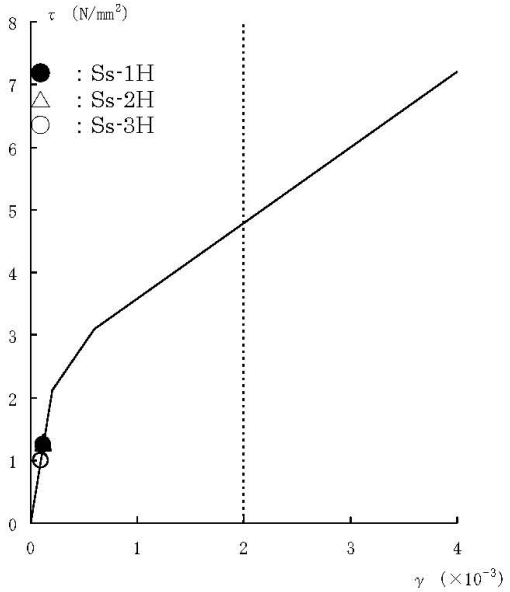


図-2.21　せん断スケルトン曲線上の最大応答値（EW 方向，B2F）

特定原子力施設監視・
評価検討会（第4回）
資料5-1
（第3回資料5-1を一部改定）

福島第一原子力発電所
１～４号機本館建物の基準地震動Ssに対する耐震安全性評価について

平成25年2月21日
東京電力株式会社

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1. １～４号機原子炉建屋の耐震安全性評価状況一覧
2. ４号機原子炉建屋の耐震安全性評価
3. １～４号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋の耐震安全性評価状況一覧
4. コメント回答

・参考資料

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1．1～4号機原子炉建屋の耐震安全性評価状況一覧

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1．1～4号機原子炉建屋の耐震安全性評価状況一覧

	1号機	2号機	3号機	4号機
(1)評価対象	耐震壁	耐震壁	耐震壁	耐震壁
(2)入力地震動	解放基盤表面で定義した基準地震動Ssを一次元波動論により評価			
(3)建屋のモデル化				
①解析モデル	質点系・埋込みSRモデル			
②材料特性	コンクリート実強度（35.0N/mm^2）を採用			
③剛性評価	耐震壁のせん断剛性、曲げ剛性を考慮			
④損傷状況	5階から上部の損傷	損傷無し	3階から上部の損傷	2階から上部の損傷
⑤地下滞留水	考慮	考慮	—*1	考慮
⑥瓦礫	存在状態	—	存在状態	撤去状態
⑦その他	建屋ｶﾊﾞｰを考慮	—	燃料取出用ｶﾊﾞｰを考慮	燃料取出用ｶﾊﾞｰを考慮
(4)地盤のモデル化				
①地盤ばね	底面ばね：水平および回転を考慮　側面ばね：水平および回転を考慮			
(5)接地率*2（最小ケース）	64.8%	76.8%	74.6%	84.3%
(6)評価結果（せん断ひずみ：最大ケース）	0.12×10^{-3}→OK 評価基準値：4.0×10^{-3}	0.17×10^{-3}→OK 評価基準値：4.0×10^{-3}	0.14×10^{-3}→OK 評価基準値：4.0×10^{-3}	0.16×10^{-3}→OK 評価基準値：4.0×10^{-3}
(7)備考	—	—	3D-FEM解析による使用済燃料プール壁・床の詳細評価を実施	3D-FEM解析による使用済燃料プール壁・床の詳細評価を実施

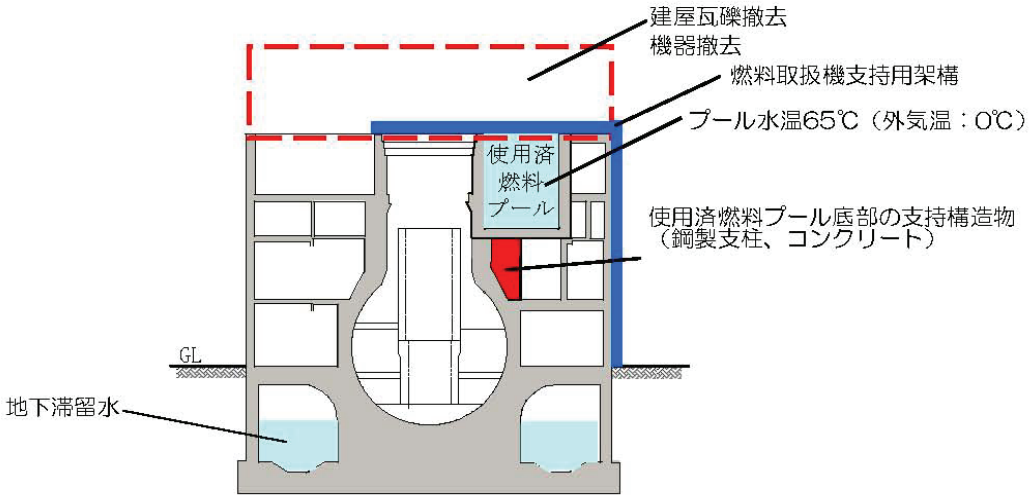
＊1　地下滞留水を考慮した条件で、今後評価を実施予定。
＊2　2～4号機については、基礎浮上り非線形を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率65%以上」を満足している。1号機については、誘発上下動を考慮した地震応答解析を実施し考慮の有無が応答結果に与える影響は小さく問題ないことを確認している。

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．４号機原子炉建屋の耐震安全性評価

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

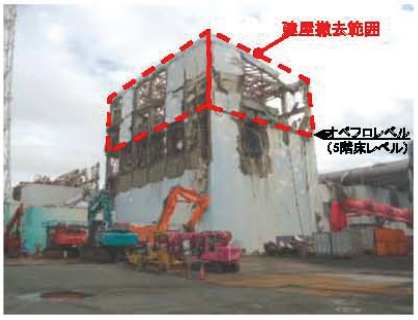
2．１　使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



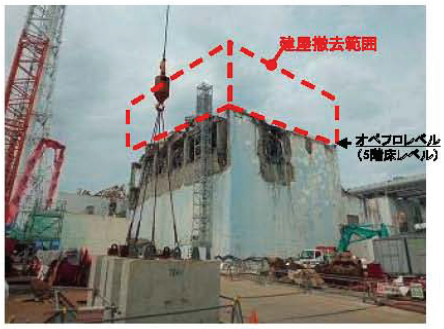
使用済燃料の取り出し時における原子炉建屋の状況

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．1　使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



建屋瓦礫 撤去工事 着手前　［南西面］
撮影日：平成 23年 9月22日



建屋瓦礫 撤去工事 完了後　［南西面］
撮影日：平成 24年 7月 5日

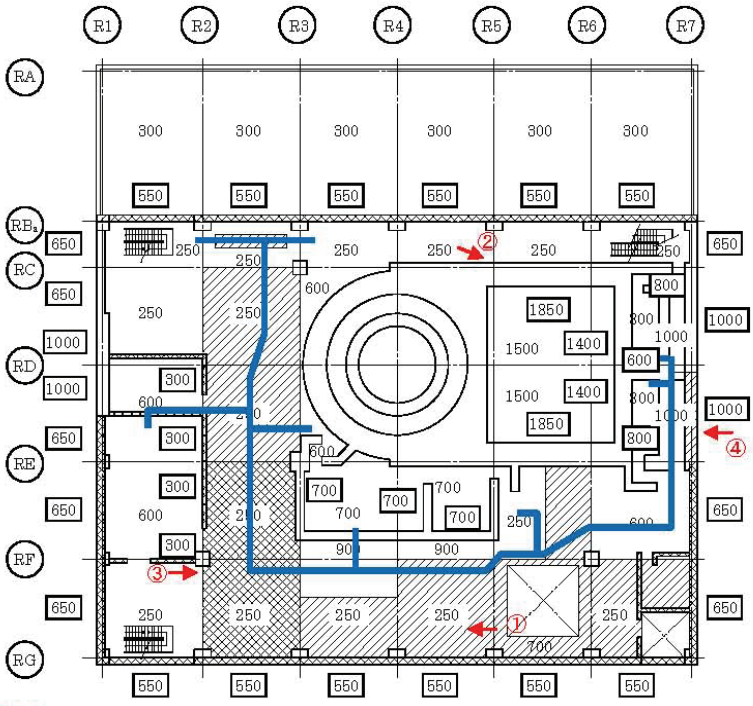
オペフロ上部の機器　［西面］
撮影日：平成 24年 7月 9日

機器の撤去作業　［西面］
撮影日：平成 24年 8月10日

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．2　原子炉建屋躯体の損傷状況（3階）



・床の損傷箇所については、水素爆発の発生箇所と考えられるダクトルート付近で確認されている

・R6-R7間、RC-RF間の床については損傷した床の床厚250mmに対して床厚600mm以上あり、上下階の壁によって面外方向の変形を抑制されているため、ダクトルート上にありながら損傷を免れたものと考えられる

・壁の損傷箇所については、壁厚650mm以下の壁で損傷が激しく、壁厚650mmを超える壁は損傷が少ない

：全壊
：一部損傷
数字：床厚(mm)
数字：壁厚(mm)
：主なダクト

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（3階写真）

①床変形

②プール壁異常なし

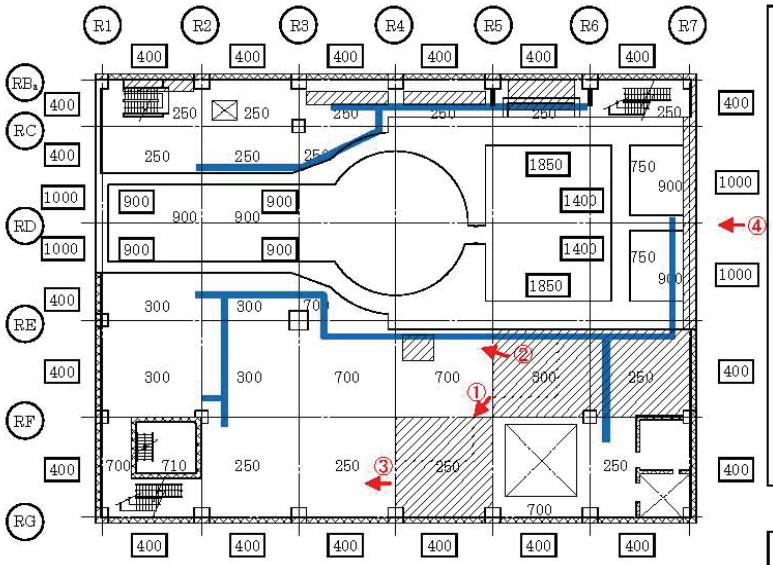
③床崩壊

④外壁一部剥落

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（4階）



・床の損傷箇所については、大物搬入口、ＥＶシャフトおよび階段開口といった圧力の逃げ道がある箇所や、床厚700mmの箇所は損傷を免れていると考えられる

・壁の損傷箇所については、壁厚400mmの壁で損傷が激しく、壁厚400mmを超える壁は損傷が少ない

・床よりも壁の損傷が激しい傾向が見られるのは、床は間仕切り壁等で面外方向の変形を拘束されているのに対し、壁は拘束するものがないためと考えられる

：全壊
：一部損傷
数字：床厚(mm)
数字：壁厚(mm)
：主なダクト

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（４階写真）

①床変形

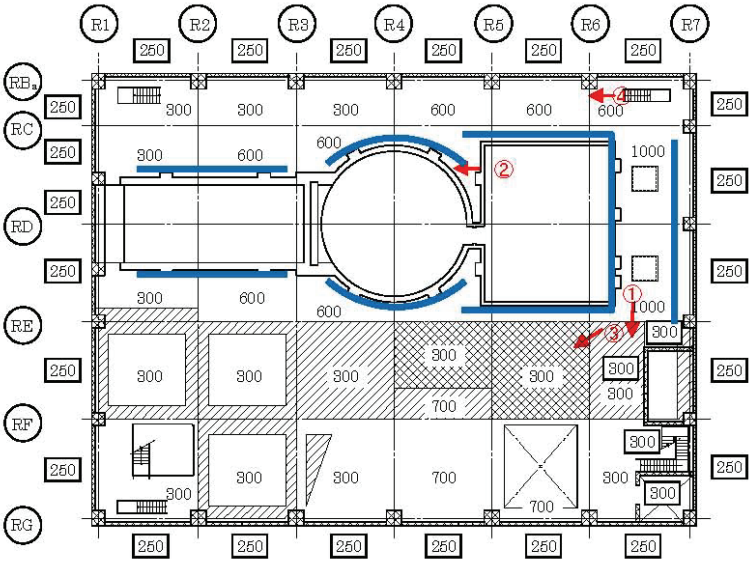
②プール壁異常なし

③床異常なし

④外壁一部剥落

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（５階）



・床の損傷箇所については、水素爆発の発生箇所と考えられる下階のダクトの影響を受けており、大物搬入口、ＥＶシャフトおよび階段開口といった圧力の逃げ道がある箇所や、床厚700mmの箇所は損傷を免れていると考えられる

・床よりも壁の損傷が激しい傾向が見られるのは、床は間仕切り壁等で面外方向の変形を拘束されているのに対し、壁は拘束するものがないためと考えられる

：全壊
：一部損傷
数字：床厚(mm)
数字：壁厚(mm)
：主なダクト

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．3　原子炉建屋躯体の損傷状況（5階写真）

①床変形

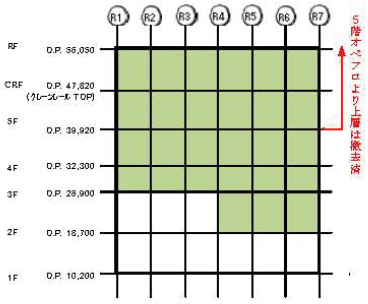
②シェル壁異常なし

③床崩壊

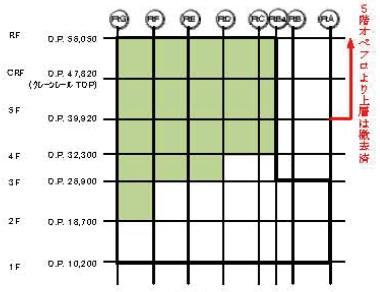
④床異常なし

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

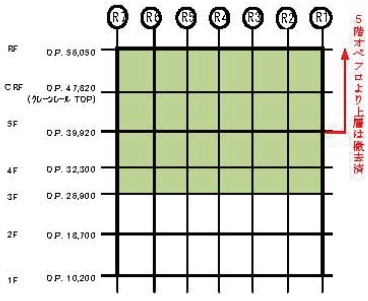
2．4　原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



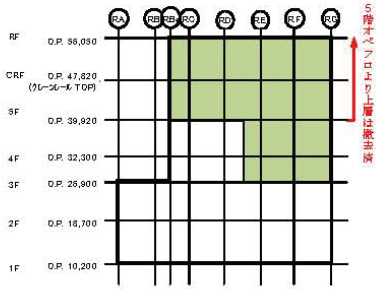
西面



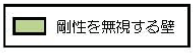
南面



東面



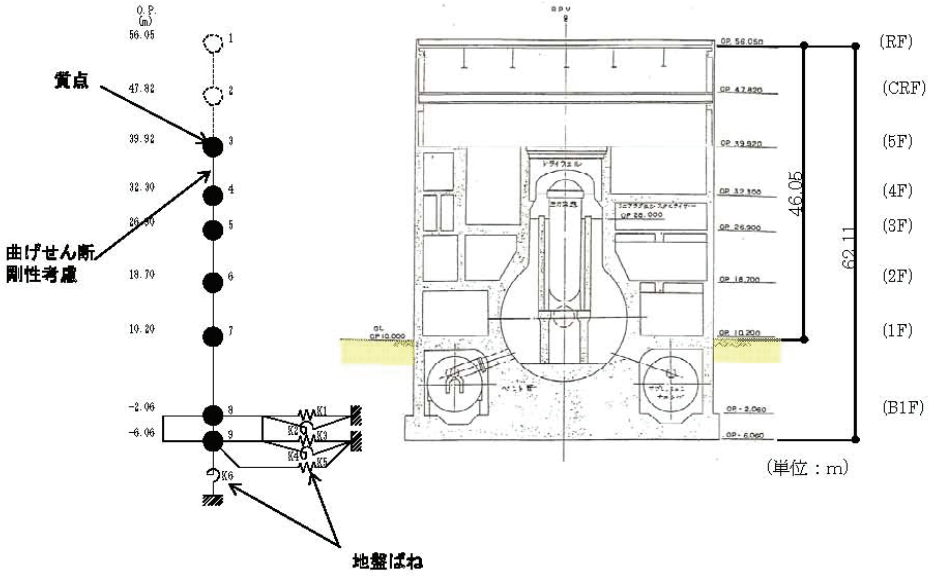
北面



損傷状況の反映

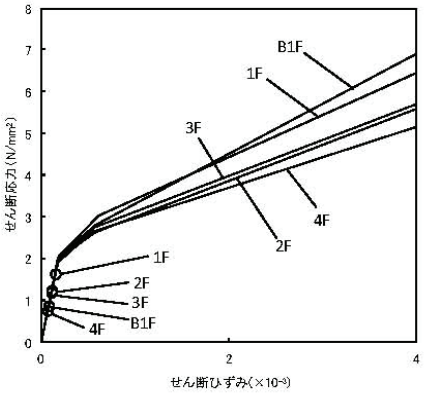
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．4　原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

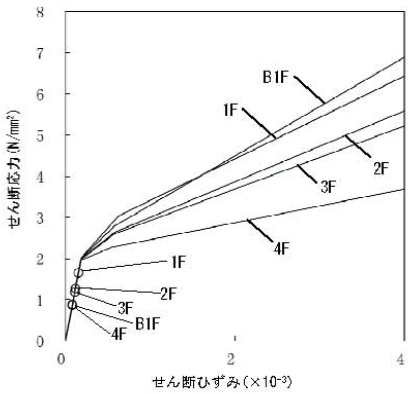


解析モデル

2．4　原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－1、ＥＷ方向）

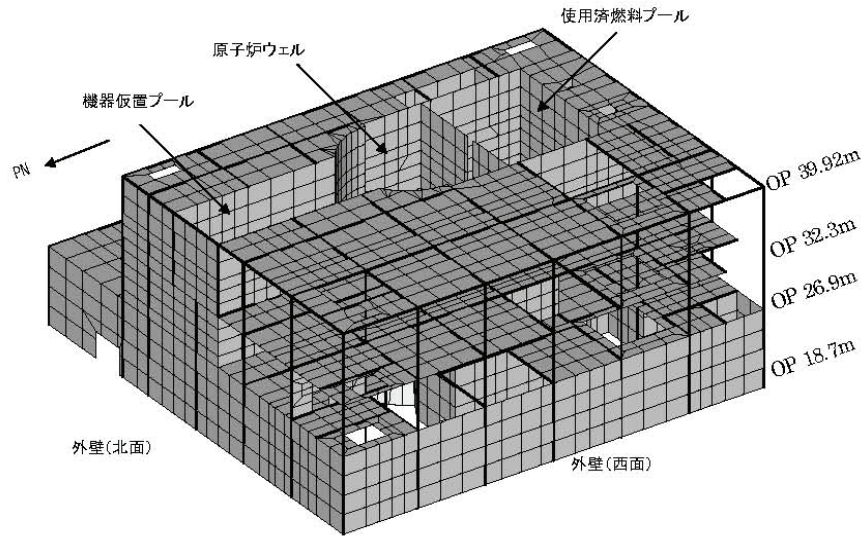


【参考】平成22年耐震バックチェック*時における
せん断スケルトン曲線上の最大応答値
（Ｓｓ－1、ＥＷ方向）

＊ 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　中間報告書（改訂2）」（平成22年4月、東京電力株式会社）

耐震壁の最大応答せん断ひずみは、最大で0.16×10^{-3}であり、評価基準値（4.0×10^{-3}）を満たすことを確認した。

2．5　使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）



解析モデル図

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．5　使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

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	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) ε	評価基準値 ($\times 10^{-6}$) ε'	検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$	判定
W1	${}_c\varepsilon_c$	−150	−3000	0.05≦1	可
	${}_s\varepsilon_c$	−90	−5000	0.02≦1	可
	${}_s\varepsilon_t$	1180	5000	0.24≦1	可

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	発生ひずみ ($\times 10^{-6}$) ε	評価基準値 ($\times 10^{-6}$) ε'	検定比 $\varepsilon / \varepsilon'$	判定
S1	${}_c\varepsilon_c$	−370	−3000	0.13≦1	可
	${}_s\varepsilon_c$	−140	−5000	0.03≦1	可
	${}_s\varepsilon_t$	250	5000	0.05≦1	可

面外せん断力の検討結果（壁部）

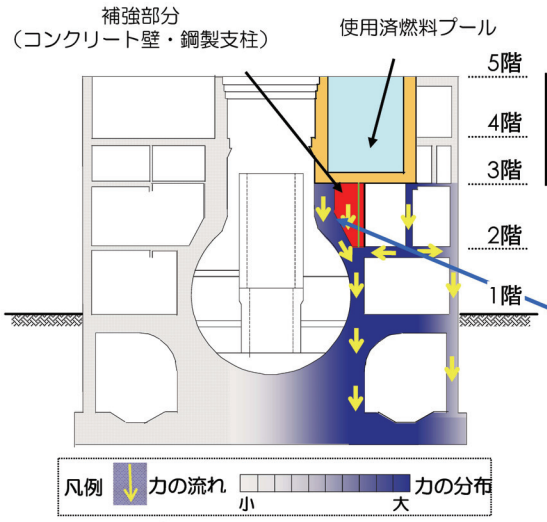
箇所名	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 Q' (N/mm)	検定比 Q／Q'	判定
W2	1120	1860	0.61≦1	可

面外せん断力の検討結果（床部）

箇所名	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 Q' (N/mm)	検定比 Q／Q'	判定
S2	580	1270	0.46≦1	可

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

2．５　使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）



使用済燃料プールの力の流れと分布のイメージ
（原子炉建屋断面図）

使用済燃料プールの床や壁※1は、非常に厚いうえに、プール全体は、非常に厚い耐震壁※2で支えられているため、それ以外の部分の外壁や床スラブが損傷していても、耐震性が確保されている。

※1　使用済み燃料プール耐震壁（鉄筋コンクリート造）：厚140cm～185cm
※2　使用済み燃料プールを支える耐震壁（鉄筋コンクリート造）：厚160cm～185cm

健全なシェル壁

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

3.　１～４号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋の耐震安全性評価状況一覧

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

3. １～４号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋の耐震安全性評価状況一覧

１～４号機タービン建屋、コントロール建屋、廃棄物処理建屋について、地下階に滞留水（汚染水）があることを考慮し、基準地震動Ssに対し、地下外壁が崩壊しないことを確認する。

なお、主に原子炉建屋の水素爆発により飛来した瓦礫による屋根部や鋼製部材の一部に開口、RC部にひび割れが有るものの、上層階であり、耐震要素であるＲＣの耐震壁に大きな損傷は確認されていないことから、解析上は考慮しない。

	３号機タービン建屋 （代表号機※1）	３号機コントロール建屋 （代表号機※1）	４号機廃棄物処理建屋 （代表号機※1）
(1)評価対象	地下外壁（ＲＣ）	地下外壁（ＲＣ）	地下外壁（ＲＣ）
(2)入力地震動	解放基盤表面で定義した基準地震動Ssを一次元波動論により評価		
(3)建屋のモデル化			
①解析モデル	質点系、SRモデル		
②材料特性	コンクリート実強度（35.0N/mm^2）を採用		
③剛性評価	耐震壁を評価		
④地下滞留水	考慮	考慮	考慮
(4)地盤のモデル化			
①底面ばね	水平および回転を考慮		
(5)接地率*2（最小ケース）	100%	72.3%	92.3%
(6)評価結果 （せん断ひずみ：最大ケース）	0.15×10^{-3}→OK 評価基準値：4.0×10^{-3}	0.07×10^{-3}→OK 評価基準値：4.0×10^{-3}	0.06×10^{-3}→OK 評価基準値：4.0×10^{-3}

