

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

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）

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および補強等に関する検討に係る報告書（その1）（追補版）」における不適合について

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）

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 1500×10^{-6} 、面外せん断力は最も余裕の少ない部位でも 4910 (N/mm) であり、評価基準値である 5000×10^{-6} および 8580 (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、評価上考慮されていない)
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。

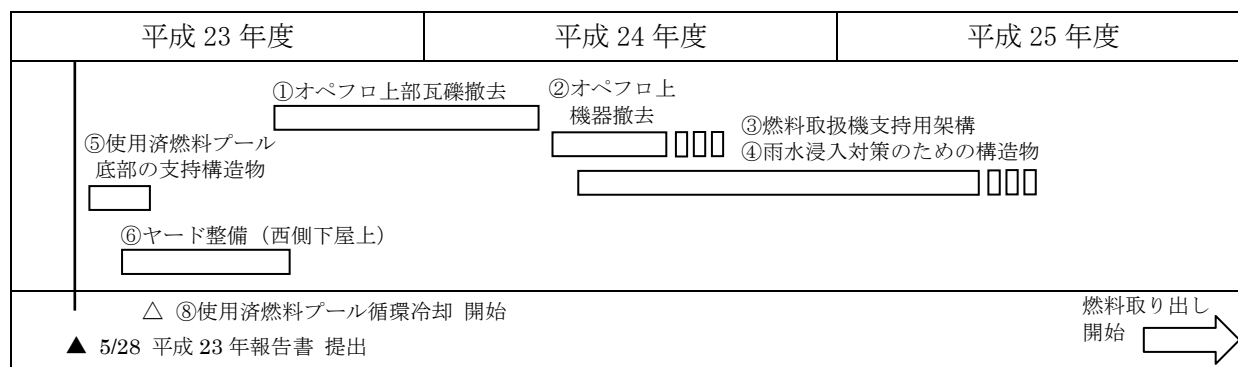
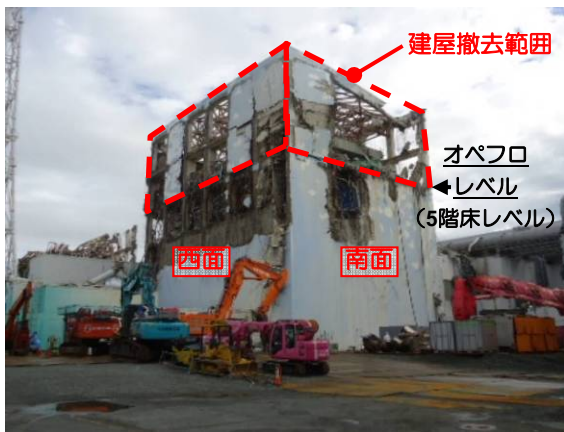


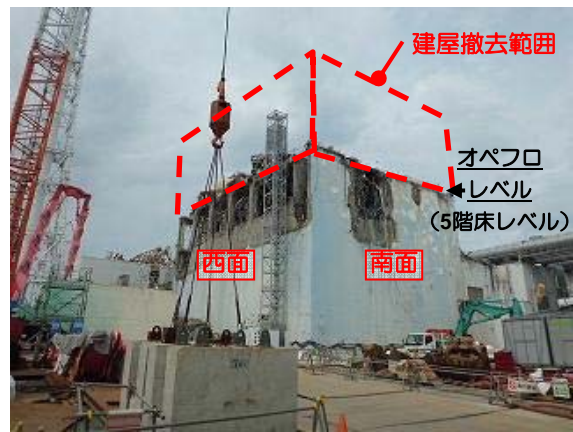
図-1.2.1 変更点の実施スケジュール

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。

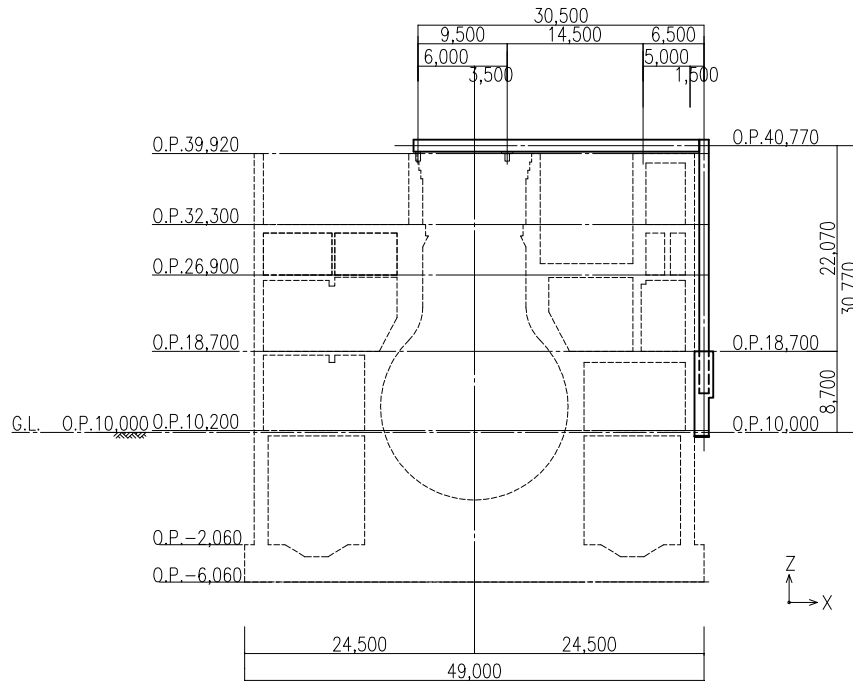


図-1.4.1 燃料取扱機支持用架構 南北断面図

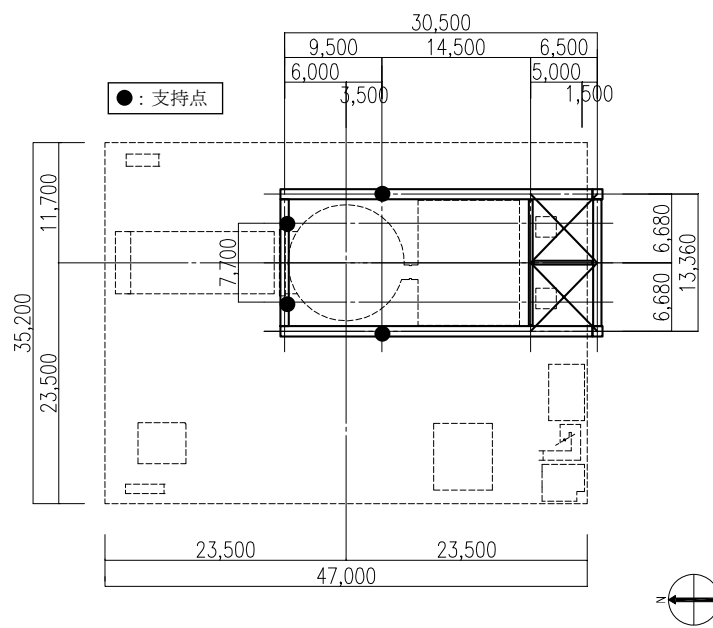


図-1.4.2 燃料取扱機支持用架構 梁伏図 (O. P. 41, 420)

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。

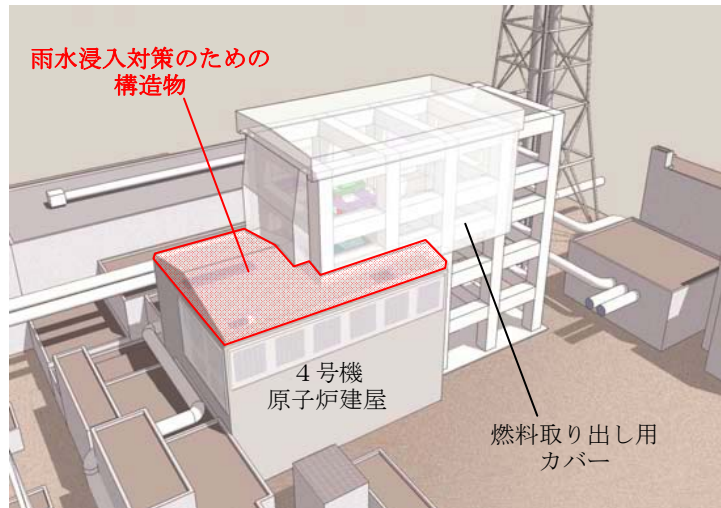


図-1.5.1 雨水浸入対策のための構造物のイメージ

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検討する。

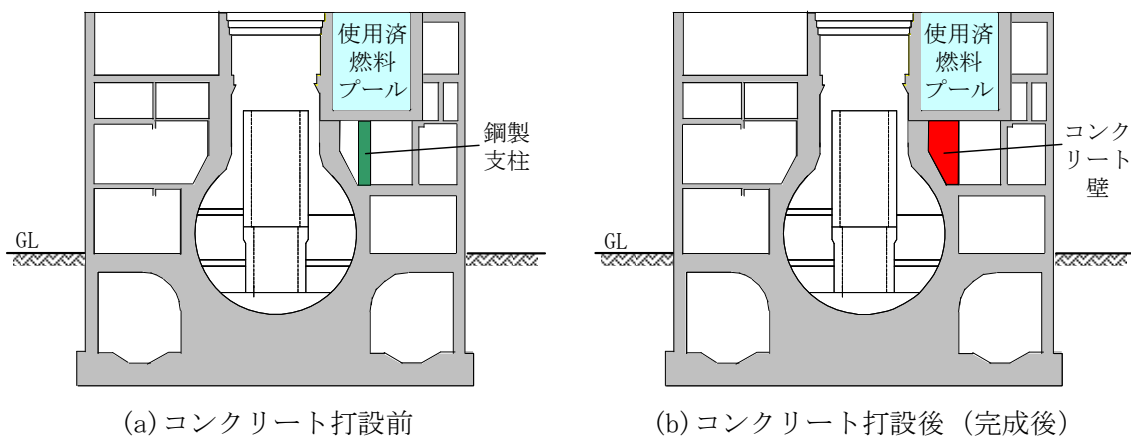


図-1.6.1 使用済燃料プール底部の支持構造物のイメージ (南北断面図)

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。

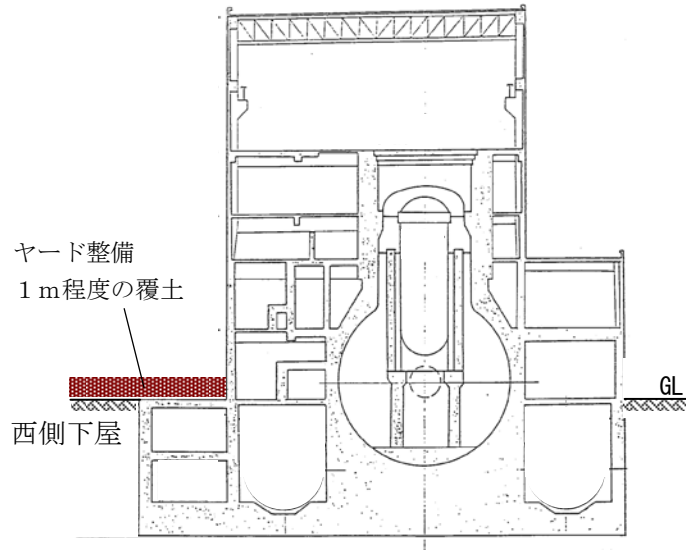


図-1.7.1 ヤード整備のイメージ（東西断面図）

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B 1階からMB 1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。