※1：代表号機以外については、今後、代表号機の評価結果を踏まえ、建屋の類似性等を考慮して、評価を実施する。
※2：いずれも、基礎浮上り非線形を考慮した地震応答解析の適用条件とされている「接地率65%以上」を満足している。

⇨ 基準地震動Ｓｓに対し、地下外壁の耐震安全性は確保されており、滞留水の貯留に問題ない。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

4. コメント回答

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答①

①コンクリートの実強度の適用性について。

鉄筋コンクリートの物性値

	強度＊1 Fc (N/mm²)	ヤング係数 E (N/mm²)	せん断弾性係数 G (N/mm²)	ポアソン比 ν	単位体積重量＊2 γ (kN/m³)
コンクリート	35.0	2.57×10^4	1.07×10^4	0.2	24
鉄筋	SD345相当　(SD35)				

圧縮強度試験データ分析結果

設計基準強度	22.1	N／mm²
試験体数	373	本
平均圧縮強度	37.4	N／mm²
解析採用値	**35.0**	**N／mm²**

＊１：ＲＣ造部の剛性を評価する際に用いるコンクリート強度は，過去に原子力発電所内で実施された高経年化技術評価，コンクリート健全性評価及び建築設備点検等における圧縮強度試験結果から推定した実強度として，圧縮強度のばらつきを考慮し，平均値をやや下回る値を採用した。

＊２：鉄筋コンクリートの値を示す。

総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会構造WG（第25回）Aサブグループ会合（平成22年6月17日）資料『福島第一原子力発電所3号機安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性評価』より

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

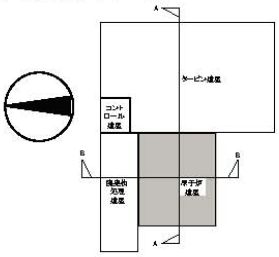
コメント回答②

②地盤による埋め込み効果の適用性について。

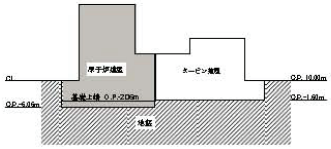
JEAC4601-2008では、地下部分の大部分（3面または面積で75%以上）が周辺地盤と接している場合には全面埋込みと同様な埋込み効果が期待できるものとしている。

１～４号機原子炉建屋周辺には隣接建屋があるが、基礎板側面については3面以上が周辺地盤と接しており、埋め込み効果が期待できるものとして、NOVAKの方法による側面ばねを考慮している。なお、タービン建屋・コントロール建屋・廃棄物処理建屋については，埋め込み効果は考慮していない。

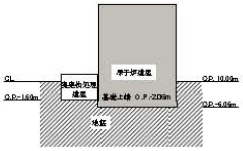
原子炉建屋の周辺状況について、４号機を例示する。



平面配置図



Ａ－Ａ断面図



Ｂ－Ｂ断面図

４号機原子炉建屋（1F4-R/B ）　周辺状況

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

コメント回答③

③地下部に滞留水を貯留する建屋において、滞留水に含まれる塩化物による建屋の構造強度及び耐震性の低下のリスクについて

●現状評価

津波による浸水を受けた建屋（キャスク保管建屋）の鉄筋が、腐食による断面欠損を生じていないことを確認した。

また、淡水化装置により、地下滞留水の塩素イオン濃度が低下しており、平成25年度上半期には、全域で水道水の基準値200ppm以下になると推定した。

●今後の対策

今後、地下滞留水の塩素イオン濃度を継続的に確認すると共に、作業安全性が確保された時点で目視点検を実施する。

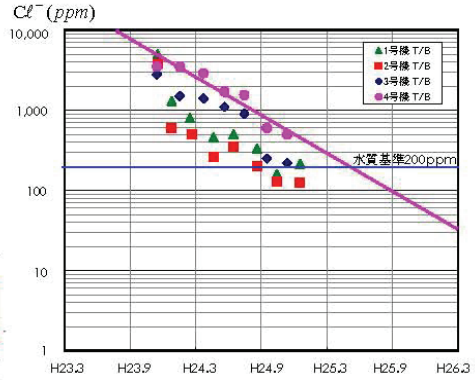
キャスク保管建屋鉄筋劣化評価結果(H24.8)

試験体	採取箇所	かぶり厚さ	鉄筋径	腐食グレード
NO.1	1階南東エリア	60mm	D13	Ⅱ
NO.2	1階南西エリア(1)	60mm	D13	Ⅰ
NO.3	1階南西エリア(2)	50mm	D13	Ⅰ

解説 表10.3.3 腐食のグレードと鋼材の状態

腐食グレード	鋼材の状態
Ⅰ	黒皮の状態，またはさびは生じているが全体的に薄い緻密なさびであり，コンクリート面にさびが付着していることはない．
Ⅱ	部分的に浮きさびがあるが，小面積の斑点状である．
Ⅲ	断面欠損は目視観察では認められないが，鉄筋の全周または全長にわたって浮きさびが生じている．
Ⅳ	断面欠損が生じている．

出展：2007年　コンクリート標準示方書　維持管理編（土木学会）



タービン建屋地下滞留水塩素イオン濃度経時変化

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

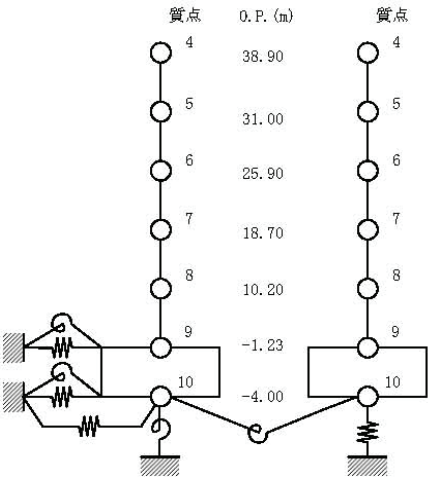
【参考資料】

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考１　１号機原子炉建屋　誘発上下動を考慮した影響検討

１号機原子炉建屋の地下滞留水を考慮した耐震安全性評価において、基準地震動Ssを用いた地震応答解析による検討を行った結果、NS方向のSs-2を用いた場合に、接地率は64.8%であり、「JEAC-4601-2008」に記載される基礎浮上がり非線形の評価式の適用範囲65%を下回った。

図に示す誘発上下動を考慮した解析モデルを用いて地震応答解析を行い、誘発上下動を無視した場合の応答値との比較を行う。



誘発上下動を考慮した解析モデル

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考１　１号機原子炉建屋　誘発上下動を考慮した影響検討

誘発上下動の有無による接地率及び耐震壁に生じるB1Fの最大応答せん断ひずみの比較を下表に示す。

接地率及びB1Fの最大応答せん断ひずみ

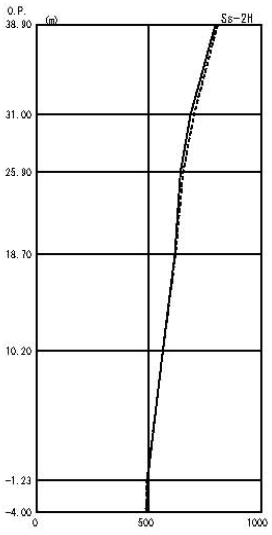
地震波	方向	誘発上下動の有無	接地率	B1F 最大応答 せん断ひずみ ($\times 10^{-3}$)
Ss-2H	NS	無視	64.8%	0.09
		考慮	65.6%	0.09

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

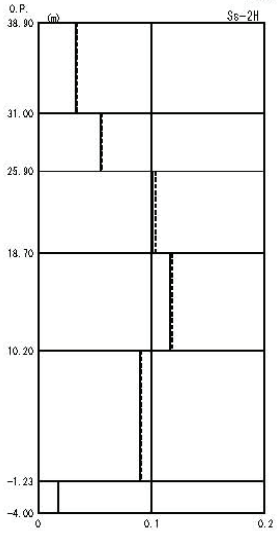
参考１　１号機原子炉建屋　誘発上下動を考慮した影響検討

誘発上下動の有無による最大応答加速度及び最大応答せん断ひずみを下図に示す。

———— ：誘発上下動無視
- - - - - - - ：誘発上下動考慮



最大応答加速度(NS方向・Ss-2)



最大応答せん断ひずみ(NS方向・Ss-2)

⇨ 結果より誘発上下動の有無が、最大応答値に与える影響は小さい。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考２　４号機原子炉建屋耐震安全性評価結果の概要

○原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

・４号機原子炉建屋について、使用済燃料取り出し時の状況を質点重量に反映するとともに、損傷状況の調査において損傷が確認された箇所および平成24年6月報告書*1において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、基準地震動Ssに対する地震応答解析を実施。

・解析の結果、耐震壁に発生するせん断ひずみは評価基準値を大きく下回っていることから、原子炉建屋は十分な耐震性安全性を有しているものと評価した。

○使用済燃料プールの耐震安全性評価（３次元ＦＥＭ解析）

・使用済燃料プールについて、使用済燃料取り出し時の状況における重量変化および使用済燃料プール底部の支持構造物等を反映するとともに、損傷状況の調査において損傷が確認された箇所および平成24年6月報告書*1において外壁の一部膨らみが確認された箇所の剛性を無視したモデルを作成し、基準地震動Ssに対する応力解析を実施。

・解析の結果、使用済燃料プールにおける鉄筋のひずみ、面外せん断力は評価基準値に対して十分余裕があることから、使用済燃料プールは十分な耐震安全性を有しているものと評価した。

＊1「福島第一原子力発電所４号機原子炉建屋の外壁の局所的な膨らみを考慮した耐震安全性に関する検討に係る報告書」（平成24年6月、東京電力株式会社）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考２　４号機原子炉建屋耐震安全性評価結果の概要

福島第一原子力発電所第４号機原子炉建屋において、燃料取り出し用カバーの設計および瓦礫撤去の進捗に伴い、使用済燃料の取り出し時における建屋の状況および躯体の損傷状況が明らかになってきた。

平成23年5月28日に報告した「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１）」（東京電力株式会社）（以下、平成23年報告書という）から、状況の変化を反映し、使用済燃料の取り出し時を想定した４号機原子炉建屋および使用済燃料プールの耐震安全性に関する検討を実施した。

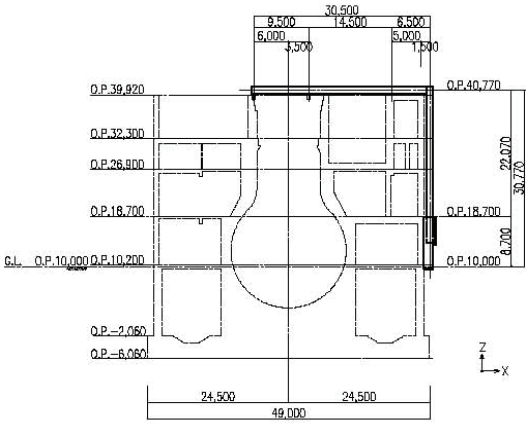
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況

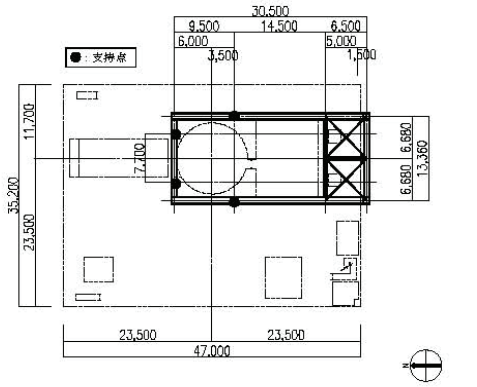
No	考慮した項目	内容
①	**オペフロ上部の瓦礫撤去**	R階およびCR階から崩落した瓦礫を撤去
②	**オペフロからの機器撤去**	オペフロ上から機器を撤去
③	**燃料取扱機支持用架構の設置**	燃料取扱機支持用架構を設置
④	**雨水浸入対策のための構造物の設置**	燃料取り出し用カバーで覆われない範囲に雨水浸入対策のための構造物を設置
⑤	**使用済燃料プール底部の支持構造物**	使用済燃料プール底部の支持構造物（鋼製支柱、コンクリート）を設置
⑥	**ヤード整備の実施**	ヤード整備のため、西側下屋上に1m程度の覆土を実施
⑦	**地下滞留水の考慮**	B1階からMB1階までに滞留した水の存在を考慮
⑧	**使用済燃料プールの循環冷却の開始**	使用済燃料プールの循環冷却の開始により水温が低下（管理温度65℃）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



燃料取扱機支持用架構
南北断面図



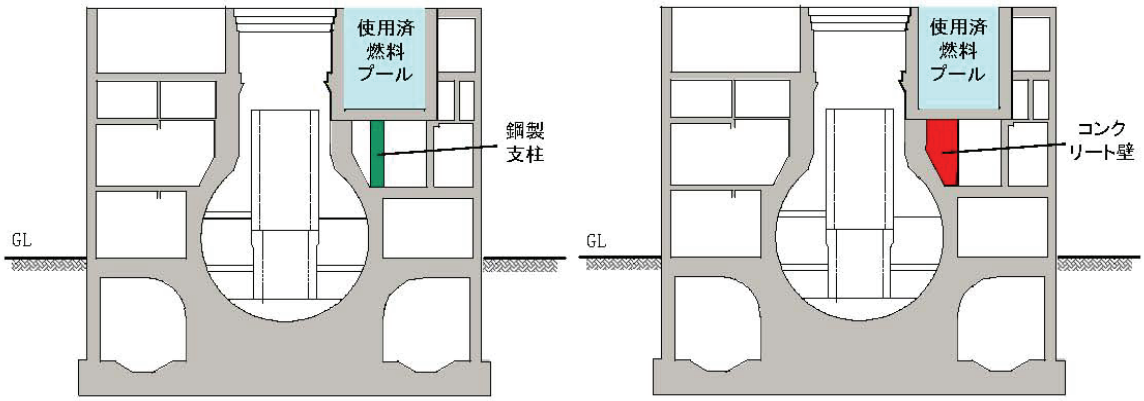
（単位：mm）

燃料取扱機支持用架構
梁伏図（O.P.41,420）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況

平成24年7月30日　設置



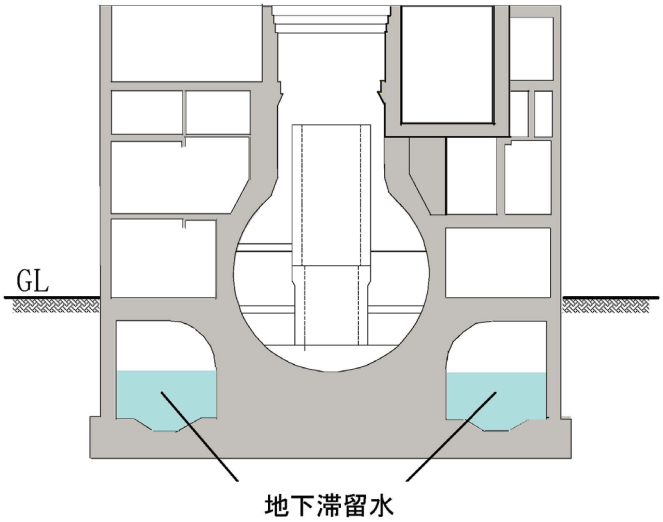
(a) コンクリート打設前

(b) コンクリート打設後（完成後）

使用済燃料プール底部の支持構造物のイメージ（南北断面図）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

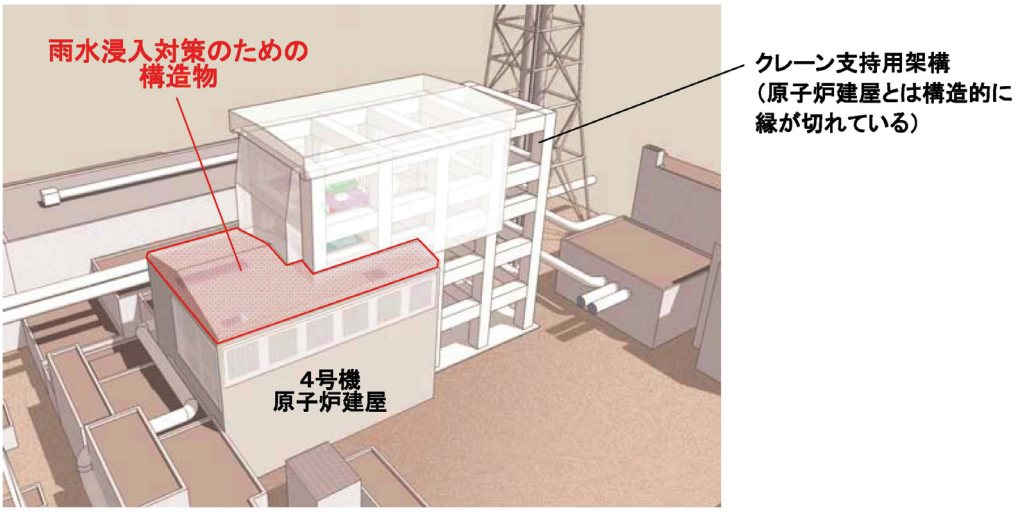
参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



地下滞留水のイメージ（南北断面図）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

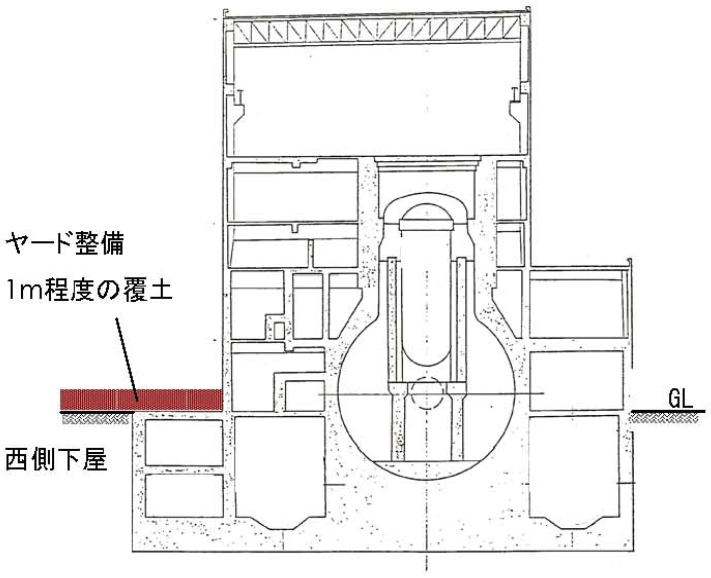
参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



雨水浸入対策のための構造物のイメージ

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

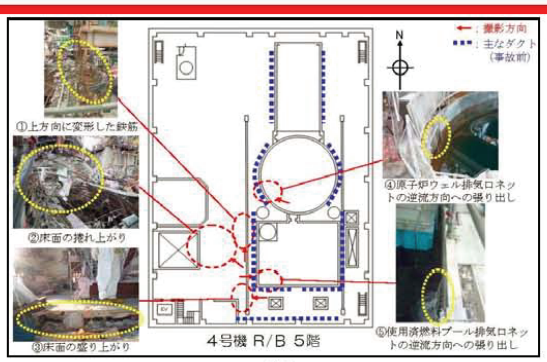
参考３　４号機使用済燃料プールの取り出し時における原子炉建屋の状況



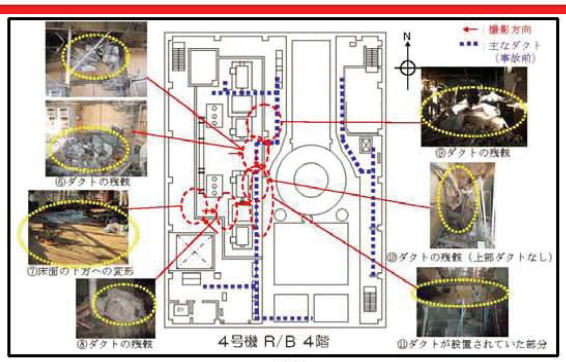
ヤード整備のイメージ（東西断面図）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