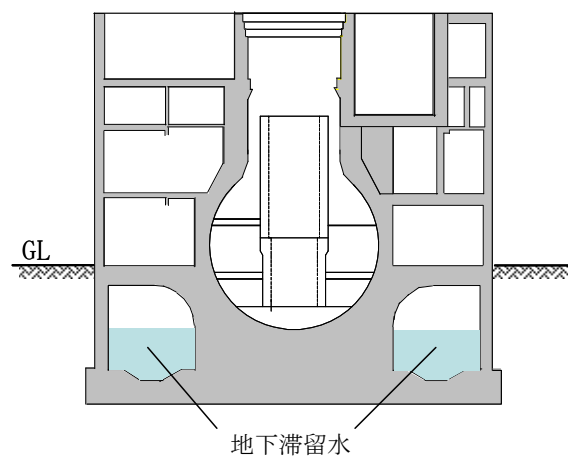


図-1.8.1 地下滞留水のイメージ（南北断面図）

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・ダクトを經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。

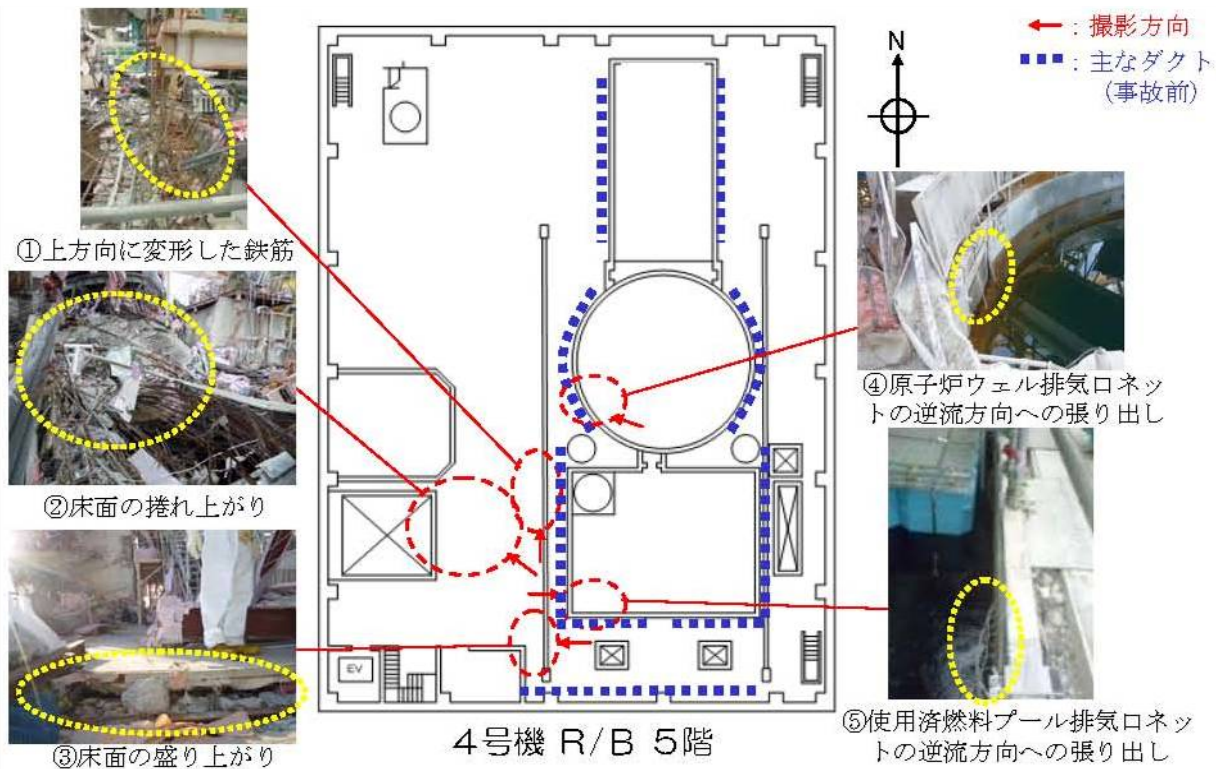


図-2.2.1 建屋内の損傷状況に関する調査結果（5階）

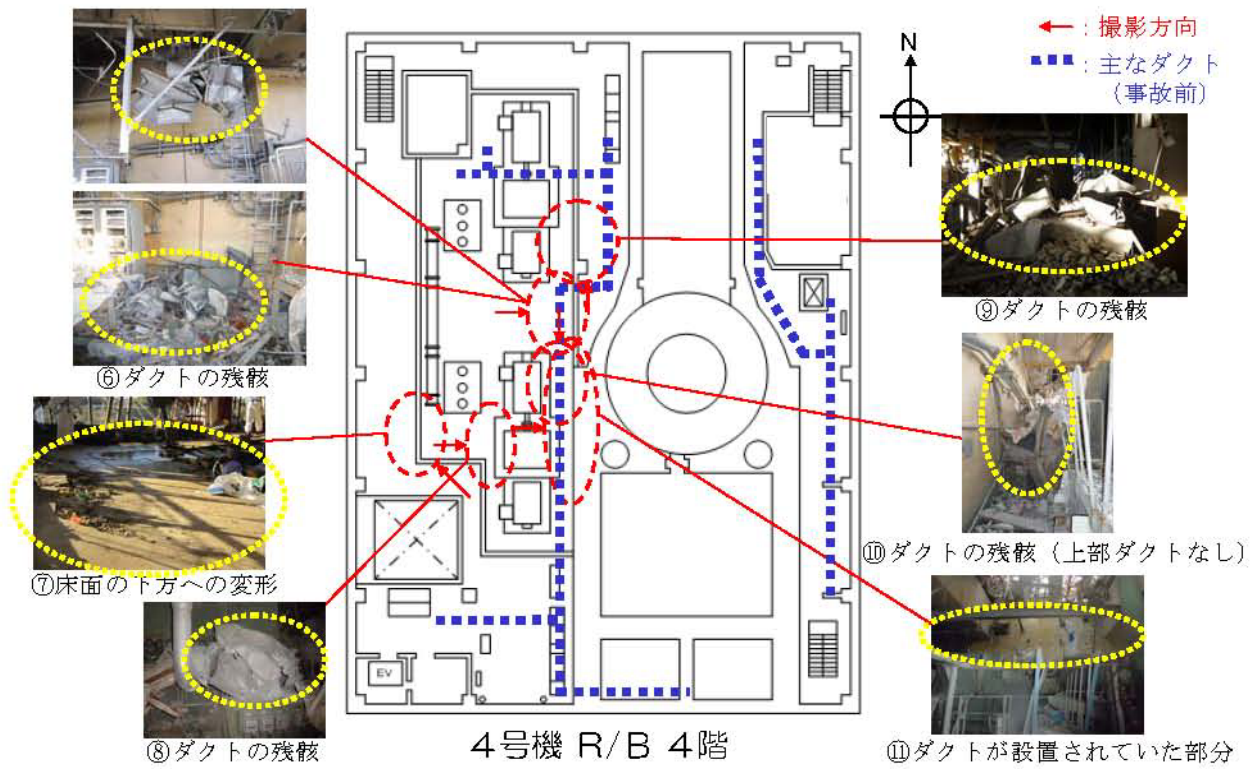


図-2.2.2 建屋内の損傷状況に関する調査結果 (4階)

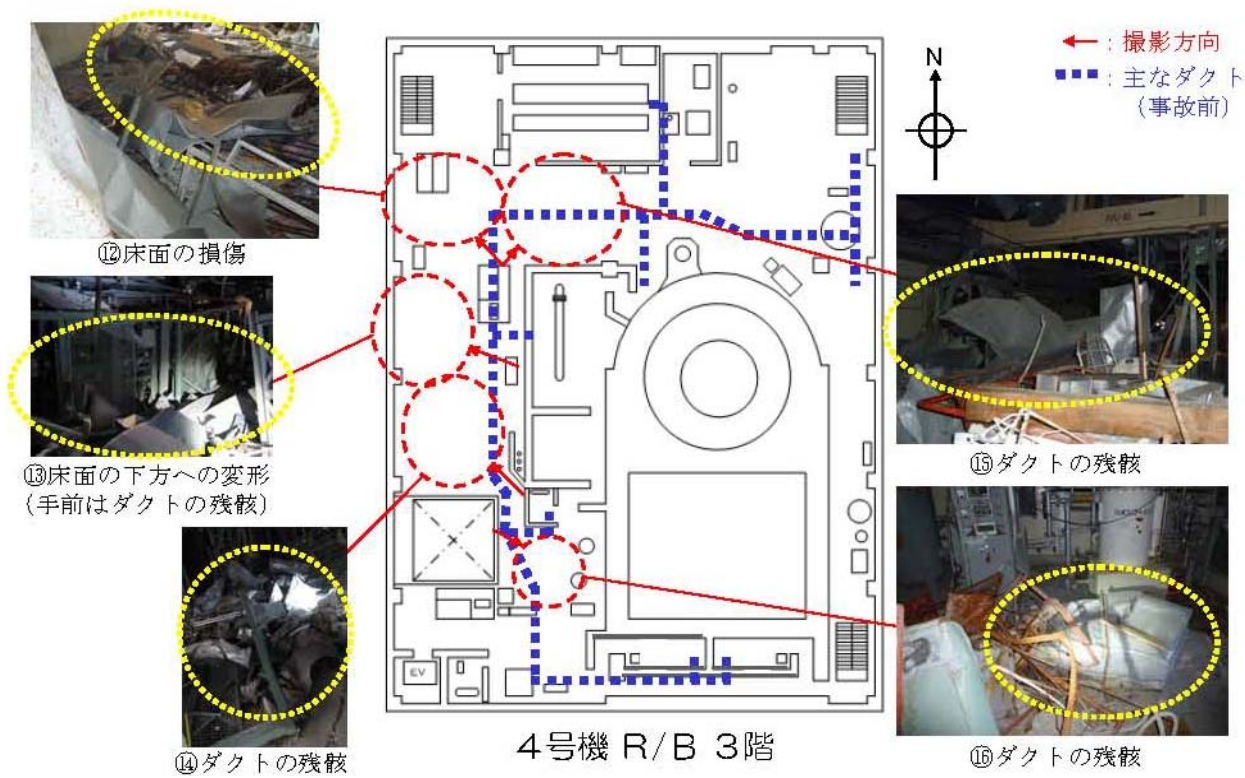


図-2.2.3 建屋内の損傷状況に関する調査結果 (3階)