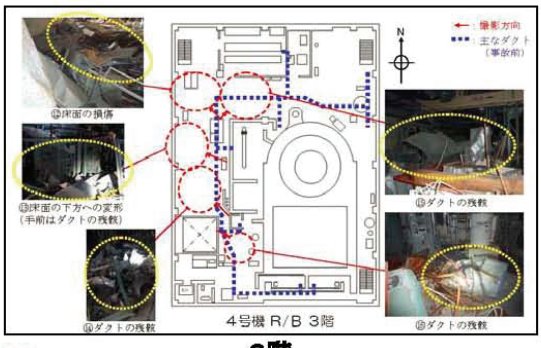
参考４　４号機原子炉建屋躯体の損傷状況



5階



4階



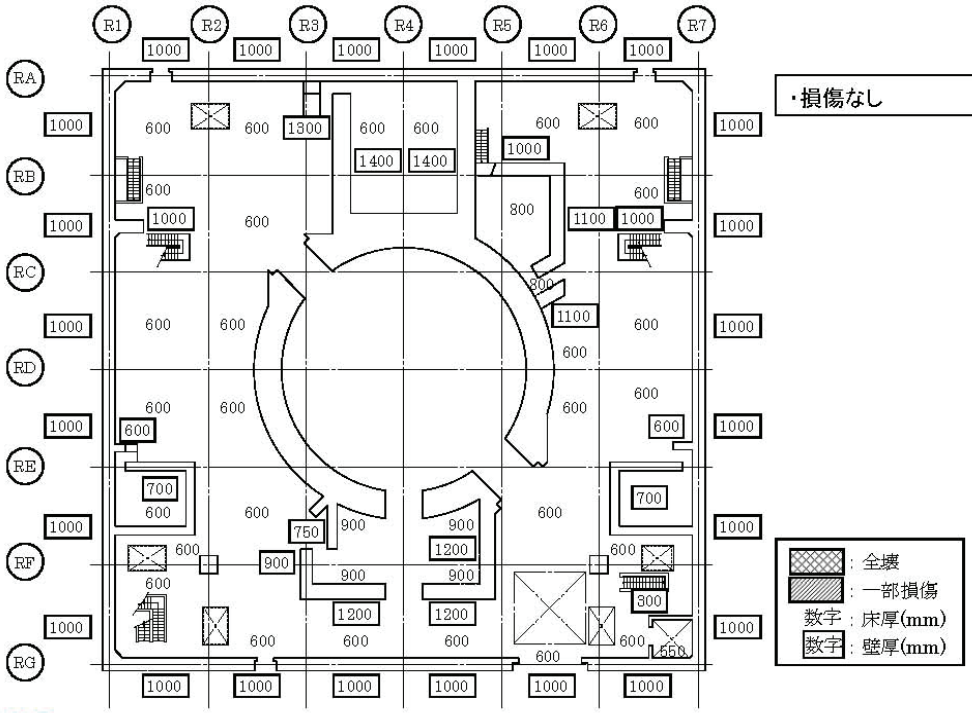
3階

建屋内の損傷状況に関する調査結果（3～5階）

事故調査報告書（平成２４年６月、東京電力株式会社）より

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

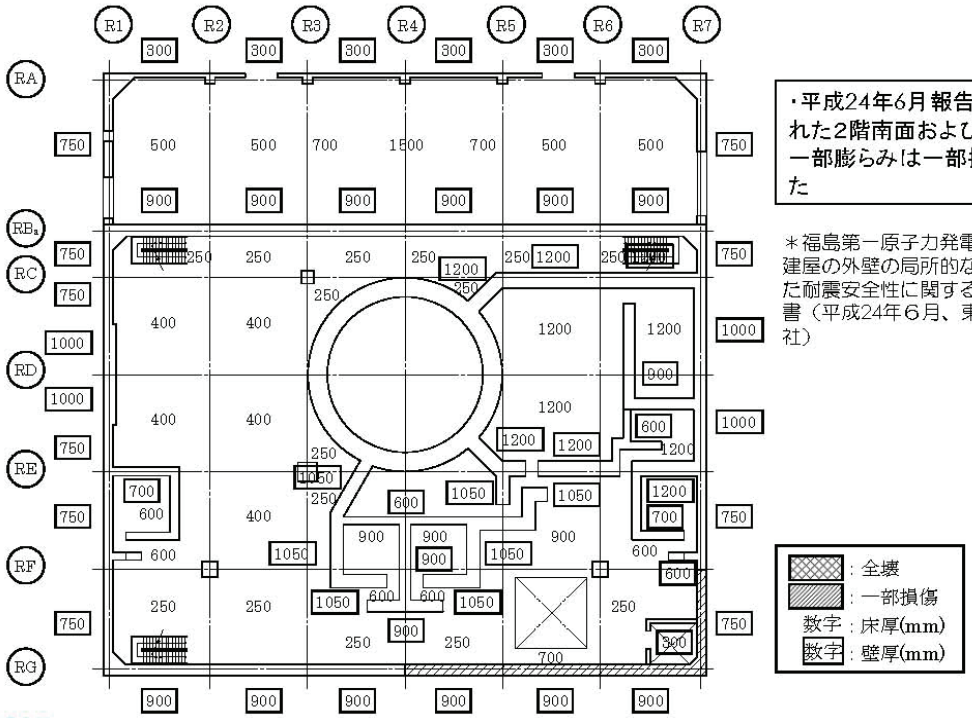
参考４　４号機原子炉建屋躯体の損傷状況（１階）



東京電力

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

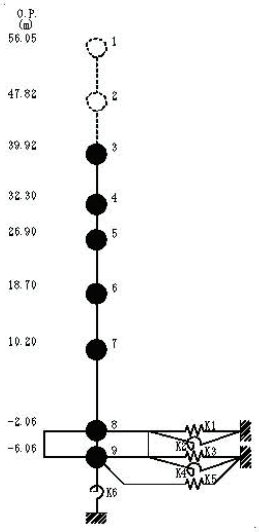
参考４　４号機原子炉建屋躯体の損傷状況（２階）



東京電力

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



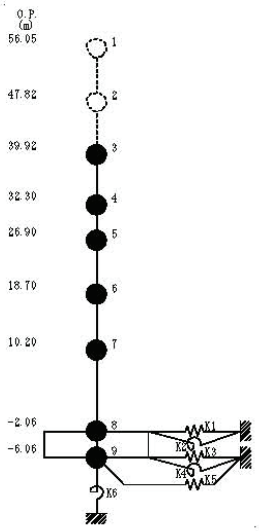
質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G ($\times10^5$kN・m^2)	せん断断面積 As(m^2)	断面2次モーメント I (m^4)
1	—	—		
2	—	—	—	—
3	69,940	128.73	—	—
4	87,140	160.44	147.1	10,080
5	127,760	235.14	102.2	14,387
6	129,030	237.57	202.7	32,567
7	218,480	402.18	175.4	46,774
8	353,740	707.83	460.4	114,194
9	132,390	264.88	2,812.6	562,754
合計	1,118,480			

ヤング係数Ec	2.57$\times10^7$(kN/m2)
せん断弾性係数G	1.07$\times10^7$(kN/m2)
ポアソン比ν	0.20
減衰h	5%
基礎形状	49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

建屋モデル（ＮＳ方向）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



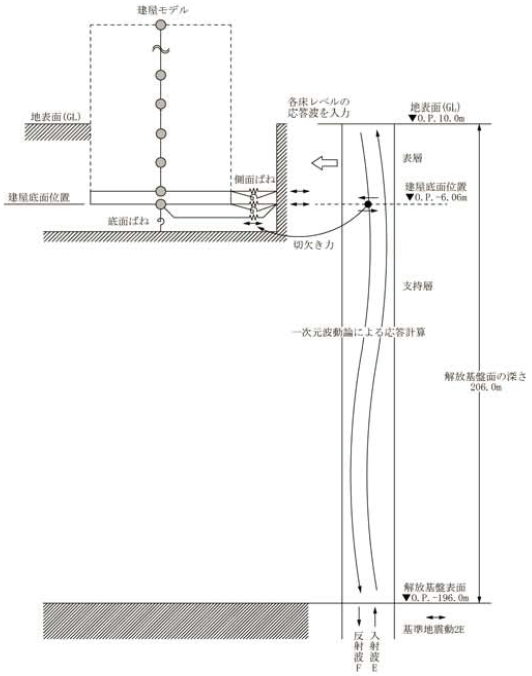
質点番号	質点重量 W(kN)	回転慣性重量 I_G ($\times10^5$kN・m^2)	せん断断面積 As(m^2)	断面2次モーメント I (m^4)
1	—	—		
2	—	—	—	—
3	69,940	72.20	—	—
4	87,140	89.98	73.0	5,928
5	127,760	235.14	98.3	6,182
6	129,030	237.57	161.6	23,344
7	218,480	599.92	166.4	46,303
8	353,740	1021.56	424.5	136,323
9	132,390	346.27	2,812.6	772,237
合計	1,118,480			

ヤング係数Ec	2.57$\times10^7$(kN/m2)
せん断弾性係数G	1.07$\times10^7$(kN/m2)
ポアソン比ν	0.20
減衰h	5%
基礎形状	49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

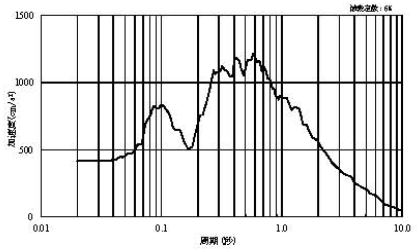
建屋モデル（ＥＷ方向）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

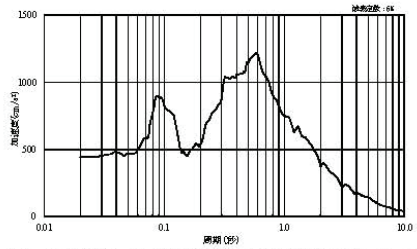
参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



地震応答解析の概要



建屋基礎底面への入力地震動の応答スペクトル
（Ss-1、基礎底面E+F）



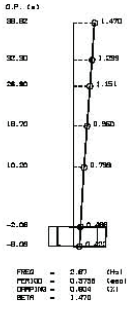
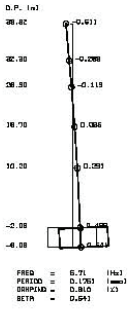
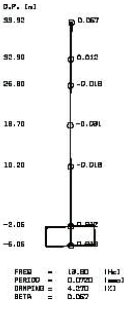
建屋基礎底面への入力地震動の応答スペクトル
（Ss-2、基礎底面E+F）

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

固有値解析結果（Ss-1、NS方向）

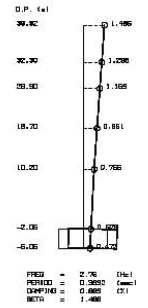
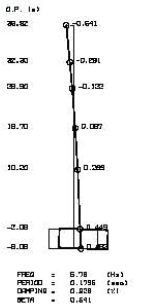
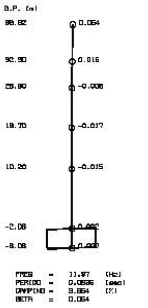
モード次数	1	2	3
固有振動数(Hz)	2.67	5.71	13.90
固有周期(s)	0.374	0.175	0.072
固有モード			

東京電力 TEPCO

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

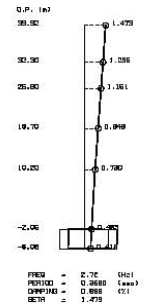
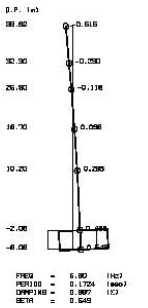
固有値解析結果（Ss-1、EW方向）

モード 次数	1	2	3
固有振動数 (Hz)	2.75	5.76	11.97
固有周期 (s)	0.363	0.174	0.084
固有モード			

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

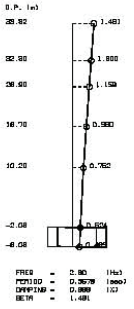
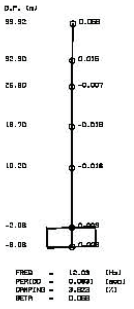
固有値解析結果（Ss-2、NS方向）

モード 次数	1	2	3
固有振動数 (Hz)	2.72	5.80	13.94
固有周期 (s)	0.368	0.172	0.072
固有モード			

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

固有値解析結果（Ss-2、EW方向）

モード 次数	1	2	3
固有振動数 (Hz)	2.80	5.85	12.03
固有周期 (s)	0.358	0.171	0.083
固有モード			

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

地盤定数（Ｓｓ-1）

標 高 O.P. (m)	地 質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	−

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

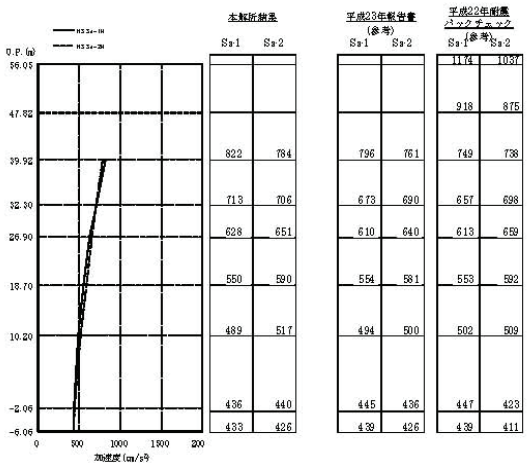
地盤定数（Ｓｓ-2）

標 高 O.P. (m)	地 質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (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 Vs (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	泥岩	500	17.1	0.455	436,000	0.81	353,000	450	3
−108.0	泥岩	560	17.6	0.446	563,000	0.81	456,000	504	3
−196.0	泥岩	600	17.8	0.442	653,000	0.81	529,000	540	3
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	−

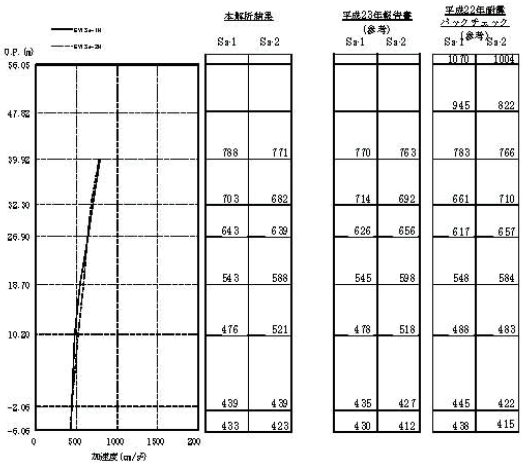
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

ＮＳ方向



ＥＷ方向



最大応答加速度（水平方向）

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）

耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧（最大応答せん断ひずみ、NS方向）

(×10^{-3})

階	本検討		平成22年耐震バックチェック		評価基準値
	Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2	
CRF	-	-	0.10	0.09	4.0
5F	-	-	0.17	0.15	
4F	0.04	0.04	0.05	0.05	
3F	0.11	0.11	0.08	0.08	
2F	0.10	0.10	0.09	0.09	
1F	0.15	0.15	0.15	0.16	
B1F	0.08	0.08	0.08	0.08	

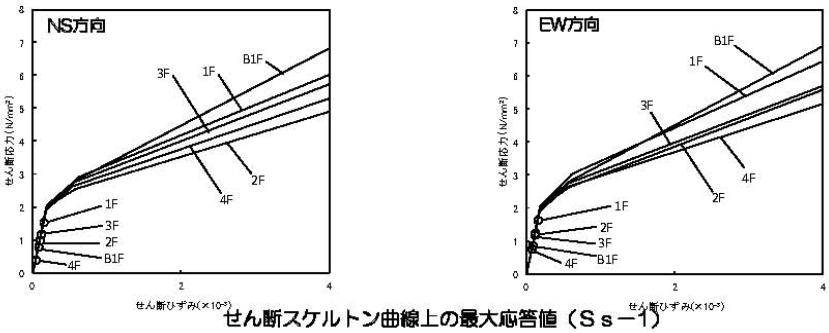
耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧（最大応答せん断ひずみ、EW方向）

(×10^{-3})

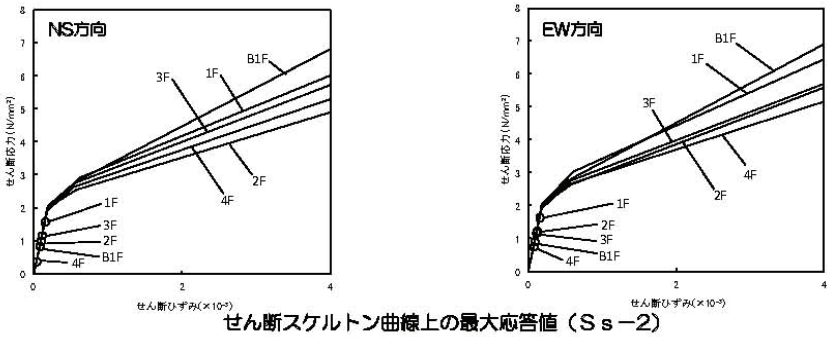
階	本検討		平成22年耐震バックチェック		評価基準値
	Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2	
CRF	-	-	0.12	0.12	4.0
5F	-	-	0.30	0.20	
4F	0.08	0.07	0.08	0.08	
3F	0.12	0.11	0.11	0.11	
2F	0.12	0.12	0.12	0.12	
1F	0.16	0.16	0.16	0.17	
B1F	0.09	0.09	0.08	0.09	

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



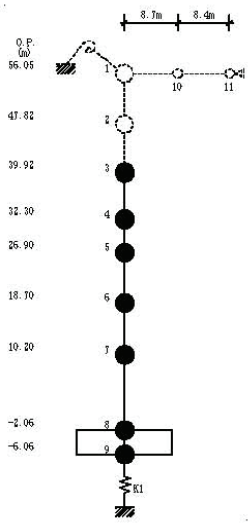
せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ｓｓ－1）



せん断スケルトン曲線上の最大応答値（Ｓｓ－2）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



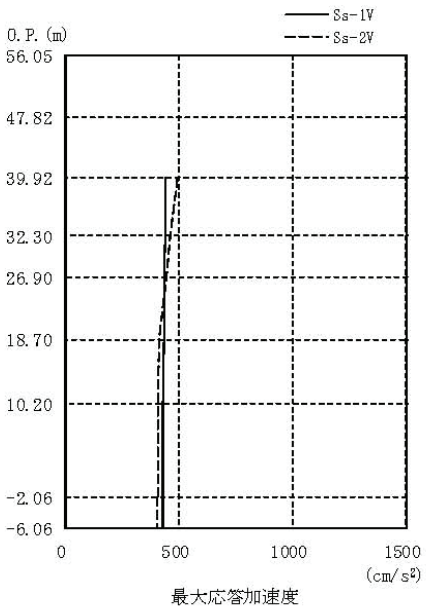
質点番号	質点重量 W(kN)	軸断面積 A_N (m^2)	軸ばね剛性 K_A ($\times 10^6$kN/m)
1	—		
2	—	—	—
3	69,940	—	—
4	87,140	204.5	6.90
5	127,760	210.7	10.03
6	129,030	354.5	11.11
7	218,480	340.6	10.30
8	353,740	654.7	13.72
9	132,390	2,812.6	180.71
合計	1,118,480		

ヤング係数 Ec	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%
基礎形状	49.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

建屋モデル（鉛直方向）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



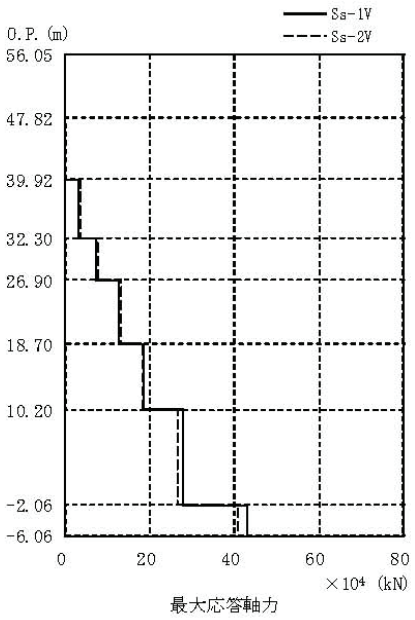
最大応答加速度

(cm/s²)	
Ss-1V	Ss-2V
437	492
437	462
436	442
432	410
429	404
427	404
427	404

最大応答加速度（鉛直方向）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考５　４号機原子炉建屋の耐震安全性評価（質点系モデルによる解析）



×10⁴(kN)

Ss-1V	Ss-2V
3.14	3.53
7.04	7.65
12.75	13.20
18.46	18.53
27.94	26.43
43.10	40.80

最大応答加速度（鉛直方向）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

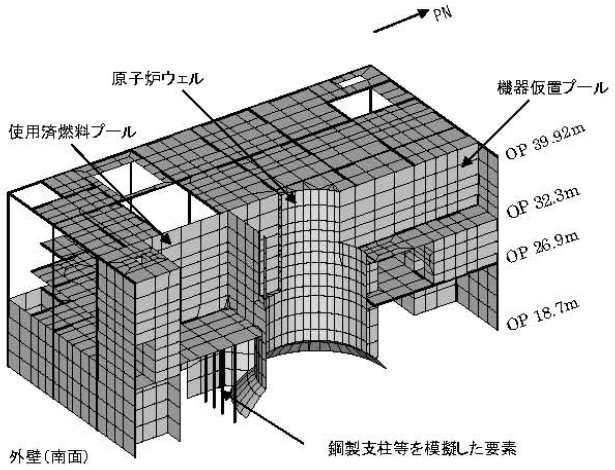
参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

解析条件

項目			内容
モデル	壁（プール・シェル含む）		全壊・一部損傷の壁の剛性を0%とする
	床（プール含む）		全壊・一部損傷の床の剛性を0%とする
	補強効果		使用済燃料プール底部の支持構造物の鋼製支柱を模擬
荷重	死荷重		オペフロ上部瓦礫撤去、燃料取扱機支持用架構荷重等を反映
	静水圧		使用済燃料プール、原子炉ウェル、機器仮置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
	温度荷重		一律内部65℃、外部0℃、炉内40℃
	地震荷重		損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動Ssに対する地震応答解析結果に基づき、水平および鉛直方向の地震荷重を考慮
	その他の荷重	地震時動水圧	損傷を考慮した質点系モデルによる基準地震動Ssに対する地震応答解析結果に基づき、地震時に作用するプール水の動水圧を考慮
		燃料取扱機支持用架構反力	燃料取扱機支持用架構の反力を考慮する

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

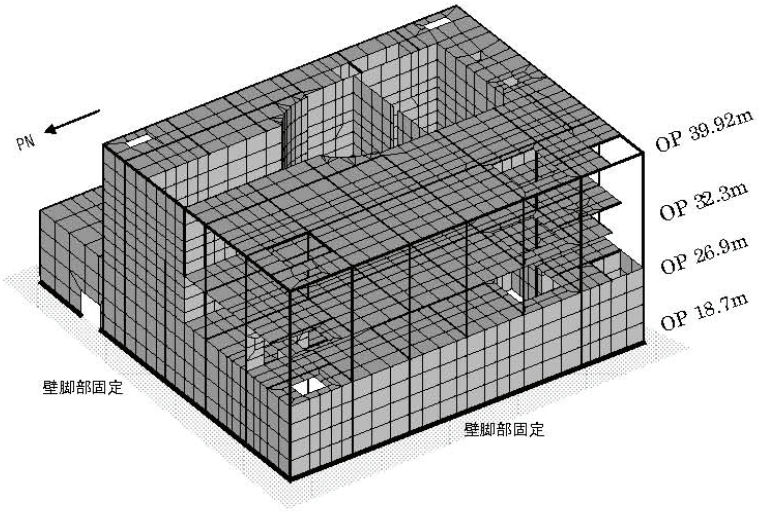
参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（３次元ＦＥＭ解析）



断面

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

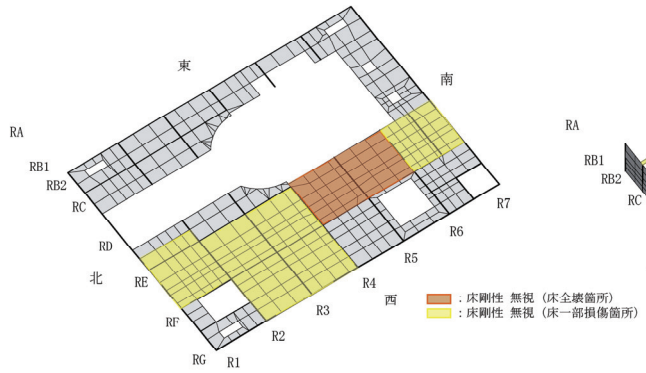
参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（３次元ＦＥＭ解析）



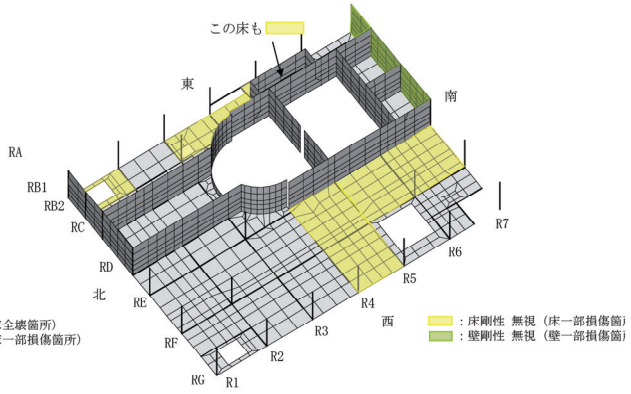
境界条件

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）



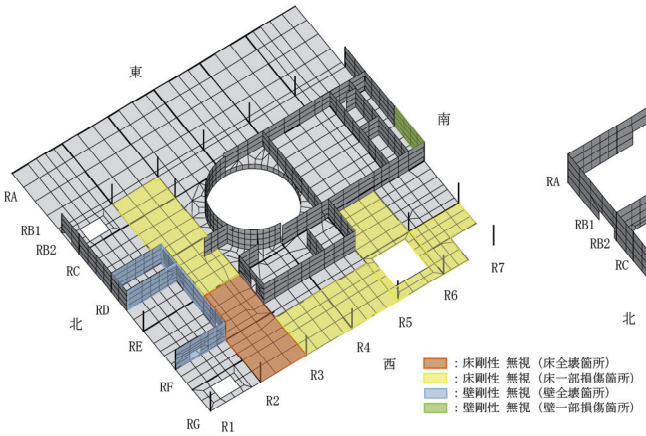
損傷状況　アイソメ図　５階



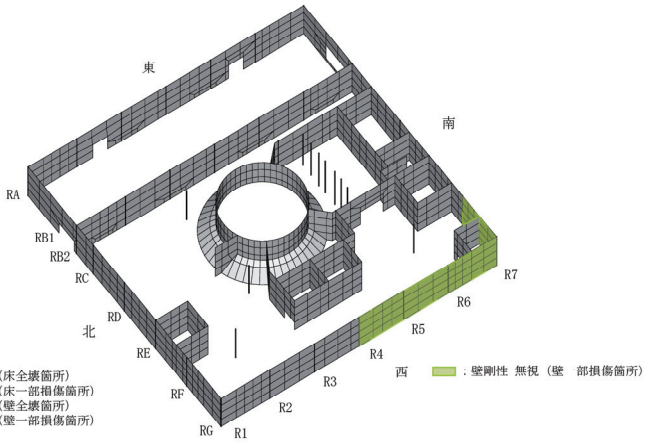
損傷状況　アイソメ図　４階

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）



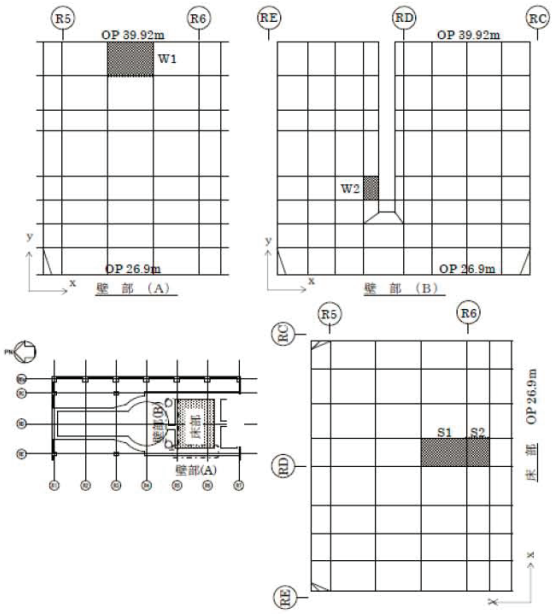
損傷状況　アイソメ図　３階



損傷状況　アイソメ図　２階

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）



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（×10⁻⁶）	評価基準値（×10⁻⁶）	検定比	判定
W1		Ss 地震時	−150	−3000	0.05≦1	可
			−90	−5000	0.02≦1	可
			1180	5000	0.24≦1	可

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（×10⁻⁶）	評価基準値（×10⁻⁶）	検定比	判定
S1		Ss 地震時	−370	−3000	0.13≦1	可
			−140	−5000	0.03≦1	可
			250	5000	0.05≦1	可

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 Q' (N/mm)	検定比 Q/Q'	判定
W2	Ss 地震時	1120	1860	0.61≦1	可

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 Q' (N/mm)	検定比 Q/Q'	判定
S2	Ss 地震時	580	1270	0.46≦1	可

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	D32@120	D32@250	D32@240	—
W2	D38@130	D38@130	D38@150	D38@113	

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					

評価結果と配筋諸元

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

【パラメトリックスタディ】

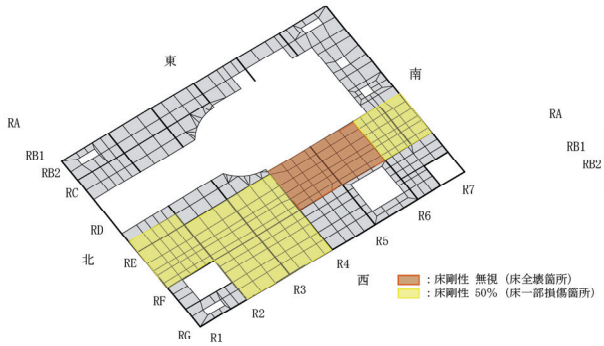
基本ケースとの剛性の設定の比較

ケース	壁の剛性の設定			床スラブの剛性の設定	
	全壊箇所*1	一部損傷箇所*1	膨らみ部*2	全壊箇所*1	一部損傷箇所*1
基本ケース	0%	0%	0%	0%	0%
パラメータケース	0%	50%	50%	0%	50%

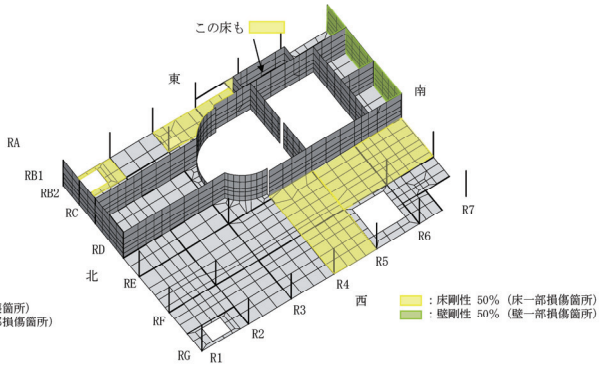
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

【パラメトリックスタディ】



損傷モデル　アイソメ図　５階

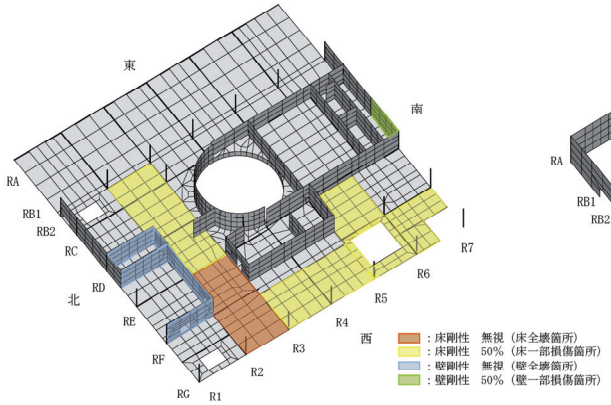


損傷モデル　アイソメ図　４階

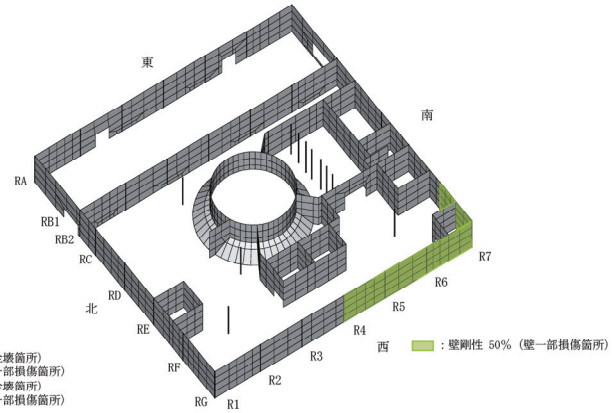
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

【パラメトリックスタディ】



損傷モデル　アイソメ図　３階



損傷モデル　アイソメ図　２階

東京電力 TEPCO
無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

【パラメトリックスタディ】

評価基準値に対する発生ひずみもしくは発生応力の比（検定比*1）の比較

	箇所名	評価項目	基本ケース	パラメータケース
プール壁	W1	鉄筋ひずみ	0.24	0.22*2
		コンクリートひずみ	0.05	0.06*2
	W2	面外せん断力	0.61	0.43
プール床	S1	鉄筋ひずみ	0.05	0.05*2
		コンクリートひずみ	0.13	0.13*2
	S2	面外せん断力	0.46	0.48

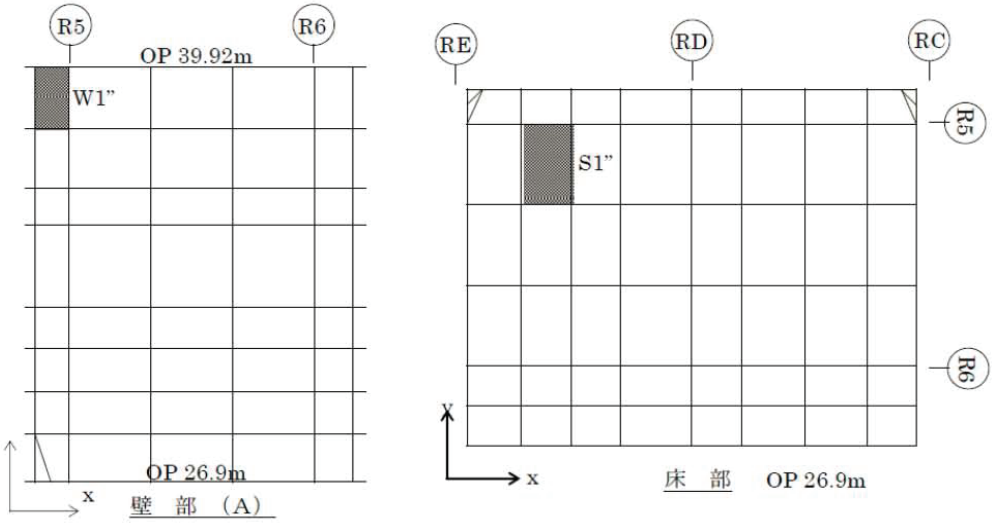
*1：表中の値は、１以下であれば評価基準を満たしていることを示している。

*2：プール壁及びプール床のひずみは、評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（検定比）が最大となる箇所が基本ケースとパラメータケースで異なっており、上記表上のパラメータケースにおけるひずみには、検定比が最大となる箇所の値ではなく、基本ケースと同じ箇所の値を記載している。なお、パラメータケースにおける検定比が最大となる箇所は図-5 に示す壁部(A)の W1”および、床部の S1”であり、検定比は W1”の鉄筋ひずみで 0.24、S1”のコンクリートひずみで 0.13 である。

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

【パラメトリックスタディ】



パラメータケースにおけるプール壁の面外せん断力の裕度が最大となる箇所

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考６　４号機使用済燃料プールの耐震安全性評価（3次元ＦＥＭ解析）

【パラメトリックスタディ】

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） ε	評価基準値（×10⁻⁶） ε'	検定比 ε／ε'	判定
W1	$_cε_c$	Ss 地震時	-180	-3000	0.06≦1	可
	$_sε_c$		-90	-5000	0.02≦1	可
	$_sε_t$		1080	5000	0.22≦1	可
W1"	$_cε_c$	Ss 地震時	-320	-3000	0.11≦1	可
	$_sε_c$		-240	-5000	0.05≦1	可
	$_sε_t$		1200	5000	0.24≦1	可

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 Q' (N/mm)	検定比 Q／Q'	判定
W2	Ss 地震時	790	1860	0.43≦1	可

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（×10⁻⁶） ε	評価基準値（×10⁻⁶） ε'	検定比 ε／ε'	判定
S1	$_cε_c$	Ss 地震時	-370	-3000	0.13≦1	可
	$_sε_c$		-150	-5000	0.03≦1	可
	$_sε_t$		240	5000	0.05≦1	可
S1"	$_cε_c$	Ss 地震時	-370	-3000	0.13≦1	可
	$_sε_c$		-200	-5000	0.04≦1	可
	$_sε_t$		180	5000	0.04≦1	可

面外せん断力の検討結果（床部）

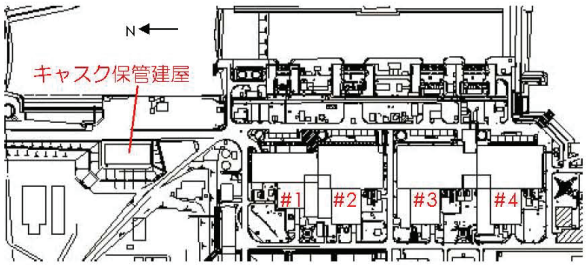
箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)	評価基準値 Q' (N/mm)	検定比 Q／Q'	判定
S2	Ss 地震時	600	1270	0.48≦1	可

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考７　滞留水に含まれる塩化物による建屋劣化リスク

H23.12まで津波による浸水を受けたキャスク保管建屋の鉄筋コンクリート壁に対して、H24.8に劣化調査を実施したところ、鉄筋の腐食による断面欠損は生じていないことを確認した。

これより、地下滞留水を貯留する建物についても、現時点において構造に影響を与えるような塩分浸透による劣化はないものと評価した。



キャスク保管建屋配置図

鉄筋採取位置(No.1)

キャスク保管建屋鉄筋劣化評価結果

試験体	採取箇所	かぶり厚さ	鉄筋径	腐食グレード
NO. 1	1階南東エリア	60mm	D13	Ⅱ
NO. 2	1階南西エリア(1)	60mm	D13	Ⅰ
NO. 3	1階南西エリア(2)	50mm	D13	Ⅰ

No.1（腐食グレードⅡ）

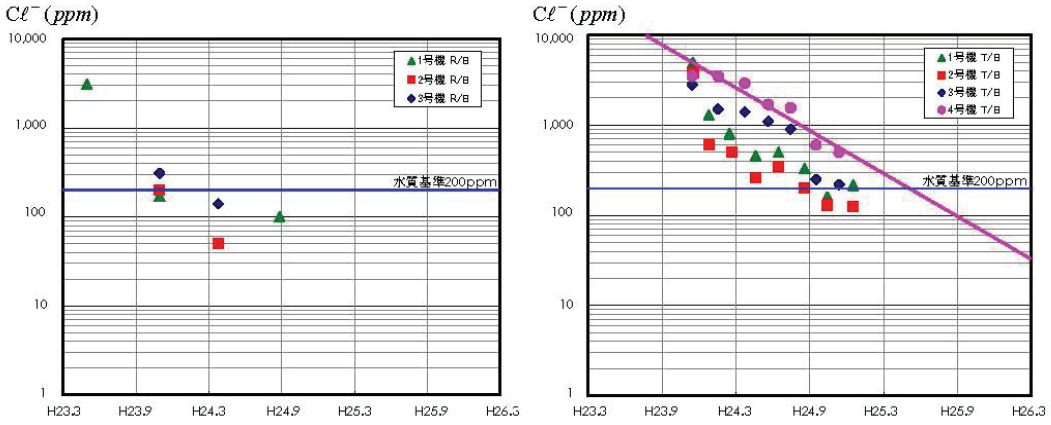
No.2（腐食グレードⅠ）

No.3（腐食グレードⅠ）

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

参考7　滞留水に含まれる塩化物による建屋劣化リスク

塩分除去した水を注水することにより、地下滞留水の塩素イオン濃度は、経時的に減少している。
・原子炉建屋では、すでに水道水の塩素イオン基準値200ppmを下回っている。
・タービン建屋では、平成25年上半期には、概ね200ppm以下になると推定した。
これから、地下滞留水を貯留する建物については、平成25年度下半期以降は構造に影響を与えるような塩分浸透による劣化はないものと評価した。



地下滞留水塩素イオン濃度経時変化

無断複製・転載禁止　東京電力株式会社

1.4　豪雨，台風，竜巻への対応

1.4.1　台風・豪雨について

高レベルの放射性汚染水を滞留・貯留している原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，コントロール建屋，プロセス主建屋（除染装置を同建屋内に設置），高温焼却炉建屋（第二セシウム吸着装置を同建屋内に設置），焼却工作建屋（セシウム吸着装置を同建屋内に設置），運用補助共用施設共用プール棟（非常用ディーゼル発電機を同建屋内に設置）等の既設の諸建屋は，過去の観測記録を保守的に設定している建築基準法の暴風時の荷重を考慮している。

以上より，台風・豪雨により建屋，機器の機能が喪失することはないが，地下階に滞留している高レベルの放射性汚染水（滞留水）については，滞留水の水位の上昇が懸念される。

気象庁 HP，気象庁観測データ（図 1.4－1参照）より，降水量 3000㎜/年（平年値）を超える地域は，東海地方，紀伊半島，四国，九州及び北陸地方等となっており，国内の最大降水量は，852㎜/日（高知県魚梁瀬，2011.7.19），2452㎜/月（三重県宮川，2011.9）である。一方，福島第一原子力発電所の周辺の観測データとしては，降水量の平年値は 2000㎜ 以下であり，最大降水量も 285㎜/日（福島県浪江，1996.9.22），634㎜/月（福島県浪江，2006.10）となっている。

そこで,保守的に1日に1000㎜の降雨を想定した１～４号機建屋水位の評価を行ったところ(降雨による影響を評価するため，降雨による建屋水位上昇の寄与率を過去の実績から算定)，保安規定に定める水位レベル（O.P.+3500㎜）を超えるものの，系外流出リスクの水位レベル（O.P.+4000㎜）以下の O.P.+3747㎜ に留まると予測される（図 1.4－2参照)。

以上より，保守的な豪雨を想定しても，滞留水を系外に流出することはないと考える。

1.4.2　竜巻について

原子炉建屋，タービン建屋，運用補助共用施設共用プール棟，プロセス主建屋，高温焼却炉建屋，焼却工作建屋等の諸建屋は，鉄筋コンクリート造であるため，竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。

原子炉圧力容器・格納容器注水設備については，高台，タービン建屋内，３号復水貯蔵タンク等にポンプを分散配置しており，単独の竜巻で同時に機能喪失するリスクは小さいと考えるが，万一，竜巻により全てのシステムの運転再開が時間を要する場合には，消防車を用いた注水で対応する。また，消防車，仮設注水用機材等については分散配置し，全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

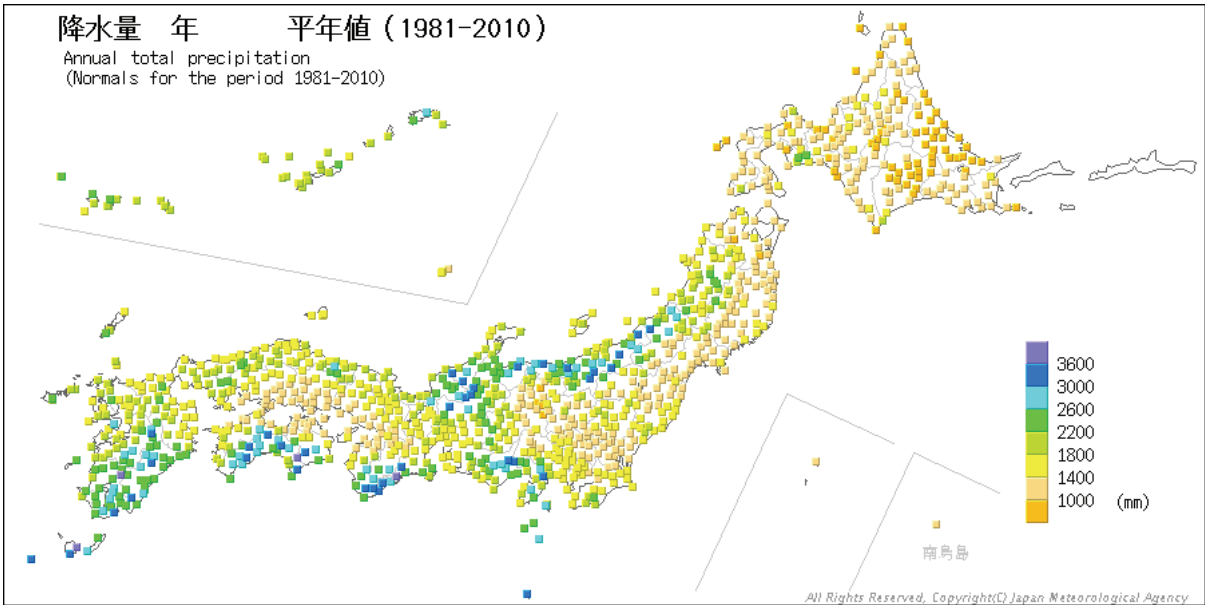
使用済燃料プールについては，プール上部を養生する等，実行可能な防護対策を行う。また，使用済燃料プール水の漏えいが発生した際は，非常用電動ポンプ，消防車もしくはコンクリートポンプ車等による注水により漏えいの抑制を行う。さらに，コンクリートポンプ車等について分散配置し，全数が一度に機能喪失することがないように配備する。

汚染水処理設備のうち処理装置については鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しており，竜巻に対する直接的な被害はないと考えられる。淡水化装置は，蛇腹ハウス内に設置しており，竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定できないが，十分な量の淡水を貯水しており，装置停止による炉注水源への影響は小さいと考える。なお，滞留水中の塩素濃度は減少傾向にあり，数年先には，淡水化装置をバイパスしての炉注水も可能と想定している。また，汚染水処理設備の制御室は，コンテナ内に設置しているため，竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性を否定

できないが，第二セシウム吸着装置は現場制御盤での起動が可能であり，滞留水処理の早期再開が可能である。処理水を移送しているホースについては，予備品を準備しておくこととしている。さらに，竜巻の発生の可能性が予見される場合には，汚染水処理設備の停止・隔離弁の閉止操作等を行い，汚染水の拡大防止を図る。また，車両などの飛来物によって塩水タンク等を破壊させることがないよう，車両をタンクから遠ざける措置をとる。

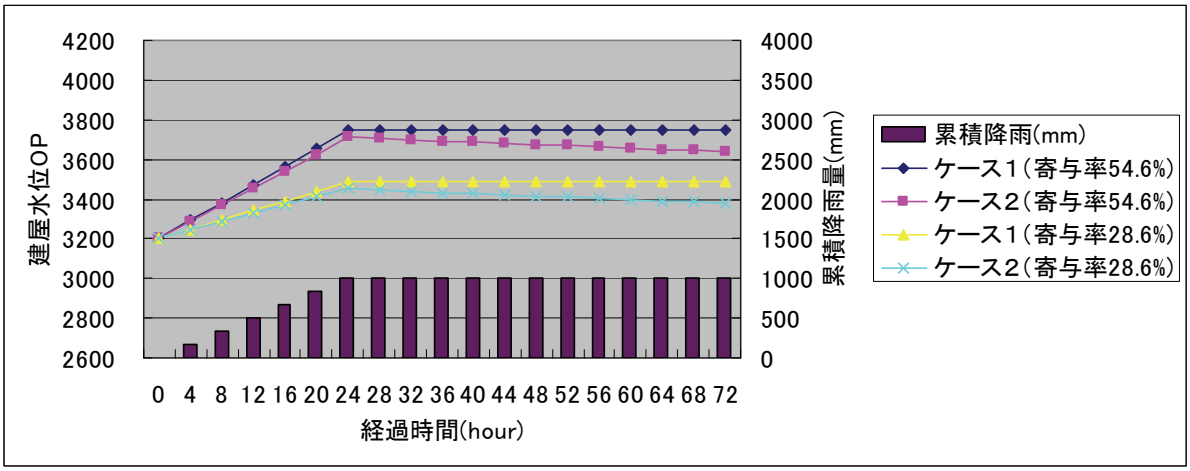
電源設備のうち所内共通Ｄ／Ｇについては，鉄筋コンクリート造の建屋内に設置しているため竜巻に対する直接的な被害を受けることはない。所内共通Ｍ／Ｃについては，鉄筋コンクリート造建屋又は鉄骨造建屋内に分散配置しており，全数が一度に機能喪失することがないこととしている。また，ケーブル電路については，屋外に布設しているため竜巻に対する直接的な被害を受ける可能性があるが，所内共通Ｍ／Ｃについては，離れた複数の受変電設備から違う経路を使用して受電できるようにしているため，一部のケーブルが竜巻により損傷しても，他のケーブルを使用して所内共通Ｍ／Ｃへの供給が可能である。また，仮に受電経路が全て使用不能となった場合もしくは所内共通Ｍ／Ｃが使用不能となり重要な負荷への電源供給ができなくなった場合には，各設備に設置した専用の発電機で電源を確保する。さらに，電源車を使用可能な電源盤に接続し，安全上重要な設備への電源を確保する。

監視体制については，日常的に，作業員等は，避難ルートや避難場所を確認している。竜巻発生が予想される場合は，気象庁から段階的に発表される「気象情報」及び「雷注意報」を把握し，強風に対するクレーンの姿勢固定等，必要な対応を行う。竜巻発生の０～１時間前に発表される「竜巻注意情報」が発令された場合，気象状況を適宜確認し，竜巻発生もしくは発生の恐れがあると判断した場合には，作業員等へ避難指示及び所内一斉放送を実施し，作業員等は，予め確認している避難ルートや避難場所に従って，避難を行う体制としている。