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。

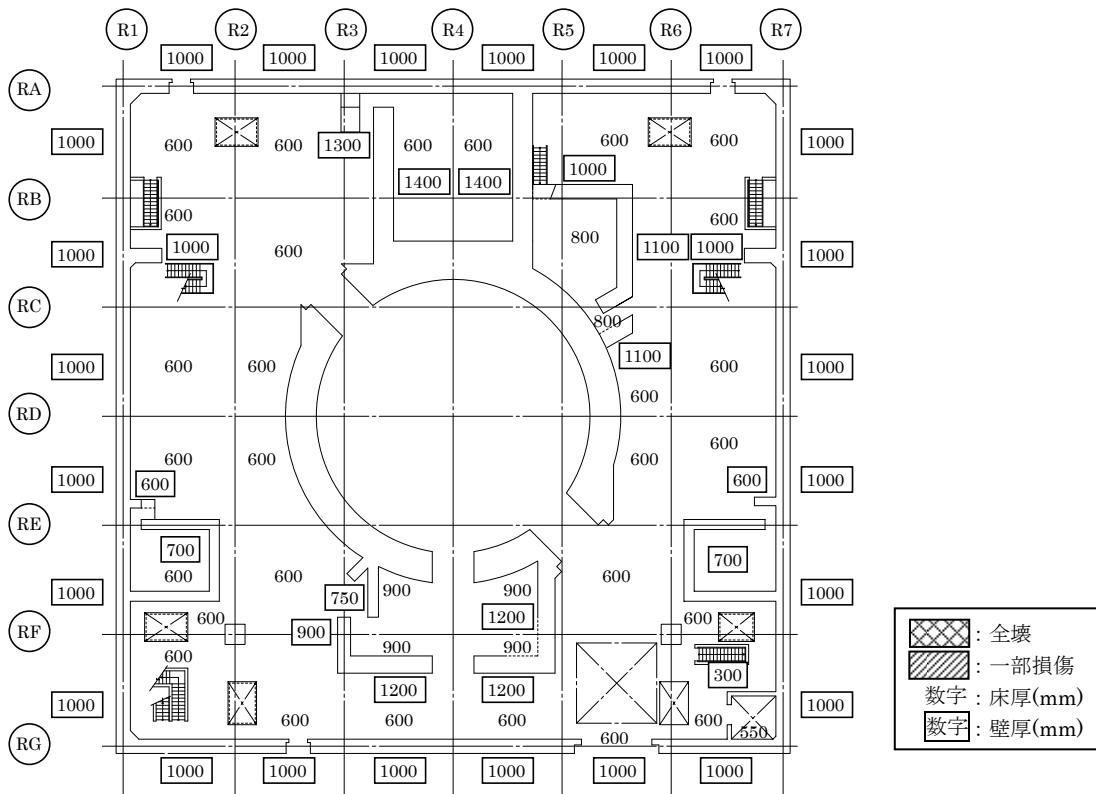


図-2.3.1 損傷状況（1階：損傷なし）

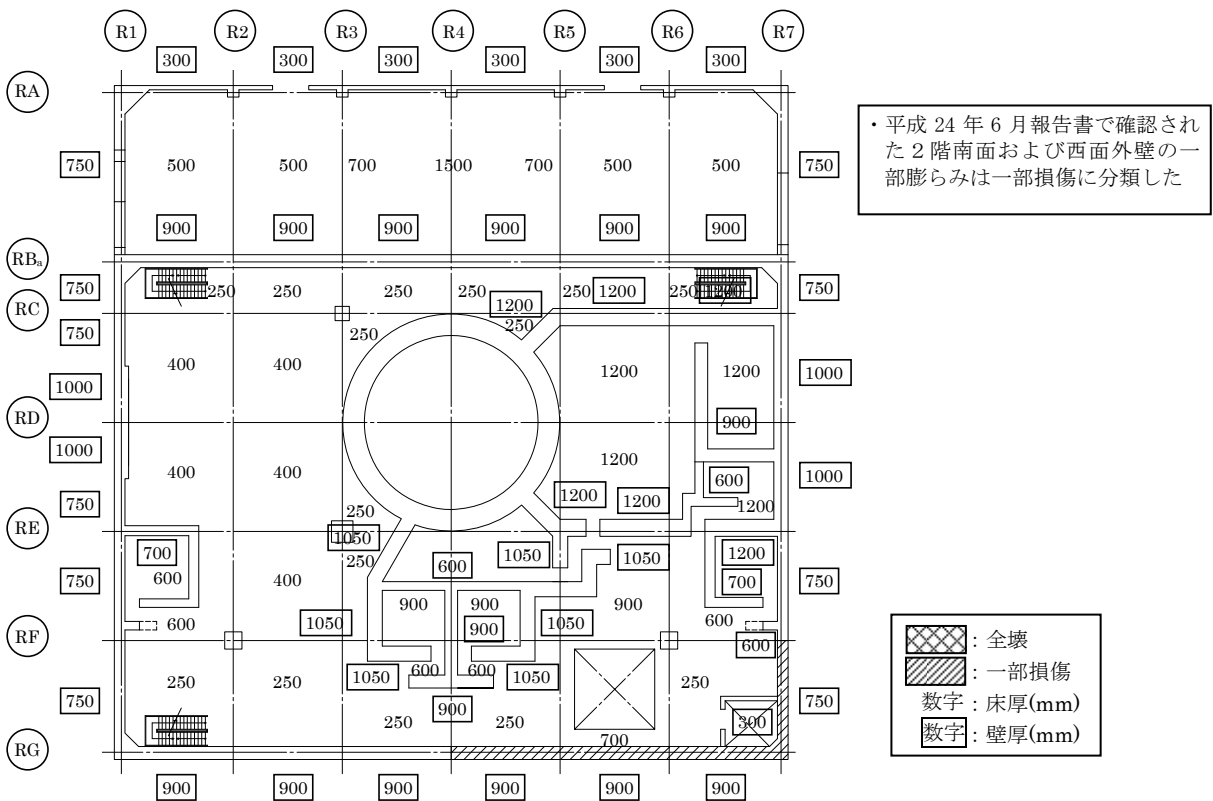


図-2.3.2 損傷状況（2階）

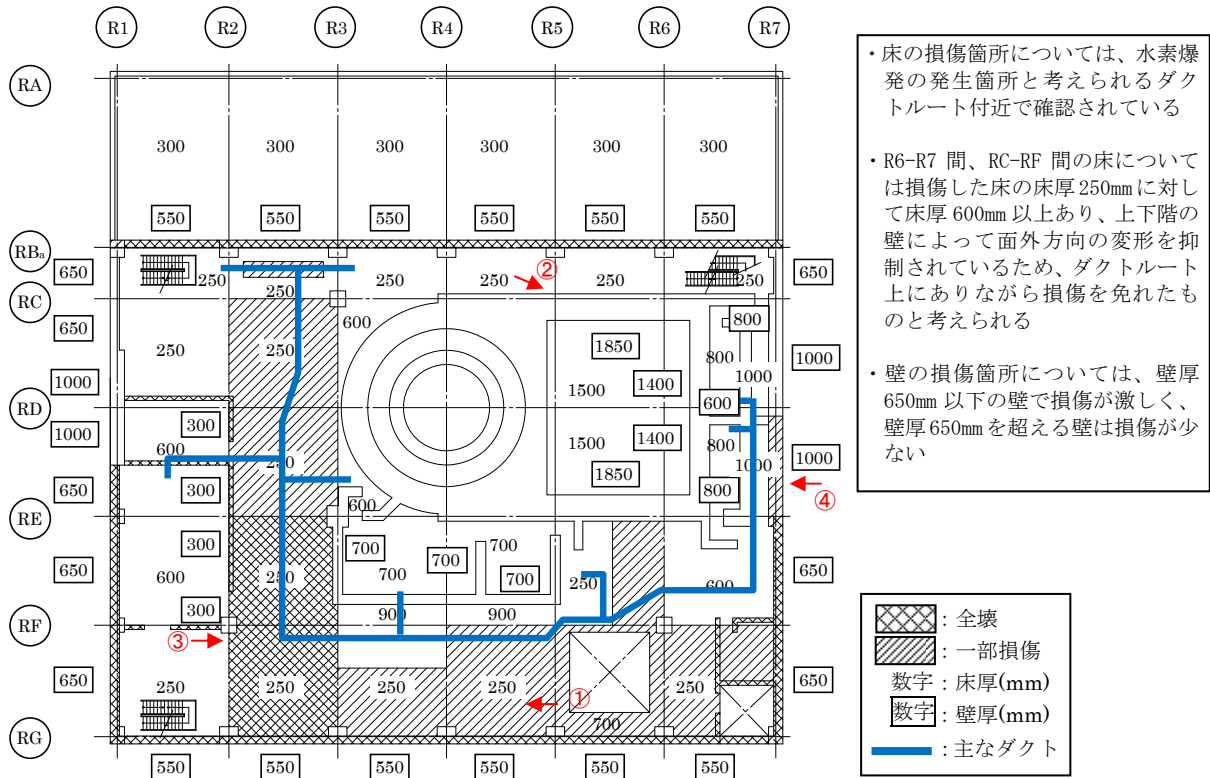


図-2.3.3 損傷状況（3階）



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）

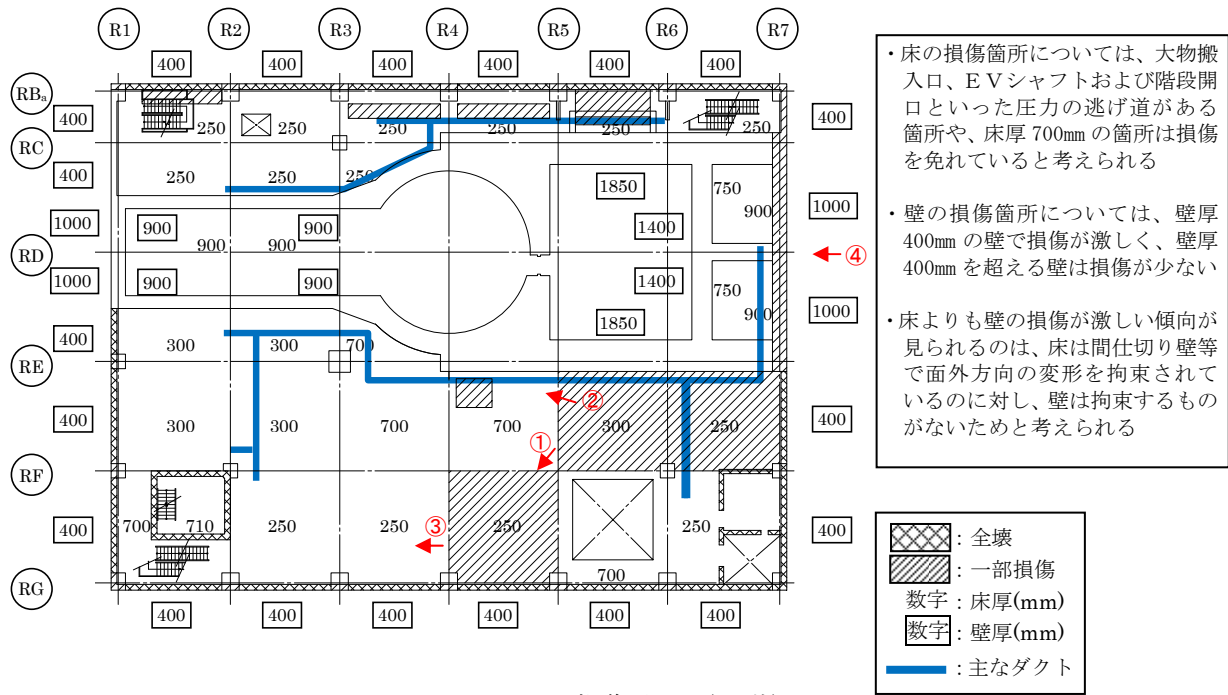


図-2.3.5 損傷状況（4階）