気象庁 HP より抜粋

図１．４－１　日本国内の降水量（平年値）



ケース１：通常時の移送（ポンプ２台運転）

ケース２：移送ポンプ増強（ポンプ４台運転）

図１．４－２　大量降雨時の影響評価

2　放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

2.1　放射性廃棄物等の管理

2.1.1　放射性固体廃棄物等の管理

2.1.1.1　概要

放射性固体廃棄物には，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)),原子炉内で照射された使用済制御棒,チャンネルボックス等,使用済樹脂[*1]，フィルタスラッジ[*2]，その他雑固体廃棄物があり，固体廃棄物貯蔵庫，サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク，造粒固化体貯槽等に貯蔵，または保管する。

なお，ドラム缶に収納された放射性固体廃棄物，ドラム缶以外の容器に収納された放射性固体廃棄物，開口部閉止措置を実施した大型廃棄物であるドラム缶等の一部は，固体廃棄物貯蔵庫外のドラム缶等仮設保管設備に仮置きする。

事故後に発生した瓦礫等には，瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等があり，一時保管エリアを設定して，一時保管する。

一時保管エリアには，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，仮設保管設備，伐採木一時保管槽，屋外の集積場所がある。

また，放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行う。

＊１：１～６号機，集中環境施設の使用済樹脂（ビーズ状の樹脂）

＊２：１号機 CUW フィルター，１～６号機及び共用プールの CUW ろ過脱塩器，FPC ろ過脱塩器，機器ドレンフィルター，床ドレンフィルターより廃棄されたろ過材とその捕獲されたクラッド

2.1.1.2　基本方針

放射性固体廃棄物や事故後に発生した瓦礫等の放射性固体廃棄物等については，必要に応じて減容等を行い，その性状により保管形態を分類して，作業員及び公衆の被ばくを達成できる限り低減できるようにし，放射性固体廃棄物等が管理施設外へ漏えいすることのないよう貯蔵，保管，または一時保管する。

また，これまでの発生実績や今後の作業工程から発生量を想定し，適切に保管エリアを確保し管理していくとともに，敷地境界への放射線影響に配慮した中長期的な計画を策定する。

放射性固体廃棄物等は，処理・処分を実施するまでの間，保管期間が長期に亘る可能性があるため，現状実施している仮設設備での保管を，今後，恒久的な貯蔵設備等での保管に移行していく計画を策定する。

2.1.1.3　対象となる放射性固体廃棄物等と管理方法

1～6 号機を含めた発電所敷地内及び臨時の出入管理箇所において発生した放射性固体廃棄物，事故後に発生した瓦礫等を対象とする。

(1)区分

a.放射性固体廃棄物

濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット，ペレット固化体)），原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，その他雑固体廃棄物

b.事故後に発生した瓦礫等

瓦礫類，伐採木，使用済保護衣等

(2)運用

放射性固体廃棄物等の種類ごとの貯蔵，保管，または一時保管の措置は以下のとおりである。

・濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体)），その他雑固体廃棄物

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型廃棄物への開口部閉止措置)，ドラム缶等仮設保管設備（容器収納，大型廃棄物への開口部閉止措置）

・原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等，使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット))

サイトバンカ，使用済燃料プール，使用済燃料共用プール，使用済樹脂貯蔵タンク等

・瓦礫類

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，大型瓦礫類への飛散抑制措置)，仮設保管設備（容器未収納)，覆土式一時保管施設（容器未収納)，屋外集積（容器収納，シート等養生，養生なし）

・伐採木

屋外集積（養生なし)，伐採木一時保管槽（容器未収納）

・使用済保護衣等

固体廃棄物貯蔵庫（容器収納，袋詰め)，仮設保管設備（容器収納，袋詰め)，屋外集積（容器収納，袋詰め）

上記の放射性固体廃棄物等について，以下の管理を実施する。

a.放射性固体廃棄物

(a)その他雑固体廃棄物，濃縮廃液（セメント固化体，造粒固化体（ペレット固化体))

ⅰ.処理・保管

ドラム缶等の容器に封入するか，または放射性物質が飛散しないような措置を講じて，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム

缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，保管量確認

固体廃棄物貯蔵庫における放射性固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的に目視可能な範囲で巡視し，転倒等の異常がないことを確認する。保管量については，事故前の保管量の推定値を元に，保管物の出入りを確認する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

固体廃棄物貯蔵庫の目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(b)原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等

ⅰ.貯蔵保管

原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等は，使用済燃料プールに貯蔵もしくはサイトバンカに保管する。または，原子炉内で照射されたチャンネルボックス等は使用済燃料共用プールに貯蔵する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

サイトバンカにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等について，事故前の保管量の推定値を元に保管物を確認する。

使用済燃料プールにおける原子炉内で照射された使用済制御棒，チャンネルボックス等の貯蔵量は，事故前の貯蔵量の推定値を元に，貯蔵物の出入りを確認する。

また，使用済燃料共用プールにおける原子炉内で照射されたチャンネルボックス等については，定期的な巡視及び貯蔵量の確認を実施する。

(ⅱ)管理上の注意事項の掲示

サイトバンカの目につきやすい場所に管理上の注意事項を掲示する。

(c)使用済樹脂，フィルタスラッジ，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））

ⅰ.処理・貯蔵保管

使用済樹脂，フィルタスラッジは，使用済樹脂貯蔵タンク等に貯蔵する。または，乾燥造粒装置で造粒固化し，造粒固化体貯槽または，固体廃棄物貯蔵庫に保管するか雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫に保管する。

また，濃縮廃液（造粒固化体（ペレット））は，造粒固化体貯槽に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)巡視，貯蔵保管量確認

１～４号機及び集中環境施設は監視設備の故障等により確認が困難であり，監視はできないが，以下の容器等の管理により間接的に状態を把握する。

地下階に設置されている容器等については，漏えいしても滞留水として系内にとどまる。地上階に設置されている容器等については，腐食により，放射性廃液等が漏えいした場合に，系外への放出が懸念されるため，点検が可能な容器等については，定期に外観点検または肉厚測定を行い，漏えいのないことを確認する。また，高線量等により外観点検等が困難な容器等については，外観点検または肉厚測定を実施した容器等の点検結果より，劣化状況を想定し，漏えいが発生していないことを確認する。なお，これらの容器等には液体を内包する容器等を含む。

貯蔵量については，事故前の貯蔵量の推定値にて確認する。

造粒固化体貯槽は汚染水処理設備の設置等で確認が困難であり，監視はできない。保管量については，事故前の保管量の推定値にて確認する。

５号機及び６号機については，使用済樹脂貯蔵タンク等における使用済樹脂及びフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

運用補助共用施設については，沈降分離タンクにおけるフィルタスラッジの貯蔵状況を定期的に監視し，貯蔵量を確認する。

(d) ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物

ⅰ.仮置き

ドラム缶等を固体廃棄物貯蔵庫外に仮置きする場合は，ドラム缶等仮設保管設備とする。また，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶の仮置き期間は平成 24 年 12 月から約３年間とし，仮置き後は今後検討する恒久的な設備へ移動する。

ⅱ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，ドラム缶等仮設保管設備自身または柵等による区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)巡視，保管量確認

ドラム缶等仮設保管設備におけるその他雑固体廃棄物の保管状況を確認するために，定期的にドラム缶等仮設保管設備を巡視するとともに，保管量を確認する。なお，ドラム缶等の破損等があれば補修等を行う。

(ⅲ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，ドラム缶等仮設保管設備周辺の空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

また，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶は表面線量率 0.1mSv/h 以下とする。

(ⅳ)ドラム缶転倒防止対策

３段に積み重ねて設置したドラム缶については，転倒防止対策として，最外周の３段目ドラム缶を固縛及び３段目パレットを連結する。さらに，ドラム缶等仮設保管設備に仮置きするドラム缶重量は 300kg 以下とする重量管理を実施することにより，パレットの座屈抑制を図る。

b. 事故後に発生した瓦礫等

(a) 瓦礫類

ⅰ. 処理・一時保管

発電所敷地内において，今回の地震，津波，水素爆発による瓦礫や放射性物質に汚染した資機材，除染を目的に回収する土壌等の瓦礫類は，瓦礫類の線量率に応じて，材質により可能な限り分別し，容器に収納して屋外の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設，仮設保管設備，または屋外の一時保管エリアに一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。なお，固体廃棄物貯蔵庫に一時保管する瓦礫類のうち，容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する。また，瓦礫類については，可能なものは切断，圧縮などの減容処理を行い，敷地内で保管するか，または再利用する。

瓦礫類を回収する際に，アスベスト等の有害物質を確認した場合には法令に則り適切に対応する。

発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フローを図２．１．１－１に示す。

ⅱ. 飛散抑制対策

表面線量率が目安値を超える瓦礫類については，飛散抑制対策を実施する。

目安値は，発電所敷地内の空間線量率を踏まえ，周囲への汚染拡大の影響がない値として設定し，表面線量率が目安値以下の瓦礫類については，周囲の空間線量率と有意な差がないことから，飛散抑制対策は実施しない。

今後，発電所敷地内の空間線量率が変化すれば，それを踏まえ適宜見直す予定である。

飛散抑制対策としては，容器，仮設保管設備，固体廃棄物貯蔵庫，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等を実施する。

ⅲ. 管理

(ⅰ) 区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ) 線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，瓦礫類の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(iii)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(iv)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。また，中期的には瓦礫類の表面線量率によって，遮蔽機能を有した建屋等に移動，一時保管すること等により敷地境界での線量低減を図る。

(v)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける瓦礫類の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，瓦礫類の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表２．１．１－１に示す。

(vi)覆土式一時保管施設における確認

覆土式一時保管施設は，遮水シートによる雨水等の浸入防止対策が施されていることを確認するために，槽内の溜まり水の有無を確認し，溜まり水が確認された場合には回収する。

覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図を図２．１．１－２に示す。

(b) 伐採木

ⅰ.処理・一時保管

回収した伐採木は，屋外の一時保管エリアまたは減容して伐採木一時保管槽にて保管するか，雑固体廃棄物焼却炉で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

なお，伐採木一時保管槽においては，覆土をすることにより線量低減を図る。

ⅱ.防火対策

伐採木の枝葉根と幹の一時保管エリアには，火災時の初動対策として消火器を設置するとともに，以下の防火対策を実施する。

（ⅰ）枝葉根

枝葉根については，微生物による発酵と酸化反応による発熱が考えられることから，屋外集積を行う枝葉根は，温度上昇を抑えるため積載高さを約 5m とし，通気性を確保するとともに，定期的な温度監視を行い必要に応じて水の散布や通気性を良くするために

積載した枝葉根の切り崩しを行う。

伐採木一時保管槽に収納する減容された枝葉根は，温度上昇を抑えるため収納高さを約 3m とするとともに，覆土・遮水シートを敷設することで酸素の供給を抑制し，保管槽へのガスの滞留を防ぐためにガス抜き管を設置する。また，定期的な温度監視を行い，温度上昇が見受けられた場合はガス抜き管より窒素を注入し，温度低下を図るとともに，窒素による窒息効果により自然発火のリスクを抑える。

（ⅱ）幹

幹については，微生物による発酵と酸化反応による発熱が起こり難いと考えられるが，通気性を確保するように積載高さを約 5m とする。

ⅲ.飛散抑制対策

屋外集積する伐採木は，シート養生をすることにより，放熱が抑制，蓄熱が促進され，蓄熱火災を生じる恐れがあることから，シート養生による飛散抑制対策は実施しないが，飛散抑制対策が必要となった場合には，飛散防止剤を散布する等の対策を講じる。伐採木一時保管槽については，覆土による飛散抑制対策を行う。

ⅳ.管理

（ⅰ）区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

（ⅱ）線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，伐採木の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

（ⅲ）空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

（ⅳ）遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

（ⅴ）巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける伐採木の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。なお，伐採木の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。また，保管容量，受入目安の表面線量率を超えないように保管管理を行う。

一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表を表２．１．１－１に示す。

なお，伐採木一時保管槽は，定期的に温度監視を実施し，火災のおそれのある場合には冷却等の措置を実施する。また，外観確認により遮水シート等に異常がないことを定期的に確認する。

(c)使用済保護衣等

ⅰ.処理・一時保管

発電所及び臨時の出入管理箇所において保管している使用済保護衣等は，保護衣・保護具の種類ごとに分別し，可能なものは圧縮等を実施して袋詰めまたは容器に収納し，決められた場所に一時保管する。または，雑固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰をドラム缶等の容器に封入した上で，固体廃棄物貯蔵庫等に保管する。

ⅱ.管理

(ⅰ)区画

関係者以外がむやみに立ち入らないよう，一時保管エリアに柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示する。

(ⅱ)線量率測定

作業員の被ばく低減の観点から，使用済保護衣等の一時保管エリアの空間線量率を定期的に測定し，測定結果は作業員への注意喚起のため表示する。

(ⅲ)空気中放射性物質濃度測定

放射線防護の観点から，一時保管エリアにおいて空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。また，空気中放射性物質濃度測定の結果が有意に高くないことにより，飛散抑制対策が講じられていることを確認する。なお，測定結果が有意に高い場合には，適切な放射線防護装備を使用するとともに，飛散抑制対策の追加措置等を検討する。

(ⅳ)遮蔽

作業員への被ばくや敷地境界線量に影響がある場合は遮蔽を行う。

(ⅴ)巡視，保管量確認

一時保管エリアにおける使用済保護衣等の一時保管状況を確認するために，定期的に一時保管エリアを巡視するとともに，一時保管エリアへの保管物の出入りに応じて定期的に保管量を確認する。また，使用済保護衣等の保管量集計においては，一時保管エリアの余裕がどれくらいあるかを把握するため，エリア占有率を定期的に確認する。

2.1.1.4　敷地境界線量低減対策

追加的に放出される放射性物質と敷地内に保管する放射性廃棄物等による敷地境界における実効線量の低減対策を実施する。

瓦礫類，伐採木において考えられる対策を以下に記載する。

a.覆土式一時保管施設の設置，同施設への瓦礫類の移動

線量率の高い瓦礫類については，遮へい機能のある覆土式一時保管施設に保管する。

b. 敷地境界から離れた場所への瓦礫類の移動

敷地境界に近い一時保管エリアに保管している瓦礫類については，敷地境界から離れた一時保管エリアへ移動する。

c. 伐採木への覆土

一時保管エリアに保管している伐採木で，線量率が周辺環境に比べ比較的高い対象物については，伐採木一時保管槽に収納することにより線量低減を図る。

d. 一時保管エリアの仮遮蔽

一時保管エリアに保管中の瓦礫類に土嚢等により仮遮蔽を実施する。

e. 線量評価の見直し

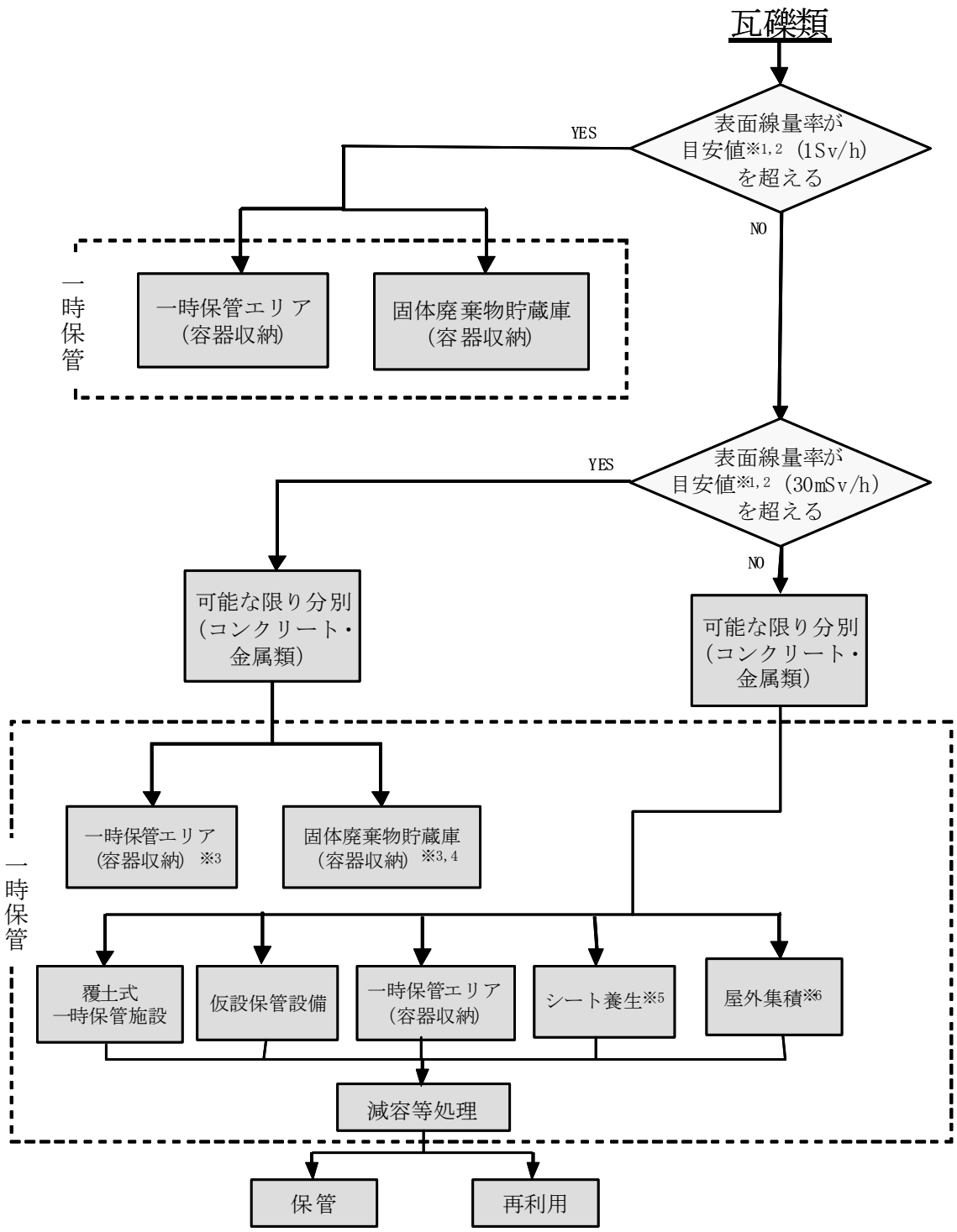
瓦礫類及び伐採木の一時保管エリア，固体廃棄物貯蔵庫，ドラム缶等仮設保管設備について，線源設定を測定値により見直し評価する。

表２．１．１－１　一時保管エリアの保管容量，受入目安表面線量率一覧表

エリア名称	保管物	保管容量（約m^3）	受入目安表面線量率（ｍＳｖ／ｈ）
固体廃棄物貯蔵庫（第１，第２棟）	瓦礫類	3,000	10
固体廃棄物貯蔵庫（第３～第８棟）	瓦礫類	15,000	＞30
一時保管エリアＡ１	瓦礫類	（ケース１）2,400 （ケース２）4,200	（ケース１）　30 （ケース２）0.01
一時保管エリアＡ２	瓦礫類	（ケース１）4,700 （ケース２）7,400	（ケース１）　30 （ケース２）0.005
一時保管エリアＢ	瓦礫類	3,100	0.01
一時保管エリアＣ	瓦礫類	40,000	0.05（3,000m^3分）， 残り0.1
一時保管エリアＤ	瓦礫類	3,000	0.5
一時保管エリアＥ１	瓦礫類	10,500	1
一時保管エリアＥ２	瓦礫類	1,800	10
一時保管エリアＦ１	瓦礫類	650	10
一時保管エリアＦ２	瓦礫類	7,500	0.1
一時保管エリアＧ	伐採木（枝葉根）	27,000	0.3
一時保管エリアＨ	伐採木（枝葉根・幹）	15,000	0.3
一時保管エリアＪ	瓦礫類	4,800	0.005
一時保管エリアL	瓦礫類	16,000	30
一時保管エリアＮ	瓦礫類	6,000	0.1
一時保管エリアＯ	瓦礫類	16,500	0.1
一時保管エリアＰ１	瓦礫類	51,000	0.1（25,500m^3分）， 0.05（25,500m^3分）
一時保管エリアＰ２	瓦礫類	7,100	1
一時保管エリアＱ	瓦礫類	6,100	5
一時保管エリアＲ	伐採木（枝葉根）	6,900	0.3
一時保管エリアＳ	伐採木（枝葉根）	11,400	0.3
一時保管エリアＴ	伐採木（枝葉根）	23,100	0.3
一時保管エリアＵ	瓦礫類	750	0.015（310m^3分），0.020（110m^3分），0.028（330m^3分）
一時保管エリアＶ	伐採木（枝葉根・幹）	15,000	0.3

・一時保管エリアＩ，Ｍには，バックグラウンド線量率と同等以下の線量率の低い伐採木（幹）を保管する。

・一時保管エリアＨ，Ｖの保管容量には伐採木（幹）は含まれない。



※1 目安値は発電所敷地内の空間線量率を踏まえ適時見直し
※2 目安を判断することができる場合は，表面そのものの測定を実施しないことがある
※3 容器に収納できない大型瓦礫類は，飛散抑制対策を講じて一時保管する
※4 30mSv/h以下の瓦礫類もある
※5 目安値1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する
※6 目安値0.1mSv/h以下の瓦礫類を一時保管する

図２．１．１－１　発電所敷地内で発生する瓦礫類の処理フロー

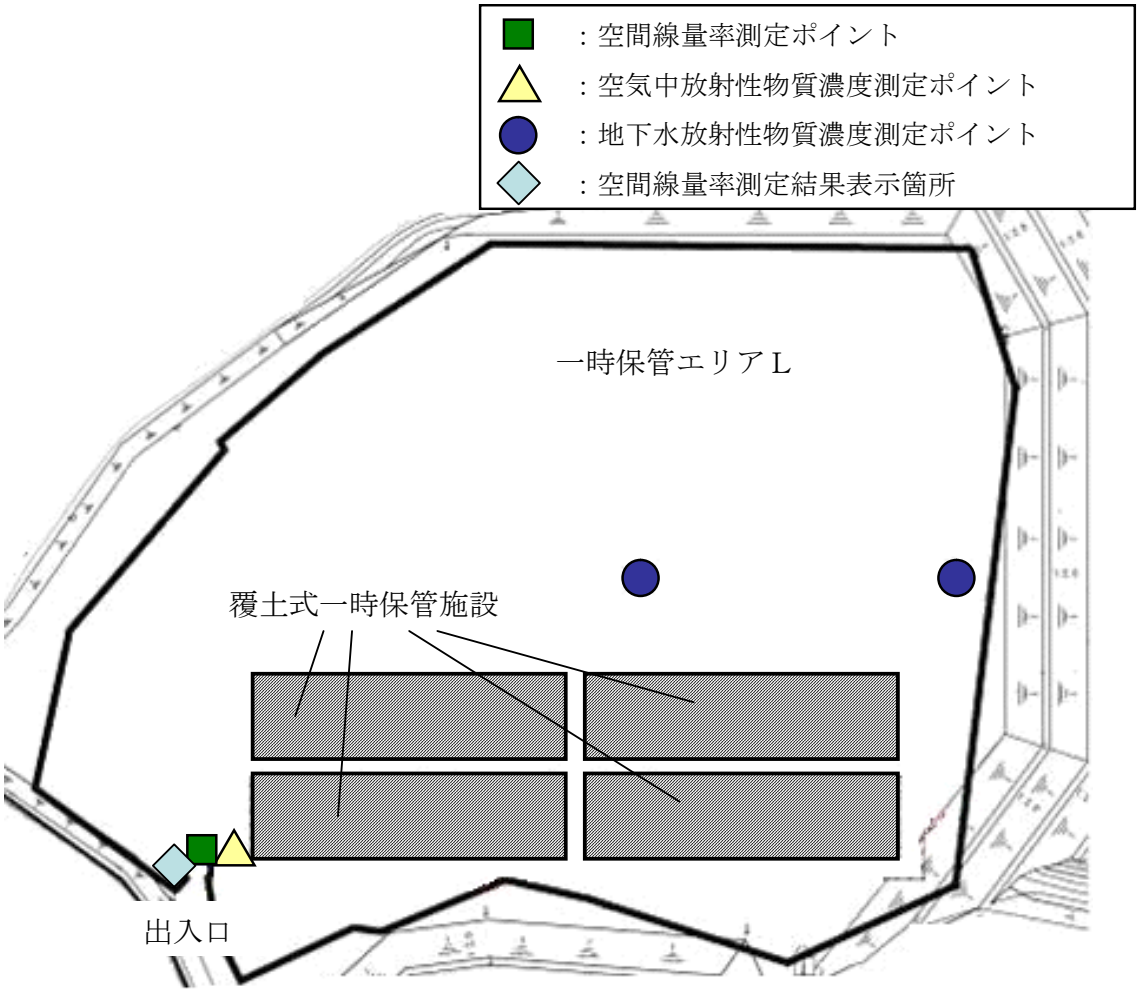


図２．１．１－２　覆土式一時保管施設における測定ポイント，測定結果表示箇所予定位置図

2.1.2　放射性液体廃棄物等の管理

2.1.2.1　　概要

(1)放射性液体廃棄物

放射性液体廃棄物としては，事故発災前に発生していた機器ドレン廃液，床ドレン廃液，化学廃液及び洗濯廃液がある。これら廃液の処理設備は，滞留水に水没又は系統の一部が故障しており，環境への放出は行っていない。また，事故発災後においては，多核種除去設備により汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水をタンクに貯蔵する。

(2)汚染水等

１～３号機の原子炉を冷却するために注水を行っているが，注水後の水が原子炉建屋等に漏出し滞留水として存在している。また，サブドレン装置を停止しており，サブドレンピット内に水が滞留し，建物地下階には貫通部等を通じて地下水も流入している。その他，降雨により雨水の建屋内への流入も考えられる。

これらの汚染水については，外部に漏れないように建屋内やタンク等に貯蔵しているとともに，その一部を，汚染水処理設備により放射性物質の低減処理（浄化処理）を行い，浄化処理に伴い発生する処理済水をタンクに貯蔵するとともに，淡水化した処理済水は原子炉へ注水する循環再利用を行っている。

５，６号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送し貯留するとともに，その一部を，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い，構内散水等に使用している。

また，臨時の出入管理箇所において，洗浄機器及びその付属品で人の洗身や車両の洗浄を行なった洗浄水は，決められた場所に一時保管している。

なお，この他に管理対象区域内で発生するものとして，免震重要棟等へ立ち入った者が使用した手洗い水など生活排水や地下水バイパスの実施に伴い汲み上げた地下水があり，一般排水として管理している。

2.1.2.2　　基本方針

事故発災後に発生した放射性液体廃棄物については，以下の対策に取り組むことにより，汚染水の海への安易な放出は行わないものとする。

①増水の原因となる原子炉建屋等への地下水の流入に対する抜本的な対策

②汚染水処理設備の除染能力の向上確保や故障時の代替施設も含めた安定的稼働の確保方策

③汚染水管理のための陸上施設等の更なる設置方策

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2.1.2.3　対象となる放射性廃棄物と管理方法

管理対象区域における建屋内，タンク及びサブドレンピット等に貯蔵・滞留している放射性物質を含む水，当該建屋や設備へ外部から流入する水，及びそれらの水処理の各過程で貯蔵している，あるいは発生する液体を対象とする。

(1) 発生源

①１～６号機の原子炉建屋及びタービン建屋等においては，津波等により浸入した大量の海水が含まれるとともに，１～３号機においては原子炉への注水により，原子炉及び原子炉格納容器の損傷箇所から漏出した高濃度の放射性物質を含む炉心冷却水が流入し滞留している。また，１～４号機については，使用済燃料プール代替冷却浄化系からの漏えいがあった場合には，建屋内に排水される。この他，建屋には雨水の流入，及び地下水が浸透し滞留水に混入している。

②建屋地下に接する地盤からの湧水を排水するためのサブドレン設備には，津波による海水が滞留している。建屋には雨水の流入及び地下水が浸透し滞留水に混入している。

③臨時の出入管理箇所においては，人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は，収集し，一時保管している。

１～４号機の建屋内滞留水は，海洋への放出リスクの高まる O.P.4,000㎜到達までの余裕確保のために水位を O.P.3,000㎜付近となるよう管理することとしている。具体的には，原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋に水圧式の水位計を設置し，免震重要棟で水位を監視しており，２～４号機タービン建屋から集中廃棄物処理建屋へ滞留水を移送している。

(2) 浄化処理

①多核種除去設備による浄化処理

汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性物質（トリチウムを除く）については，多核種除去設備により低減処理を行う。

②１～４号機の浄化処理

滞留水を漏えいさせないよう，プロセス主建屋及び高温焼却炉建屋へ滞留水を移送し，放射性物質を除去する汚染水処理設備により浄化処理を実施している。除去した放射性物質は環境中へ移行しにくい性状にさせるため，放射性物質を吸着・固定化又は凝集する。

③５，６号機の浄化処理

貯留設備（タンク）へ滞留水を移送し，その一部を浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を実施している。

④サブドレン水の浄化処理

サブドレンピット内の水について，浮遊物質の除去や浄化装置により浄化試験を実施している。

(3) 貯蔵管理

汚染水処理設備の処理済水については，多核種除去設備により，放射性物質（トリチウムを除く）の低減処理を行い，処理済水を処理済水貯留用タンク・槽類に貯留する。

１～４号機のタービン建屋等の高レベルの滞留水については建屋外に滞留水が漏えいしないよう滞留水の水位を管理している。また，万が一，タービン建屋等の滞留水の水位が所外放出レベルに到達した場合には，タービン建屋等の滞留水の貯留先を確保するために，プロセス主建屋に貯留している滞留水の受け入れ先として，高濃度滞留水受タンクを設置している。

１～４号機の廃棄物処理建屋等の地下階に設置されている容器等内の廃液については，漏えいしても滞留水として系内にとどまる。また，地上階に設置されている容器等内の廃液については，腐食により廃液が容器等から漏えいした場合に，系外への放出が懸念されるため，点検が可能な容器等については，定期に外観点検または肉厚測定を行い，漏えいのないことを確認する。また，高線量等により外観点検等が困難な容器等については，外観点検または肉厚測定を実施した容器等の点検結果より，劣化状況を想定し，漏えいが発生していないことを確認する。

高レベル滞留水は処理装置（セシウム吸着装置，第二セシウム吸着装置，除染装置），淡水化装置（逆浸透膜装置，蒸発濃縮装置）により処理され，水処理により発生する処理済水は中低濃度タンク（サプレッション･プール水サージタンク，廃液ＲＯ供給タンク，ＲＯ後濃縮塩水受タンク，濃縮廃液貯槽，ＲＯ及び蒸発濃縮装置後淡水受タンク）に貯蔵管理する。

５，６号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は，滞留水として，貯留設備（タンク）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行っている。各タンクは巡視点検により漏えいがないことを定期的に確認する。

臨時の出入管理箇所において，人の洗身及び車両の洗浄に使用した洗浄水は，タンクに一時保管している。一時保管エリアにおける廃棄物等の保管状況を確認するために，定期的に保管エリアを巡視するとともに，保管量を確認する。一時保管エリアは，関係者以外がむやみに立ち入らないよう，周囲を柵かロープ等により区画を行い，立ち入りを制限する旨を表示している。一時保管エリアの空間線量率と空気中放射性物質濃度を定期的に測定する。

なお，同様な管理を継続していくとともに，タンクは必要に応じて増設する。

(4) 再利用

汚染水処理設備により放射性物質を低減し，浄化処理に伴い発生する処理済水は貯蔵を行い，淡水化した処理済水については原子炉の冷却用水等へ再利用する。

５，６号機のタービン建屋等に流入した海水及び地下水は，滞留水として，貯留設備

（タンク）へ移送して貯留し，その一部は，浄化装置及び淡水化装置により浄化処理を行い，構内散水等に使用する。

(5) 放出管理の方法

地下水の流入量が異常に増加した場合等において，浄化処理した処理済水をやむを得ず放出する際の管理方法について，処理済水を環境に放出する際は，環境への影響を十分に低くするとの考えのもと，告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を超えないよう厳重な管理を行うこととする。

具体的には，放出を行う際は，環境への影響を十分に低くするために放出に係る設備を経るとともに，必要な混合，希釈を行うものとし，放出する処理済水については，あらかじめタンク等においてサンプリングを行い，放射性物質の濃度を測定して，放出量及び放水口における濃度を確認することで管理を行う。

なお，海洋への放出は，関係省庁の了解なくしては行わないものとする。

2.1.3　放射性気体廃棄物等の管理

2.1.3.1　概要

1～4 号機については事故の影響により排気筒の監視装置は使用不能である。5，6 号機では原子炉建屋内の空気を換気し，主排気筒において放出を監視している。主な放出源と考えられる 1～3 号機原子炉建屋の上部において空気中放射性物質濃度を測定している。また，敷地内の原子炉建屋近傍，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近では告示の濃度限度を下回ることを確認している。1 号機では，原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより，放射性物質の飛散を抑制している。1～3 号機では原子炉格納容器ガス管理設備が稼働し，格納容器内から窒素封入量と同程度の量の気体を抽出してフィルタにより放出される放射性物質を低減している。

2.1.3.2　基本方針

原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行う。また，敷地境界付近で空気中放射性物質濃度の測定を行い，敷地境界付近において告示に定める周辺監視区域外の空気中の濃度限度を下回っていることを確認する。

放射性物質を内包する建屋等については放射性物質の閉じ込め機能を回復することを目指し，内包する放射性物質のレベルや想定される放出の程度に応じて，放出抑制を図っていく。実施の検討にあたっては，建屋や設備の損傷状況，作業場所のアクセス方法や線量率，建屋内の濃度や作業環境，今後の建屋の利用計画等を考慮し，測定データや現場調査の結果を基に，実現性を判断の上，可能な方策により計画していく。

今後設置される施設についても，内包する放射性物質のレベル等に応じて必要となる抑制対策をとるものとする。

放射性物質の新たな発生，継続した放出の可能性のある建屋等を対象として，可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。連続的な監視を行うための測定方法，伝送方法について，現場状況の確認結果をもとに検討し，換気設備を設ける場合は排気口において放出監視を行う。

2.1.3.3　対象となる放射性廃棄物と管理方法

各建屋から発生する気体状（粒子状，ガス状）の放射性物質を対象とする。

⑴発生源

a. 1～3 号機原子炉建屋格納容器

格納容器内の放射性物質を含む気体については，窒素封入量と同程度の量の気体を抽出して原子炉格納容器ガス管理設備のフィルタで放出される放射性物質を低減する。

b. 1～4 号機原子炉建屋

格納容器内の気体について，建屋内へ漏洩したものは原子炉格納容器ガス管理設備で処理されずに，上部開口部（機器ハッチ）への空気の流れによって放出される。

建屋内の空気の流れ及び建屋地下部の滞留水の水位低下により，建屋内の壁面，機器，瓦礫に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，上部開口部（機器ハッチ）より放出される可能性がある。滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出については，移行試験の結果から，極めて少ないと考えている。移行試験は，濃度が高く被ばく線量への寄与も大きいCs-134，Cs-137に着目し，安定セシウムを用いて溶液から空気中への移行量を測定した結果，移行率（蒸留水のセシウム濃度／試料水中のセシウム濃度）が約1.0×10^{-4} %と水温に依らず小さいことが判明している。

1号機については，放射性物質の飛散を抑制するために設置された原子炉建屋カバーの排気設備フィルタにより，カバー天井部の気体を吸引して放射性物質の放出を抑制する。

2 号機については，ブローアウトパネル開口部を閉止する開閉式のパネル架構を，ブローアウトパネル開口部周辺の原子炉建屋壁に固定する。高線量下での作業員の被ばく量低減を図るため，パネル架構は大組みユニット化し，遠隔操作重機により設置する。パネル架構の重量は，原子炉建屋に対して0.1%程度以下であるが，原子炉施設への影響を考慮し，建築基準法に準じて設計する。なお，ブローアウトパネル開口部の閉止後は建屋内作業環境の悪化が懸念されるため，原子炉建屋排気設備を設置して建屋内空気の換気を行う。

3号機及び4号機については，今後，使用済燃料プールからの燃料取り出し時の放射性物質の飛散抑制を目的として作業エリアを被うカバーを設置していく計画であり，燃料取り出し作業時にカバー内を換気しフィルタにより放射性物質の放出低減を図るとともに濃度を監視していく予定である。

使用済燃料貯蔵プール水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，Cs-134，Cs-137 に着目し，上述の測定結果から，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

c. 1～4 号機タービン建屋

建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，原子炉建屋と同様に，極めて少ないと評価している。

d. 1～4 号機廃棄物処理建屋

タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加放出は少

ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

e. 集中廃棄物処理施設

プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋について，タービン建屋と同様に，建屋地下部の滞留水の水位低下により，壁面，機器に付着した放射性物質が乾燥により再浮遊し，開口部（大物搬入口等）より放出する可能性が考えられるが，地下開口部は閉塞されていることから，建屋からの追加的放出は少ないと評価している。

滞留水から空気中への放射性物質の直接の放出についても，同様に極めて少ないと評価している。

また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタにより放射性物質を除去して排気している。

f. 5，6 号機各建屋

各建屋地下部の滞留水について，建屋外から入ってきた海水及び地下水であり，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低い。

原子炉建屋については建屋換気系が運転しており，原子炉建屋内の空気をフィルタを通して換気し，主排気筒から放出している。

g. 使用済燃料共用プール

共用プール水について，放射性物質濃度は 1～4 号機に比べ低く，プール水からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

h. 廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを処理施設等へ移送するまでの間一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気する。

i. 焼却炉建屋

焼却設備の焼却処理からの排ガスは，フィルタを通し，排ガスに含まれる放射性物質を十分低い濃度になるまで除去した後に，焼却設備の排気筒から放出する。

なお，フィルタを通し十分低い濃度になることから，焼却炉建屋からの放射性物質の放出は極めて少ないと評価している。

j． 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫に保管される放射性固体廃棄物等は，容器やドラム缶等に収納されるため，放射性固体廃棄物等からの放射性物質の追加放出はないものと評価している。

k． 瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアは，瓦礫類については周囲への汚染拡大の影響がない値と

して目安値を設定し，目安値を超える瓦礫類は容器，仮設保管設備，覆土式一時保管施設に収納，またはシートによる養生等による飛散抑制対策を行い保管していること，また伐採木については周囲への汚染拡大の影響がないことを予め確認していることから，放射性物質の追加放出は極めて少ないと評価している。

１．使用済セシウム吸着塔一時保管施設

セシウム吸着装置吸着塔，第二セシウム吸着装置吸着塔，高性能容器，処理カラムは，セシウム吸着塔一時保管施設において静的に貯蔵している。使用済みの吸着材を収容する高性能容器，及び，使用済みの吸着材を収容する処理カラムは，セシウム等の主要核種を吸着塔内のゼオライト等に化学的に吸着させ，吸着塔内の放射性物質が漏えいし難い構造となっている。高性能容器は，圧縮活性炭高性能フィルタを介したベント孔を設けており，放射性物質の漏えいを防止している。また，保管中の温度上昇等を考慮しても吸着材の健全性に影響を与えるものでは無いため，吸着材からの放射性物質の離脱は無いものと評価している。このため，放射性物質の追加放出は極めて小さいと評価している。

ｍ．貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）は，汚染水受入れ後は満水保管するため，水位変動が少ないこと，蒸発濃縮装置出口水の放射能濃度測定結果から空気中への放射性物質の移行は極めて低いことから放射性物質の追加放出は極めて少ないと考えている。

ｎ．多核種除去設備

多核種除去設備は，タンク開口部のフィルタにより放射性物質を除去し，排気しているため，放射性物質の追加放出は極めて小さいと考えている。

(2)放出管理の方法

気体廃棄物について，原子炉格納容器ガス管理設備により環境中への放出量を抑制するとともに各建屋において可能かつ適切な箇所において放出監視を行っていく。

①1～3号機原子炉建屋格納容器

1～3 号機は原子炉格納容器ガス管理設備出口において，ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより連続監視する。

②1～4 号機原子炉建屋

1 号機については，原子炉建屋カバー排気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。2 号機については，原子炉建屋排気設備出口においてダスト放射線モニタにより連続監視する。3 号機については，原子炉建屋上部で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。今後，原子炉建屋 5 階上部で連続監視するためのダスト放射線モニタを設置する。また，4 号機については，建屋内の機器ハッチ開口部付近において監視するが，建屋

内の放射性物質による汚染の程度は 1～3 号機より低いことから，建屋内で空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

③1～4 号機タービン建屋

追加放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の大物搬入口等の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

④1～4 号機廃棄物処理建屋

追加放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

⑤集中廃棄物処理施設（プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋）

追加放出として考えられる建屋地下部の滞留水の水位低下による放射性物質の再浮遊は，地下開口部が閉塞されているため建屋内に閉じ込められている。なお，プロセス主建屋，サイトバンカ建屋，高温焼却炉建屋，焼却・工作建屋の各建屋内地上部の主な開口部付近にて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質の漏えいがないことを確認する。

また，建屋内に設置されている汚染水処理設備，貯留設備の内，除染装置（セシウム凝集・沈殿），造粒固化体貯槽（廃スラッジ貯蔵）については，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気しており，除染装置運転時や廃棄物受け入れ時等において，排気中の放射性物質濃度を必要により測定する。

⑥5，6 号機各建屋

主排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタにより連続監視する。

⑦使用済燃料共用プール

建屋内プールオペフロ階において，空気中の放射性物質を使用済燃料の取り扱い時等にダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑧廃スラッジ一時保管施設

汚染水処理設備の除染装置から発生する廃スラッジを一時貯蔵する施設では，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去して排気し，ダスト放射線モニタで監視する。

⑨焼却炉建屋

焼却設備の排気筒において，放射性物質濃度をガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタにより監視する。

⑩固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫において，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑪瓦礫等の一時保管エリア

瓦礫等の一時保管エリアにおいて，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑫使用済セシウム吸着塔一時保管施設

使用済セシウム吸着塔一時保管施設のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑬貯留設備（タンク類，地下貯水槽）

貯留設備（タンク類，地下貯水槽）のエリアにおいては，空気中の放射性物質を定期的及び必要の都度ダストサンプラで採取し，放射性物質濃度を測定する。

⑭多核種除去設備

多核種除去設備においては，内部のガスをフィルタで放射性物質を除去し，排気しているため，多核種除去設備設置エリアの放射性物質濃度を必要により測定する。

(3)推定放出量

1～3 号機原子炉建屋（原子炉格納容器を含む）以外からの追加放出は，極めて少ないと考えられるため，1～3 号機原子炉建屋上部におけるサンプリング結果から検出されている Cs-134 及び Cs-137 を評価対象とし，建屋開口部等における放射性物質濃度及び空気流量等の測定結果から，現在の 1～3 号機原子炉建屋からの放出量を評価した。推定放出量（平成 24 年 10 月時点）は，表２．１．３－１に示す通りである。

表２．１．３－１　気体廃棄物の推定放出量

	Cs-134 (Bq/sec)	Cs-137 (Bq/sec)
1 号機　原子炉建屋	1.7×10^{2}	1.7×10^{2}
2 号機　原子炉建屋	6.9×10^{2}	6.9×10^{2}
3 号機　原子炉建屋	5.2×10^{2}	5.2×10^{2}

（注）平成 24 年 10 月時点の評価値

3　放射線管理に係る補足説明

3.1　放射線防護及び管理

3.1.1　放射線防護

3.1.1.1　概要

地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。また，大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により，従来，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め，周辺監視区域全体が，外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えている。これらのことから，現状，周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域に設定する。このため，従来の区域を限定して遮へい設備や換気空調系を用いて行ってきた放射線防護を同様に行うことは難しい状況となっている。また，これら発電所敷地に飛散した放射性物質については，作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

免震重要棟においては，放射線業務従事者等が常時滞在することを考慮し，遮へい設備を設置する等して線量を低減し，また換気空調系を設置する等により，非管理区域又は放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。なお，飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においても換気空調系を設置する等により，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として管理する。

以上を踏まえて，発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すべく以下のとおり放射線防護の措置を行う。

発電所敷地に飛散した放射性物質については，さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管を行うとともに，それらの線源に対して適切な遮へい設備の設置を検討していく。

また，現状の管理対象区域について，放射線業務従事者の滞在時間等を考慮して，エリアの区画や換気空調系の設置により，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域等とするよう措置を行う。

3.1.1.2　基本方針

放射線防護は，以下の基本方針に基づき措置する。

①遮へい設備，換気空調系等により発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減すること

②今後の復旧作業において異常時も含め放射線業務従事者が所要の対応を行えること

3.1.1.3　具体的方法

(1) 全般

a. 周辺の放射線防護

原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による空気カーマについては，敷地境界で原子炉施設からの放射性物質の追加放出による線量と合算した線量が年間 1mSv を上回っている。よって，上記の線量が年間 1mSv を下回るようにするべく，遮へい設備等の措置を行う。

b. 放射線業務従事者等の放射線防護

発電所の事故対応等の業務において放射線防護設備は，放射線業務従事者が受ける線量等が「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにすることはもちろん，放射線業務従事者等の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低くするように，放射線業務従事者等の作業性等を考慮して，遮へい，機器の配置，遠隔操作，放射性物質の漏えい防止，換気等，所要の放射線防護上の措置を講じる。

c. 異常時の放射線業務従事者の放射線防護

異常時においても放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように，放射線防護上の措置を講じる。

(2) 中央制御室及び免震重要棟

1～4 号機の中央制御室については，水素爆発等の影響により汚染し，また線量が比較的高く常時滞在することが好ましくない状況であることから，現在は必要最小限のパラメータの監視を行うべく，一定の頻度で立入している状況である。代わってプラント状態の監視等の作業を免震重要棟で行う。

よって，免震重要棟では放射線業務従事者等が常時滞在していることから，被ばく低減のため，免震重要棟に遮へい等の措置を講じる。

なお，5 号及び 6 号機の中央制御室については，既設の遮へい設計は維持されているものと考えるが，換気については，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とし

て設定できるよう，既設の換気空調設備に加え，「3.1.2.3　発電所における放射線管理」に示す汚染のおそれのない管理対象区域としての措置を行う。

(3) 遮へい設備

遮へい設備については従前より設置している原子炉遮へい壁等のうち 1 号，3 号及び 4 号機について水素爆発の影響により二次遮へい壁が損壊する等，既存設備の機能の一部が喪失している。今後，建屋内線源からの線量を低減すべく，機能確認・復旧を行うが，これらの遮へい壁が設置されている箇所の雰囲気線量が高いこと等から，作業エリアの線量率及び滞在時間を考慮し，必要に応じて一時的遮へいを用いる。また，事故対応等の業務において稼働している高レベル放射性汚染水処理設備及び全域が汚染した発電所敷地内から収集・保管された瓦礫等を貯蔵する施設からの線量が比較的高い状況となっている。さらに，1 号，3 号及び 4 号機の使用済燃料の取扱設備については，水素爆発等により設備が損傷していると考えられる。

なお，2 号，5 号及び 6 号機の設備や固体廃棄物貯蔵庫等の共用設備については，従前の遮へい設計が維持されているものと考えている。

以上を踏まえ，既存設備，高レベル放射性汚染水処理設備及び瓦礫等を貯蔵する施設からの発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量を低減するべく，必要に応じて既存の遮へい設備を復旧するか新たに設置する。