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）

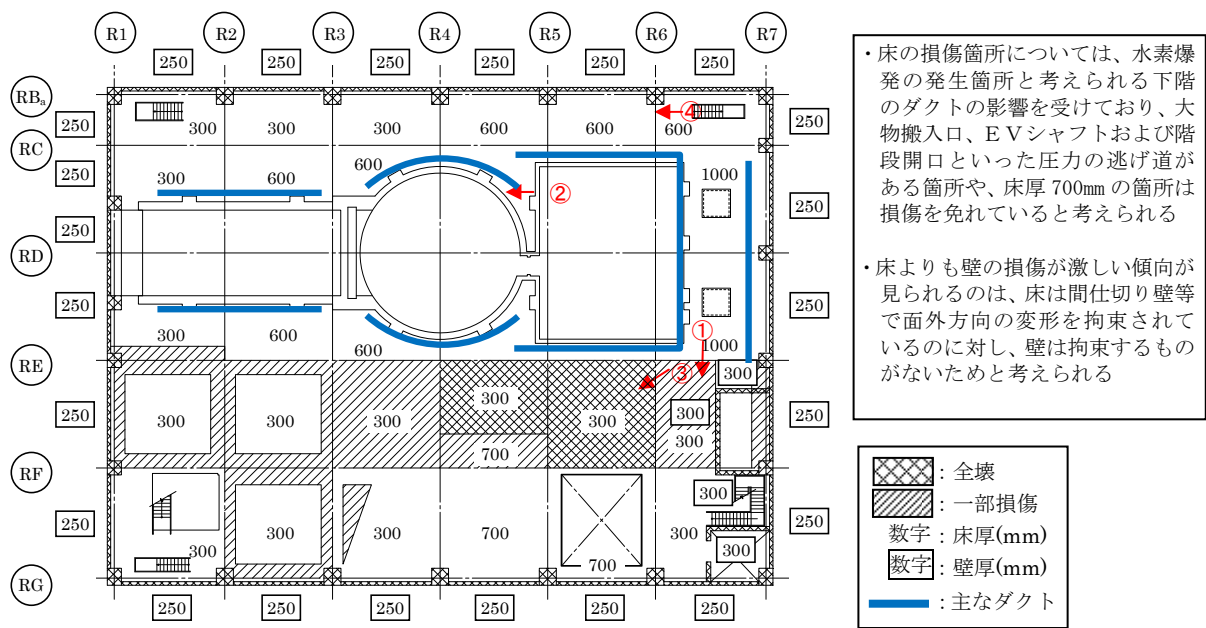


図-2.3.7 損傷状況（5階）



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。

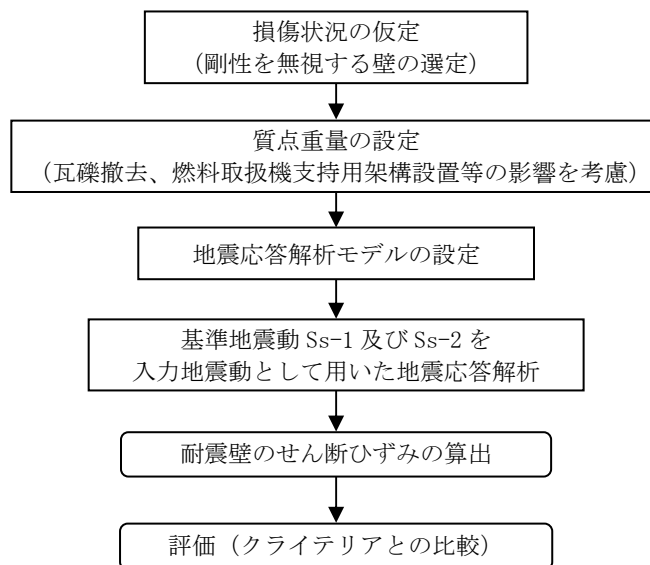


図-3.1.1 原子炉建屋の耐震安全性評価フロー

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。

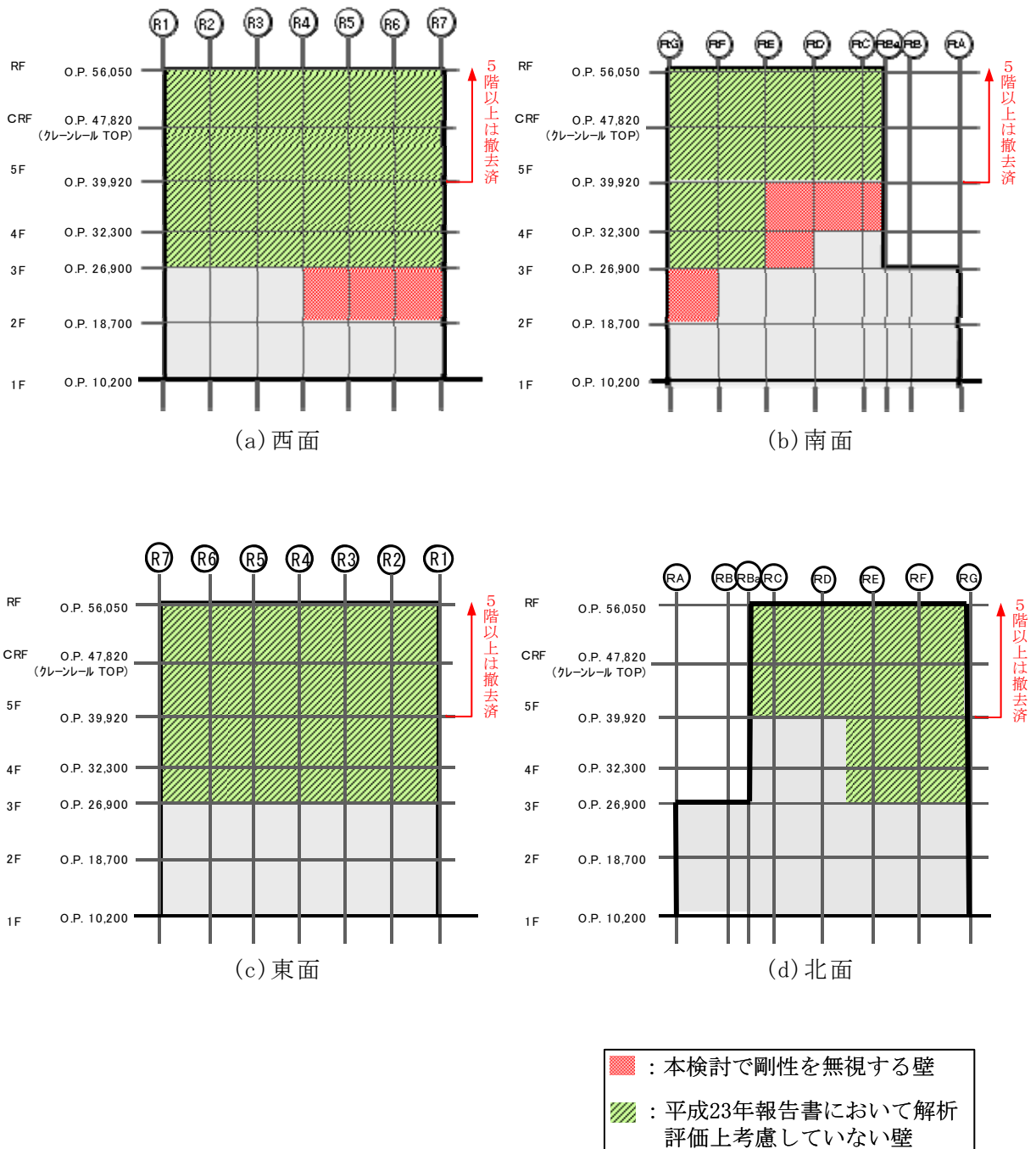


図-3.2.1 剛性を無視する外壁

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、評価上考慮されていない)