また，遮へい設備の有無に関わらず，管理対象区域内の管理として，放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所については，放射線業務従事者に当該場所を周知し，特に放射線レベルが高い場所においては，必要に応じてロープ等により人の立入制限の措置を行う。また，作業管理として，放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減するべく，必要に応じて一時的遮へいを用い，作業環境の改善に努める。1 号，3 号及び 4 号機の二次遮へい壁の損壊箇所についても，当面の復旧が困難であるため同様の措置を行う。

なお，免震重要棟においては，放射線業務従事者等が常時滞在していることから，被ばく低減のため，遮へいを行う。

(4) 換気空調系

既設建屋内の換気空調系は現在機能していないが，建屋内への入域の頻度及びエリアが限られていることから，現状は，換気空調系であらかじめ建屋内の空気中の放射性物質濃度を低減する代わりに放射線防護具装備を活用することにより，建屋内の空気中に浮遊している放射性物質の取り込みや壁面に付着している放射性物質の身体への付着を低減する。また，地震発生以降で新たに設置する建屋内についても同様の措置を講じる。

なお，5 号及び 6 号機については，原子炉建屋及びサービス建屋について建屋換気系が運転しており，換気が行われている状況にある。

今後，既設建屋及び地震発生以降に新たに設置する建屋においては，建屋内への入域の頻度の多さ，入域するエリアの拡大度合い及び建屋内の放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度の状況を考慮して，必要に応じて上記の管理的手段から換気空調系による屋内雰囲気管理に移行できるよう検討をすすめる。

また，今後設置する建屋についても，既設建屋と同様に入域の頻度の多さ等を考慮し，上記の管理的手段もしくは換気空調系による屋内雰囲気管理を行う設計とする。

なお，既存の換気空調系の復旧を行う場合は，ベント時に系統内に付着するなどした放射性物質の新たな放出を低減する措置を講じる。

免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域においては，換気空調により，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域として設定できるよう措置を行う。

なお，各換気空調系のフィルタは，点検及び交換することができる設計とする。

(5) その他の放射線防護措置

a. 機器の配置

放射線レベルの高い区域は，原則として区画するとともにその入口には迷路又は遮へい扉を設ける。なお，これらの措置を行うことが難しい場合は，当該区域を周知する等により不要に近づかないような措置を講じる。

また，操作頻度の高い制御盤等は，低放射線区域に配置する。

b. 遠隔操作

地震発生以降，発電所敷地全域で通常時に比べ高い放射線レベルが測定されているが，その中でも特に放射線レベルの高い 1～3 号機の原子炉建屋周辺等については，特に不必要な被ばくを防止する必要がある。よって，そのような放射線レベルが高い区域での作業に当たっては，必要に応じて放射線源の低減に努めることはもちろんのことロボットの活用，操作等の遠隔化により不必要な放射線被ばくを防止する措置を講じる。

c. 放射性物質の漏えい防止

現状，原子炉冷却材が原子炉圧力容器から漏えいしており，原子炉建屋等に滞留している状況であるが，これらの汚染水を処理するとともに原子炉注水する系統においては系外へ漏えいしにくくなるよう措置を講じる。

今後，その他の既存設備の復旧，若しくは新規設備の設置にあたっては放射性物質の漏えいを防止する設計とする。

d. 汚染拡大の防止

地震発生以降，発電所敷地は外部放射線に係る線量，空気中の放射性物質濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えており，そのうち免震重要棟並びに飲食及び喫煙を可能とするために設ける区域といった放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域については，立ち入り者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにしている。

今後とも，放射性物質によって汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域については，上記の通りスクリーニングを行うことで，汚染拡大防止の措置を講じる。

また，発電所敷地に飛散した放射性物質については，作業環境の改善及びさらなる汚染拡大防止のため収集・保管を進めているところである。

これら発電所敷地に飛散した放射性物質については，さらなる汚染の拡大を防止するべく継続して放射性物質に汚染された瓦礫等の収集・保管の措置を講じる。

3.1.2　放射線管理

3.1.2.1　概要

地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。このため，これらの管理区域境界については，区画物による区画・放射線等の危険性に応じた立入制限等が行うことができない状況にある。

また，大規模な放射性物質の放出による放射線レベルの上昇により，従来，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が管理区域に係る値を超えるおそれのない区域であった固体廃棄物貯蔵庫を含め，周辺監視区域全体が，外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えている。このため，管理区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合に，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度が管理区域に係る値を超えていないことの確認ができない状況にある。

これらのことから，現状，周辺監視区域全体を管理区域と同等の管理を要するエリアと

して管理対象区域を設定している。管理対象区域では，周辺監視区域と同一のさく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し，かつ，放射線等の危険性の程度に応じて，人の立入制限等の措置を講じている。また，管理対象区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合の表面汚染検査は，本来，管理対象区域の境界に設置する出入管理箇所において行うものであるが，管理対象区域境界は放射線レベルのバックグラウンドが高いこと及び放射線業務従事者の数に応じた測定を行うための施設等が必要であるため，管理対象区域から離れた場所に臨時の出入管理設備を設けて，原子力災害対策本部が定める警戒区域からのスクリーニングレベル（平成 23 年 9 月 16 日付・原子力非常災害対策本部長通知及び最新の通知，以下「スクリーニングレベル」という。具体的には 40Bq/cm^2（13,000cpm 相当）である。）を超えないことを確認している。なお，管理対象区域に立ち入る者は放射線業務従事者と一時立入者とする。個人被ばく管理については，放射線業務従事者が管理対象区域で作業を行う場合には，放射線測定器を着用させ，外部被ばくによる線量当量の評価を行っている。また，内部被ばくについては，原則としてホールボディカウンタによる体外計測法などで定期的及び必要の都度，評価を行っている。

管理対象区域のうち管理区域については，現状の放射線レベルに応じて再区分するとともに，今後，立入制限等必要な措置を順次講じていく。管理対象区域のうち管理区域を除く区域については，放射線レベルを低下していくためには，長い期間を要することから，今後，管理対象区域内の除染等を検討し，実施する。詳細は，「3.1.3　敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染」参照。

3.1.2.2　基本方針

① 現存被ばく状況において，放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で，今後，新たに設備を設置する場合には，遮へい設備，換気空調設備，放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し，運用する。また，事故後，設置した設備においても，放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で，必要な設備の改良を図る。

② 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために，周辺監視区域全体を管理対象区域として設定して，立入りの制限を行い，外部放射線に係る線量，空気中もしくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視して，その結果を管理対象区域内の諸管理に反映するとともに必要な情報を免震重要棟や出入管理箇所等で確認できるようにし，作業環境の整備に努める。

③ 放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とし，被ばく歴を把握し，常に線量を測定評価し，線量の低減に努める。また，放射線業務従事者を除く者であって，放射線業務従事者の随行により管理対象区域に立ち入る者等を一時立入者とする。

さらに，各個人については，定期的に健康診断を行って常に身体的状態を把握する。

④ 周辺監視区域を設定して，この区域内に人の居住を禁止し，境界に柵または標識を設ける等の方法によって人の立入を制限する。
⑤ 原子炉施設の保全のために，管理区域を除く場所であって特に管理を必要とする区域を保全区域に設定して，立入りの制限等を行う。

3.1.2.3　発電所における放射線管理

(1)管理対象区域，管理区域，保全区域及び周辺監視区域

a.管理対象区域

周辺監視区域全体が外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれがあるため，管理区域と同等の管理を要するエリアとして管理対象区域を設定する。管理対象区域は，管理区域と管理区域を除く区域に分けられる。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については，外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を下回るよう，必要の都度，遮へいにより線量当量率を下げ，又は除染により線量当量率及び表面汚染密度を下げていく。

b. 管理区域

外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度について，管理区域に係る値を超えるか，又は，そのおそれのある区域である。

管理区域境界の大物搬出入口などが開放状態にあることや管理区域境界においても放射線レベルが高いことから，管理区域に求められる管理区域内の管理，物品の出入管理ができていないが，今後，順次，修復し，管理区域に求められる要件を満足するようにする。また，管理対象区域のうち管理区域を除く場所において，除染等を行っても管理区域に係る値を下回るようにすることが困難な場合には，管理区域に求められる措置を適切に講じた上で管理区域を設定する。

c. 保全区域

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第1条）に基づき，原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする区域であって，管理区域を除く区域を保全区域とする。

d. 周辺監視区域

外部放射線に係る線量，空気中もしくは水中の放射性物質濃度が，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」（第3条及び第9条）に定められた値を超えるおそれのある区域が周辺監視区域であるが，放出により沈着した

放射性物質が広域に広がってしまっており，周辺監視区域を線量限度に基づき設定することが困難であるため，管理上の便宜も考慮して図３．１－１に示すように周辺監視区域を設定する。

(2)管理対象区域内の管理

管理対象区域については，次の措置を講じる。

① 管理対象区域は当面の間，周辺監視区域と同一にすることにより，さく等の区画物によって区画するほか周辺監視区域と同一の標識等を設けることによって明らかに他の場所と区別し，かつ，放射線等の危険性の程度に応じて，人の立入制限等を行う。

管理対象区域内の線量測定結果を放射線業務従事者の見やすい場所に掲示する等の方法によって，管理対象区域に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。特に放射線レベルが高い場所においては，必要に応じてロープ等により人の立入制限を行う。

② 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。ただし，飲食及び喫煙を可能とするために，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が，法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域を設ける。なお，設定後は，定期的な測定を行い，この区域内において，法令に定める管理区域に係る値を超えるような予期しない汚染を床又は壁等に発見した場合等，汚染拡大防止のための放射線防護上必要な措置等を行うことにより，放射性物質の経口摂取を防止する。

③ 管理対象区域全体にわたって放射線のレベルに応じた保護衣類や放射線防護具類を着用させる。今後，必要の都度管理対象区域内を除染し，表面汚染密度を下げていく。なお，管理対象区域内において全面マスク着用省略可能エリアは以下の条件に合致する場合に設定する。

- 全面マスク着用省略可能エリアの空気中放射性物質濃度を測定し，マスク着用基準を下回っていること。ただし，作業による放射性物質の舞い上がりを考慮し，全面マスク着用省略可能エリアで作業する場合は，念のため使い捨て防塵マスク（除染電離則を参考にして，地表面の土砂の放射能濃度の基準を下回る場合は，サージカルマスクも使用可）を着用すること。
- 新規に建屋やタンク等を建設する作業エリアは，基礎工事で，表土をすきとり，砕石又はコンクリートを敷設した後に全面マスク着用省略可能エリアを設定すること。
- 原子炉格納容器ガス管理設備による未臨界監視を行い，不測の事態が生じた場合には，全面マスク着用を指示するため，一斉放送が聞こえる場所かPHSによる連絡が可能な場所であること。

④ 管理対象区域から人が退去し，又は物品を持ち出そうとする場合には，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度についてスクリーニングレベルを超えないようにする。管理対象区域内において汚染された物の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に人が立ち入り，又は物品を持ち込もうとする場合は，その者の身体及び衣服，履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には，その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度について表面汚染測定等により測定場所のバックグラウンド値を超えないようにする。

⑤ 管理対象区域内においては，除染や遮へい，換気を実施することにより外部線量に係る線量，空気中放射性物質の濃度，及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質密度について，管理区域に係る値を超えるおそれのない場合は，人の出入管理及び物品の出入管理に必要な措置を講じた上で，管理対象区域として扱わないこととする。

また，管理対象区域内は，場所により外部放射線に係る線量当量率，放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるので，これらのことを考慮して適切な管理を行う。

管理対象区域のうち管理区域については，地震，津波，水素爆発に伴い，1～4 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，廃棄物集中処理建屋及び使用済燃料輸送容器保管建屋については管理区域境界であった建屋の壁が損壊した。5，6 号機原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋及び運用補助共用施設については，損壊の程度は少ないものの，管理区域出入口などが損壊状態にある。このため，他の場所との区別・放射線等の危険性の程度に応じた人の立入制限等の措置は，管理対象区域で講ずる措置と同一とする。

a．線量等の測定

放射線業務従事者等の線量の管理が，容易かつ確実に行えるようにするため放射線測定器により，管理対象区域及び臨時の出入管理箇所における放射線レベル等の状況を把握する。

(a)外部放射線に係る線量当量の測定

①エリア放射線モニタによる測定

管理対象区域内で運転操作，監視，点検等のために人が駐在する場所に，エリア放射線モニタを設置し，放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から放射線レベルの連続監視を行う必要があるが，既設建屋内のエリア放射線モニタは，津波による水没や爆発による故障，建屋内の線量が高いためエリア放射線モニタの健

全性を確認していない。

放射線環境の状況の把握と放射線防護への情報提供の観点から，放射線業務従事者の立入頻度を考慮し，放射線レベルの連続監視を行う必要性を踏まえ，エリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討を行う。

②サーベイメータによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについては，定期的あるいは必要の都度サーベイメータによる外部放射線に係る線量率の測定を行う。

測定した結果は，測定点，測定日時，測定結果を記入したサーベイマップを作成し，放射線業務従事者の，見やすい場所に掲示する等の方法によって，管理対象区域内に立ち入る放射線業務従事者に放射線レベルの高い場所や放射線レベルが確認されていない場所を周知する。

(b)空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度の測定

管理対象区域内において，放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所については，定期的あるいは必要の都度空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を測定する。

① 排気モニタによる測定

排気モニタにより建屋内の空気中の放射性物質の濃度を監視する。放射能レベルがあらかじめ設定された値を超えた場合は，免震重要棟又は中央制御室（5，6 号機）において警報を出し，適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。

② サンプリングによる測定

管理対象区域内において放射線業務従事者が特に頻繁に立ち入る箇所及び臨時の出入管理箇所の一時保管エリアについて，サンプリングにより空気中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度の測定を定期的及び必要の都度行う。

(c)系統内の放射能測定

施設が正常に運転されていることを確認するため，系統内の気体及び液体の放射性物質の濃度を測定する。

① プロセス放射線モニタによる測定

プロセス放射線モニタは，空気中又は水中の放射性物質の濃度を監視し，放射能レベルが，あらかじめ設定された値を超えた場合は，免震重要棟又は中央制御室（5，6 号機）において警報を出し，適切な処置がなされるよう運転員の注意を喚起する。なお，警報は異常の早期発見が可能な値を定める。

② サンプリングによる測定

主な系統については，定期的及び必要の都度サンプリングにより放射性物質の濃度

を測定する。

b. 人の出入管理

(a)管理対象区域への立入制限

管理対象区域への立入りは，あらかじめ指定された者で，かつ必要な場合に限るものとする。なお，管理対象区域への立入制限は，出入管理箇所において行う。ただし，保護衣類及び放射線測定器の配備に際しては，放射線業務従事者の数に応じた配備を行うための施設等が必要であるため，管理対象区域から離れた場所に臨時の出入管理設備を設けて出入管理を行う。

なお，管理対象区域のうち管理区域内の立入制限は，管理対象区域における立入制限で実施している制限と同一である。

(b) 出入管理の原則

管理対象区域（管理区域を含む）の出入管理の原則は次のとおりとする。

① 管理対象区域（管理区域を含む）の出入りは，出入管理箇所及び臨時の出入管理箇所を経由して行う。

② 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者には，臨時の出入管理箇所で所定の保護衣類を配備して着用させる。また，臨時の出入管理箇所または免震重要棟において所定の放射線測定器を配備して着用させる。

③ 本来，管理対象区域及び管理対象区域のうち管理区域から退出する前に表面汚染検査を行うものであるが，放射線レベルのバックグラウンドが高いこと及び放射線業務従事者の数に応じた測定を行うための施設等が必要であるため，管理対象区域及び管理対象区域のうち管理区域から退出した者には，臨時の出入管理箇所においてサーベイメータ等によって表面汚染検査を行わせる。

管理対象区域内のうち，汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域に立ち入る者には，その出入口においてサーベイメータ等によって表面汚染検査（予め管理区域に係る値を超えないことを確認した場合は除く）を行わせる。

④ 出入管理箇所では，所定の保護衣類をすでに着用しているため，あらかじめ立入を許可した者のみが乗車する車両に構内への入構許可を与え，出入管理箇所においては許可を得た車両であることを確認することにより，管理対象区域（管理区域を含む）の人の出入りを監視する。

(c) 管理対象区域（管理区域を含む）内での遵守事項

① 指定された場所以外では，飲食及び喫煙を禁止する。

② 異常事態の発生又はそのおそれがある事象を発見した場合は，直ちに必要箇所へ

連絡させ，その指示に従わせる。

c．物品の出入管理

管理対象区域への物品の持込み及び持出しは，出入管理箇所または臨時の出入管理箇所を経由して行う。なお，管理対象区域のうち管理区域内への物品の出入管理は，管理対象区域における物品の出入管理で実施している管理と同一である。

管理対象区域から物品を持ち出す場合には，スクリーニングレベルを超えないことを確認する。

なお，当社が貸与する下着類のうち再使用可能なものについては，これまで福島第一原子力発電所の管理区域に設置する洗濯設備で洗浄し再使用する運用としていたが，震災により当該設備が使用できない状況にあるため，当社福島第二原子力発電所の管理区域に設置する同等の洗濯設備で洗浄して福島第一原子力発電所で再使用することとし，この場合における管理対象区域からの当該下着類の持出しにあたってもスクリーニングレベルを超えないことを確認する。当該運用にあたっては，福島第二原子力発電所で発生する使用済保護衣類の処理に支障を来さない範囲で行うとともに，洗濯廃液系の取り扱いにおいては福島第二原子力発電所の保安規定を遵守する。

d．管理対象区域内の区分

管理対象区域は，管理区域と管理区域を除く区域に区分する。

管理対象区域のうち管理区域は，放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域と，表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が，法令に定める管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域とに区分する。なお，放射線レベルが高く，区域区分に係る条件を満足できない場合は，管理対象区域のうち管理区域を除く区域の区域区分と同一とする。

管理対象区域のうち管理区域を除く区域については汚染された物の表面の放射性物質の密度又は空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるまたは超えるおそれのある区域と汚染された物の表面の放射性物質の密度及び空気中の放射性物質濃度が法令に定める管理区域に係る値を超えるおそれのない区域とに区分する。

e．作業管理

管理対象区域での作業は，放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低減することを旨として原則として次のように行う。

① 事前に作業環境に応じて放射線防護具類の着用，作業人数，時間制限等必要な条件を定め，放射線業務従事者の個人被ばく歴を考慮して合理的な作業計画を立てる。また，上記の作業計画において必要な条件を定めるために，事前に作業訓練やロボットの活用を行うことも考慮する。

② 作業前及び作業中には，必要に応じ，外部放射線に係る線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し，高線量作業を識別した上で作業を行うとともに，事故後初めて立ち入る場合等必要な場合には，一時的遮へいの使用，除染等を行い，作業環境の改善に努める。

③ 請負業者の作業管理については，労働安全衛生法及び電離放射線障害防止規則に基づき各請負業者に実施義務があるが，東京電力の放射線業務従事者に準じて行う。具体的には，請負業者が作成する作業計画の内容を確認し，適切なものとなるよう指導する，作業計画の周知を図るよう指導する，作業現場を巡視するなどの指導または援助を行う。

(3)保全区域内の管理

保全区域は，「実用発電用原子炉設置，運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき，標識を設ける等の方法によって明らかに他の場所と区別し，かつ，管理の必要性に応じて人の立入制限等の措置を講じる。

(4)周辺監視区域内の管理

「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」（第 8 条）の規定に基づき，周辺監視区域は人の居住を禁止し，境界にさく又は標識を設ける等の方法によって周辺監視区域に業務上立ち入る者を除く者の立入りを制限する。

周辺監視区域内は，全域を管理対象区域とし，その管理については，「3.1.2.3(2)管理対象区域内の管理」で述べる。

(5)個人被ばく管理

管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る者の個人被ばく管理は，線量を常に測定評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し，身体的状態を把握することによって行う。

なお，請負業者の放射線業務従事者の個人被ばく管理については，法令に定められるものについて，東京電力の放射線業務従事者に準じて扱う。

a. 管理対象区域（管理区域を含む）立入前の措置

放射線業務に限らず業務上管理対象区域に立ち入る作業者を放射線業務従事者とする。

また，放射線業務従事者に対しては，あらかじめ次のような措置を講じる。

① 放射線防護に関する教育，訓練を行う。

② 被ばく歴及び健康診断結果を調査する。

b. 放射線業務従事者の線量限度

放射線業務従事者の線量は，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の規定に基

づく線量限度等を定める告示」（第 6 条及び第 8 条），及び最新の告示に定める線量限度を超えないようにする。

c．線量の管理

放射線業務従事者の線量が，線量限度を超えないよう被ばく管理上必要な措置を講じる。

(a)外部被ばくによる線量の評価

外部被ばくによる線量の測定は，原則として次のように行う。

① 放射線業務従事者の外部被ばくによる線量の評価は，管理対象区域（管理区域を含む）において，蛍光ガラス線量計等の放射線測定器を着用させ，外部被ばくによる線量の積算値の定期的な測定等により行う。

② 管理対象区域（管理区域を含む）に立ち入る場合には，上記蛍光ガラス線量計等の着用に加え，警報付ポケット線量計等を着用させ，外部被ばくによる線量をその日ごとに測定する。

③ 特殊な作業に従事する者に対しては，その作業に応じて被ばくする線源や作業姿勢を考慮し適切な放射線測定器，例えば中性子線源取扱作業やβ線被ばく作業などに関しては中性子線用固体飛跡検出器やβ線測定用線量計等を，体幹部以外にも局所的に被ばくする箇所がある場合は当該末端部に着用させ，その都度線量の測定を行う。

(b)内部被ばくによる線量の評価

内部被ばくによる線量の測定は，原則として次のように行う。

① 放射線業務従事者の内部被ばくによる線量の評価は，ホールボディカウンタによる体外計測法又は作業環境の空気中の放射性物質の濃度を測定することにより行う。

② ホールボディカウンタによる測定は，発電所退所時（放射線業務従事者として勤務を解除する時）並びに定期的及び必要に応じて行う。

③ 放射性物質の体内摂取が考えられる場合には，必要に応じてバイオアッセイを行う。

(c)放射線業務従事者の線量の評価結果は，本人に通知する。

(d)個人の線量の測定結果は，定期的に評価，記録するとともに以後の放射線管理及び健康管理に反映させる。

なお，視察等管理対象区域（管理区域を含む）に一時的に立ち入る者については，その都度警報付ポケット線量計等を着用させ，外部被ばくによる線量の測定を行うほか，必要に応じて内部被ばくによる線量の評価を行う。

d. 健康管理

① 「労働安全衛生規則」（第 44 条及び第 45 条）による健康診断のほか「電離放射線障害防止規則」（第 56 条），「東京電力福島第一原子力発電所における被ばく管理の徹底について　基安発 1030 号第 1 号・平成 24 年 10 月 30 日」及び最新の通知に基づき放射線業務従事者について健康診断を実施し，常にその健康状態を把握する。

② 健康診断結果及び線量の評価結果による医師の勧告等を考慮し，必要ある場合は，保健指導及び就業上の措置を講じる。

③ 発電所内において放射線障害が発生した場合又はそのおそれがある場合は必要な応急措置をとる。

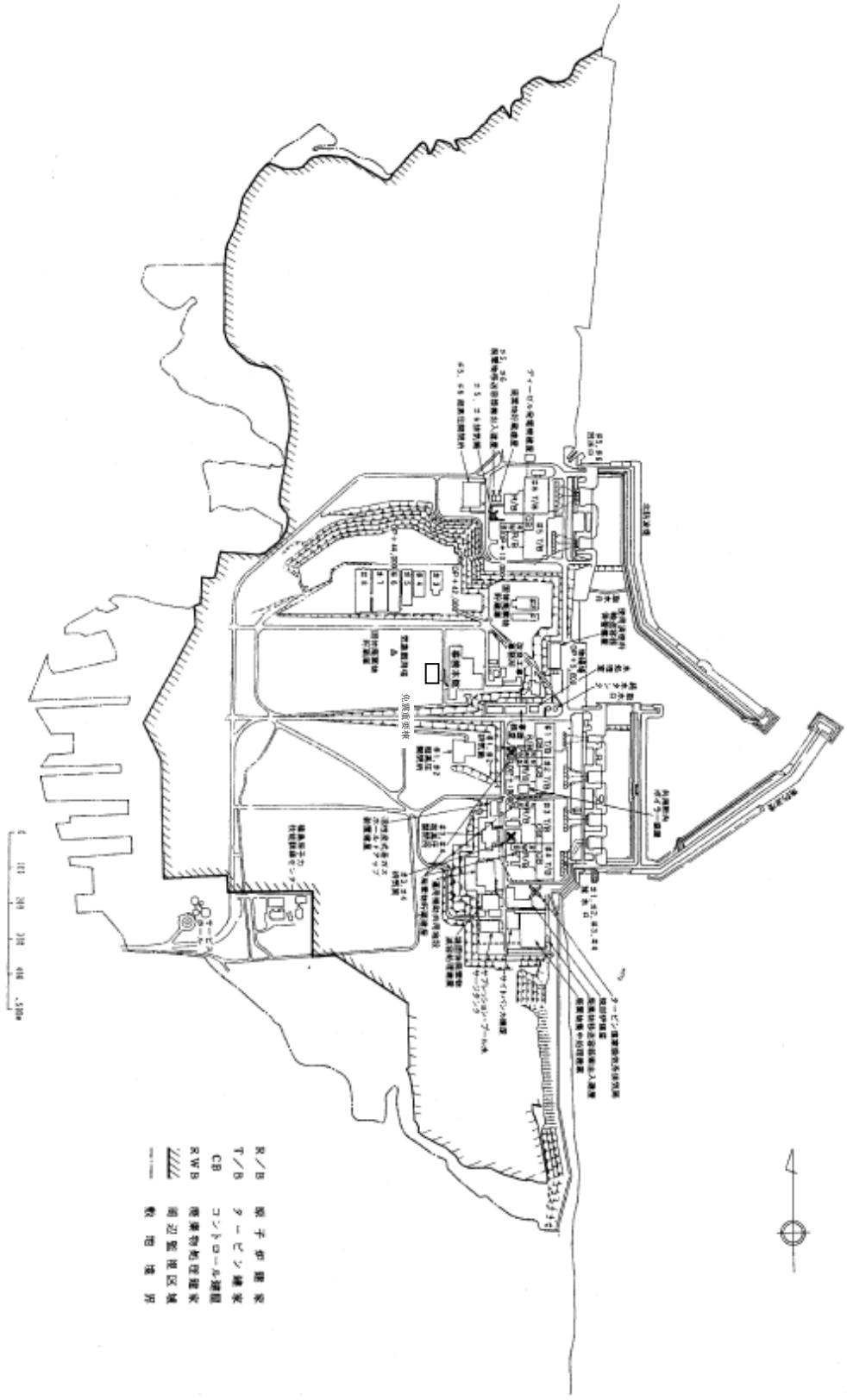


図３．１－１　周辺監視区域図

3.1.2.4　周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

気体廃棄物の環境中への放出にあたっては各建屋で放出監視を行い，液体廃棄物の環境中への放出にあたっては放出毎に測定を行うことにより，厳重に管理するが，更に異常がないことを確認するため，周辺監視区域境界付近及び周辺地域において空間放射線量率及び環境試料の放射能の監視を行う。

(1)空間放射線量等の監視

空間放射線量は，周辺監視区域境界付近及び周辺地域に設けるモニタリングポイントに蛍光ガラス線量計を配置し，これを定期的に回収して線量を読み取ることにより測定する。

空間放射線量率は，周辺監視区域境界付近にほぼ等間隔に８箇所設置されているモニタリングポストにより測定し，連続監視を行う。

モニタリングポストは，事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため，モニタリングポストの設置場所周辺からの空間線量率の影響を低減するために必要な範囲について森林の伐採，表土の除去を行う。線量率が高い一部の設置場所については，放射性物質の異常な放出の検知を目的として検出器周りに遮へい壁を設置するが，設置場所周辺の空間線量率の変動を監視するためにサーベイメータ等により測定を行う。

(2)環境試料の放射能監視

周辺環境の陸域及び海域における放射性物質濃度を比較的長寿命核種に重点を置き測定する。

陸域，海域について，それぞれ以下のモニタリングを実施し，事故時に放出された放射性物質の環境への影響及び追加の異常な放出が無いことを監視する。

①陸域

測定対象：空間線量率，放射性物質濃度

測定点　：原子炉建屋周辺，敷地周辺

②海域

測定対象：海水，海底土

測定点　：発電所前面海域，沿岸海域

なお，事故後に関係機関と連携して実施しているモニタリングについては，国の「総合モニタリング計画」に基づき引き続き実施する。

(3)異常時における測定

放射性物質を取り扱う各施設において，放射線量率の上昇や放射性物質の漏えいが生じた場合は，確認，測定の頻度を増やして放射線監視を強化する等，適切な措置を講じる。

今後各施設において想定される異常事象に備え，異常な放出が想定された場合，陸側では，

モニタリングポストによる監視に加え，γ線サーベイメータ，ダストサンプラ等を搭載したモニタリングカーにより気象データに基づき風下側において敷地周辺の空間放射線量率，空気中放射性物質濃度の測定を行い，環境への影響の範囲，程度などの推定を敏速かつ確実に行う。海側では，海水の測定頻度を増やす等して，環境への影響の範囲，程度などの推定を敏速かつ確実に行う。

3.1.2.5　放射線管理に用いる測定機器等

(1) 主要設備

a. 出入管理関係設備

出入管理，汚染管理のため，以下の設備を設ける。

(a) 出入管理設備

管理対象区域（管理区域を含む）への立入りは，出入管理箇所を通る設計とする。ただし，保護衣類及び放射線測定器の配備に際しては，本来，管理対象区域の出入管理箇所を経由して行うものであるが，現状においては，放射線業務従事者の数に応じた保護衣類及び放射線測定器の配備を行うための施設等が必要であるため，管理対象区域から離れた場所に臨時の出入管理設備を設けて，ここで人員，物品等の出入管理を行う。また，放射線管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

(b) 汚染管理設備

人の出入りに伴う汚染の管理は，本来，管理対象区域から退出する前に表面汚染検査を行うものであるが，放射線レベルのバックグラウンドが高いこと及び放射線業務従事者の数に応じた測定を行うための施設等が必要であるため，臨時の出入管理箇所に更衣所，退出モニタ等を設ける。また，汚染サーベイメータ，汚染除去用器材を備える。

b. 試料分析関係設備

各系統の試料等の化学分析及び放射能測定を行うために，津波・地震等による被害が比較的軽微であった5，6号機及び環境管理棟の設備を使用可能な状態とする。なお，化学分析設備の分析スペース及び放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができない，放射能測定設備のバックグラウンドが高く低放射能濃度試料の測定ができない状況のため，発電所構外でも試料分析を実施している。

(a) 化学分析設備

放射線レベルの低減，空調設備の復旧及び分析設備の健全性確認を行い，既存の化学分析設備を使用可能な状態とする。なお，放射線レベルが震災前の値に戻っていないこと，分析スペースも足りないことから，今後は，新規設置を進めていく。

(b) 放射能測定設備

放射能測定設備のうち，γ核種・全α核種・全β核種・トリチウム・ストロンチウムの測定設備を使用可能な状態とする。なお，放射線レベルのバックグラウンドが震災前

の値に戻っていないこと，放射能測定設備が足りず試料の適時処理ができないことから，新規設置を進めていく。

c．個人管理用測定設備及び測定機器

個人の線量管理のため，外部放射線に係る線量当量を測定する蛍光ガラス線量計，警報付ポケット線量計等及び内部被ばくによる線量を評価するためホールボディカウンタ等を発電所構外に備える。

なお，放射性物質の体内摂取が考えられる場合に実施するバイオアッセイについては，必要に応じて発電所構外にて実施する。

d．放射線計測器の校正設備

放射線監視設備及び機器を定期的に校正し計測器の信頼度を維持するために，校正設備を設けている。本校正設備が健全であることを確認したため，今後も放射線監視設備及び機器は校正設備を用いて校正する。また，一部の放射線監視設備及び機器については，他施設に持ち込み放射線源による校正を行う。

e．放射線監視

放射線監視設備は，エリア放射線モニタリング設備及び放射線サーベイ機器等からなり，次の機能を持つ。

エリア放射線モニタリング設備は，放射線レベルが設定値を超えたときは，警報を発する。

(a) エリア放射線モニタリング設備

既設建屋内のエリア放射線モニタが機能していない箇所については，建屋内への入域の頻度・エリアが限られていることから，入域の際に放射線業務従事者自らが周辺の放射線レベルを計測するという管理的手段により，異常の検知に努めている。

今後は，建屋内について入域の頻度の多さ，エリアの拡大を考慮して，必要に応じて上記の管理的手段から従来のエリア放射線モニタによる管理に移行できるよう検討をすすめていく。屋外については，敷地全域が汚染していることから，除染を行う等して放射線リスクの低減に努める。

(b) プロセス放射線モニタリング設備

放出監視のための放射線モニタについて，5，6号機の建屋換気排気に係るものを除いて現在機能していない状況である。放射性廃棄物の放出や建屋換気排気に係るモニタについては，機能を復旧させる必要があるが，当面，以下の設備により気体廃棄物の放出監視を行い，免震重要棟に表示する。

・1，2，3号機原子炉格納容器ガス管理設備

・1 号機原子炉建屋カバー排気設備
・2 号機原子炉建屋排気設備

5，6 号機主排気筒のモニタについては，5，6 号機中央制御室で表示している。

(c) 環境モニタリング設備

以下の環境モニタリング設備により発電所敷地周辺の放射線監視を行う。

① 固定モニタリング設備

敷地境界付近に設置されているモニタリングポスト 8 基により，連続的に空間放射線量率を測定し，免震重要棟で指示及び記録を行い，放射線レベル基準設定値を超えたときは警報を出す。また，空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリングポイントを設定し，蛍光ガラス線量計を配置する。

② 環境試料測定設備

周辺監視区域境界付近で，モニタリングポストが設置されている 2 箇所についてダスト放射線モニタ 2 基により，空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定する。敷地内で，ダストサンプラにより，空気中の粒子状放射性物質を捕集する。

③ モニタリングカー

γ線サーベイメータ，ダストサンプラ等を搭載した無線通話装置付のモニタリングカーにより，発電所敷地周辺の空間放射線量率，空気中の放射性物質濃度を敏速に測定する。

④ 気象観測設備

発電所周辺の一般公衆の線量評価に資するため，敷地内で，各種気象観測設備により，風向，風速，日射量，放射収支量などを連続的に測定する。

(d) 放射線サーベイ機器

発電所内外の必要箇所，特に放射線業務従事者等が頻繁に立ち入る箇所については，外部放射線に係る線量当量率，空気中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度のうち，必要なものを定期的及び必要の都度測定する。

測定は，外部放射線に係る線量当量率については，携帯用の各種サーベイメータにより，空気中及び水中の放射性物質濃度については，サンプリングによる放射能測定により，また，表面汚染密度については，サーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

放射線サーベイ関係主要測定器及び器具は，以下のとおりである。

・GM管サーベイメータ
・電離箱サーベイメータ
・シンチレーションサーベイメータ
・中性子線用サーベイメータ

・ダストサンプラ
・ダストモニタ

(2) 主要仕様

放射線管理設備の主要仕様を以下に示す。

出入管理関係設備（臨時の出入管理箇所を含む）　1式
・更衣所
・退出モニタ

試料分析関係設備　1式
・Ge 半導体γ線スペクトロメータ

個人管理用測定設備及び測定機器　1式
・ホールボディカウンタ
・警報付ポケット線量計
・蛍光ガラス線量計

放射線監視設備　1式
・モニタリングポスト
・ダスト放射線モニタ（敷地境界付近）
・モニタリングカー
・気象観測設備

(3)点検・校正

出入管理関係設備，試料分析関係設備，放射線監視設備等は，定期的に点検・校正を行うことによりその機能の健全性を確認する。

3.1.3 敷地内に飛散した放射性物質の拡散防止及び除染

3.1.3.1 現状及び中期的見通し

事故により環境中に放出され敷地内に沈積した放射性物質の影響により，敷地内では空間放射線量率が上昇している。

敷地内に沈積した放射性物質については，現状，建屋表面や地表面への飛散防止剤の散布や建屋周辺及び建屋上部の瓦礫の撤去により，飛散（再浮遊）を抑制している。敷地内の空気中の放射性物質濃度の測定結果も低下傾向にあり，特に敷地境界付近では事故後ピーク時の約千分の１程度まで低下し，告示の濃度限度に対しても約百分の１程度となっていることから，飛散が抑制されていることが確認できる。

一方，人が常時滞在する免震重要棟内の空間放射線量率は高い状態であったが，除染，遮へいを行うことによって低減し，一部の非管理区域化（2.6μSv/時以下）を実現した。

また，敷地境界に設置し，連続的に空間放射線量率を測定しているモニタリングポストについては，事故時に放出された放射性物質の影響により設置場所の線量率が上昇しているため，十分な監視ができていない状況であったが，異常な放射性物質の放出の早期検知を目的として，当面の対策として可能な範囲で森林伐採，表土除去や遮へい壁設置による環境改善を実施している。

敷地内の作業環境改善，敷地外への飛散抑制，敷地境界付近での放射線監視の環境改善のために，敷地内の放射性物質の除去（除染）を進め，将来的には，発電所全体からの影響による敷地境界線量が 1mSv/年未満となることを目指す。

3.1.3.2 基本的対応方針及び中期的計画

一般公衆や放射線業務従事者の被ばく線量が告示に定める線量限度を超えないことはもちろん，合理的に達成できる限り低くすることを目標とする。このため，作業員等が滞在する居室や作業場所を始めとして敷地内の除染を進める。

敷地内の建屋や土壌の放射性物質濃度や空間放射線量率の分布から，敷地内や敷地境界における評価地点の線量率への影響度合いにより，下記の基本的考え方に基づき除染実施箇所の優先順位の設定を行い，順次除染を実施していく。また，線量率低減の効果を確認し，除染方法の改善，計画の見直しを図っていく。

除染終了までの間については，瓦礫等の撤去を引き続き実施するとともに，敷地内の空気中の放射性物質濃度を確認し，必要に応じ放射性物質の除去等の飛散防止対策を行う。

敷地内除染の基本的考え方

(1) 目的

・一般公衆，放射線業務従事者の被ばく線量の低減，今後の事故対応を円滑に進

めるための作業性の向上

(2) 分類

・執務エリア：非管理区域化を目指すエリア（免震重要棟）
線量低減を目指すエリア（企業棟）
・作業エリア：多数の作業員が復旧作業に従事するエリア
・アクセスエリア：作業エリアへアクセスする敷地内主要道路
・その他エリア：森林等，上記以外のエリア

(3) 優先順位

・基本的に，多くの作業員が立ち入る場所の線量低減を図る観点から，対象箇所を選定。
・執務エリアのうち，免震重要棟については，非管理区域化の早期実現のため，最優先で実施。企業棟については，各企業のニーズに応じて実施。

(4) 目標レベル

・執務エリア　2.6μSv/時以下
・執務エリア以外　段階的に引き下げていく

除染方法については現時点で以下の方法が考えられるが，今後，国内外の知見や技術開発の動向に注視し，効果的な方法を検討する。除染方法の選定にあたっては必要により実験等による確認も行う。

現時点で考えられる除染方法

①建屋表面の除染

外壁に付着している放射性物質の高圧水やサンドブラスト等による除去（放射線業務従事者の線量低減）

②土壌の除染

放射性物質が沈着している表土の剥ぎ取り，天地返し（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

③森林の除染

放射性物質が付着している樹木の伐採や落葉の回収（放射線業務従事者，一般公衆の線量低減）

④その他の除染

建屋以外の工作物や道路の舗装面等に付着，沈積している放射性物質については，再飛散の防止に配慮した方法で洗浄や集塵等を行う。（放射線業務従事者の線量低減）

⑤放射性物質により汚染された物の処理・保管管理

除染により発生した放射性物質により汚染された物について，放射性物質濃度，

性状に応じて処理し，保管管理を行う。

下記の基本工程に基づき，順次除染を進める。中期的には，プラントの安定化，安全確保の実現のための作業を進めるために，免震重要棟や敷地内の作業環境の改善を進める。

基本工程

(1) 現状の汚染状況，環境への影響度合いの調査

・敷地内及び人が常時滞在する場所を調査

(2) 実施計画の作成

・基本的考え方に基づく優先順位により，エリア毎の実施計画を作成

(3) 除染実施，低減効果の確認，除染方法の改善，計画の見直し・実施

・モニタリングポスト周辺の除染を実施
・執務エリア（免震重要棟等）の除染を実施
・作業エリアの除染を実施
・アクセスエリアの除染を実施
・その他エリアの除染を実施

今後の検討と対策

今後，モニタリングポスト周辺の清掃等を定期的に実施し，堆積する放射性物質を除去することにより，目標値以下を維持できるようにする。さらに，当面の環境改善対策における効果を評価し，敷地内除染や施設の配置，放射性廃棄物の発生等を考慮しながら，事故発生前のレベルに復旧するための中長期対策の検討を実施する。今後，敷地全体等の除染状況等に応じて対策を実施し，さらなる低減を目指すこととする。

対策については，当面の環境改善対策に対する評価から得られた知見等を考慮して，敷地内外の除染を効果的に実施する方策を検討し，状況に応じて適宜見直すものとする。

3.1.4　港湾内の海水及び海底土の放射性物質の低減

3.1.4.1　現状

2，3 号機取水口からの高濃度の放射性物質を含んだ水の漏えいにより，港湾内の 1～4 号機取水路前面の海水中の放射性物質濃度は，Cs-137 で 50,000 Bq/L 程度に上昇した。このため，取水口をシルトフェンスにより仕切り拡散防止を図ると共に，1～4 号機取水路前面の海水を循環型浄化装置により浄化している。現在は，100 Bq/L 程度までに低下してきている。

また，海底には放射性物質濃度の高い海底土が堆積しており，物揚場前では Cs-137 で 44,000 Bq/kg 程度（2012 年 7 月時点）となっている。海底土の巻き上がり等に伴う拡散の影響を低減する対策として，1～4 号機及び 5，6 号機取水路前面の海底土の被覆を実施している。

3.1.4.2　基本的対応方針

港湾内の海水及び海底土については，海底土に含まれる放射性物質の拡散を防止し，港湾内の海水中の放射性物質濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度（告示濃度）を下回ることを目標とする。

3.1.4.3　低減対策の基本的考え方

(1)今後の検討

1～4 号機前のシルトフェンスで仕切られたエリア（取水路開渠内）では海水中の放射性物質濃度が，告示濃度を上回る値となっている。また，各号機取水口前に設置したシルトフェンスの内側と外側に濃度差が見られ，内側の濃度が高い傾向にある。汚染拡大防止という観点では，取水路開渠外や港湾外の濃度は低いレベルで推移し外洋への影響は小さくなっているものと考えられるが，告示濃度を上回るエリアが残っているため，港湾内の海水中の放射性物質濃度測定を継続し，港湾外への影響がないことを確認するとともに，濃度が低下し難い要因や浄化方法等の検討を継続する。

(2)低減対策

港湾外への放射性物質の拡散防止を図るために，シルトフェンスによる取水路開渠内からの汚染拡大の抑制を維持するとともに，地下水による海洋汚染拡大を防止するための遮水壁を１～４号機の既設護岸の前面に設置する。さらに，大型船の航行に必要な水深の確保のために行う港湾内の浚渫により発生する土砂を港湾内に集積し固化土による被覆を行う。また，港湾内の海水中の放射性物質濃度低減を図るために，１～４号機取水路前面における海水浄化を海水循環型浄化装置から吸着性能に優れた繊維状吸着材浄化装置に変更して継続する。今後，社外研究機関等の協力を得て，効率的な浄化のため

に，吸着以外の方法として沈殿等による浄化方法についても調査し，現場適用可能な方法による浄化計画について検討する。

4　保守管理に係る補足説明

4.1　保全計画策定の考え方

福島第一原子力発電所（１号機～４号機ならびに５，６号機の仮設設備）における点検・保守活動による信頼性確保として，

・ 高線量であること等を踏まえて可能な範囲での定期的な巡視点検やポンプの切替運転等に合わせた健全性確認，当該結果を踏まえた補修，取替等を線量も考慮の上，検討，実施する。
・ 上記の保守活動に加え，振動測定等の状態監視や予防保全を目的としたポンプ等の定期的な分解点検や取替等を組み合わせた保守活動を行う。
・ 上記の健全性確認にあたり，現場の状況等を勘案し，機器・箇所等を選択して実施する。

としており，異常検知後の早期復旧の観点から予備品，消耗品の配備に努めるとともに，これらの点検・保守活動で得られる情報や不具合等の知見については，保全計画に適宜反映する。

上記を踏まえ，保全計画の策定にあたっては，高線量雰囲気に設置されている機器があることや作業進捗により現場状況・設備が変わっていくこと，設備の供用期間等を考慮し，設備の機能維持・信頼性向上を合理的に実施するため，下記の考え方に基づき策定する。

（１） 系統・機器の機能の重要度に応じた有効な保全方式の選定

系統の安全上重要な機能を明確にし，構成する各機器の冗長性等も考慮して，機器の故障が系統の安全機能に与える影響によって重要度を決定していく。以下の重要度に応じた有効な保全方式等を選定する。

Ａ．当該機器の損傷又は故障或いは異常事態発生時に，原子炉の冷却機能，臨界防止機能，格納容器内の不活性雰囲気の維持機能および使用済燃料プールの冷却機能の喪失または機能低下，放射性物質の系外放出にただちに影響を及ぼす系統及び機器ならびに非常用電源設備

Ｂ．当該機器の損傷又は故障或いは異常事態発生時に，原子炉の冷却機能，臨界防止機能，格納容器内の不活性雰囲気の維持機能および使用済燃料プールの冷却機能の喪失または機能低下，放射性物質の系外放出に影響を及ぼすものであって，Ａ以外の系統及び機器

Ｃ．その故障がほとんど影響を及ぼさないもの

保全方式の選定にあたっては，被ばく低減の観点から，定期的な巡視点検や切替運転時の状態確認等の状態監視（ＣＭ）を積極的に取り入れることにより機器の状態把握に努めることを基本として，これまでの発電所での実績・経験等から機器の劣化及びその劣化事象の兆候の事前検知性を踏まえて，状態基準保全（ＣＢＭ）又は時間基準保全（ＴＢＭ）の選択をする。なお，事後保全（ＢＤＭ）を選択した場合であっても，異常検知後の早期復旧の観点から可能な範囲での巡視点検等を検討する。ただし，原子炉格納容器，原子炉建屋等，高線量雰囲気でアクセス困難な箇所に設置される機器については，予備品等による状況に応じた対応を行うとともに，作業環境等の改善に応じて保全計画の見直しを行う。

（２） 保全の改善

現在，設置している設備は使用期間が短く点検実績に乏しいこと，復旧作業等によって作業環境等が変化すること，また，策定した保全計画に基づく設備の点検結果及び状態監視結果ならびに今後得られる知見等も踏まえ，取替時期も含めた保全方式，周期の継続的な見直しを行う。