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 100mm が下階に落下したも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 200mm 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	0
2	CRF	47.82	0	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	0	-3,440	69,940
4	4F	32.3	88,770	0	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	0	5,550	127,760
6	2F	18.7	121,930	0	0	2,170	0	3,600	0	0	0	1,330	129,030
7	1F	10.2	207,300	0	0	1,660	0	0	9,520	0	0	0	218,480
8	B1F	-2.06	287,050	0	0	0	0	0	0	66,690	0	0	353,740
9	MAT	-6.06	132,390	0	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	0	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 (O. 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。

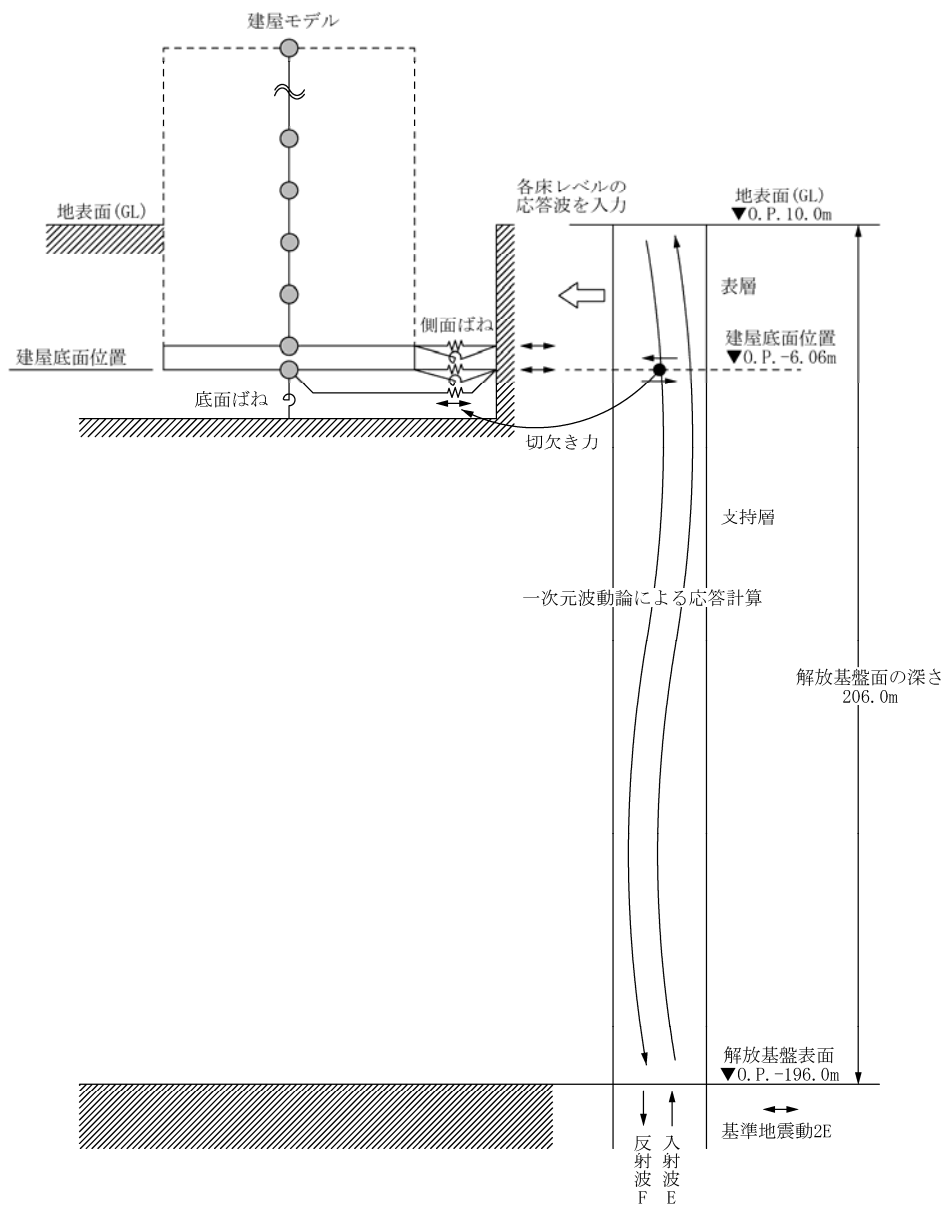
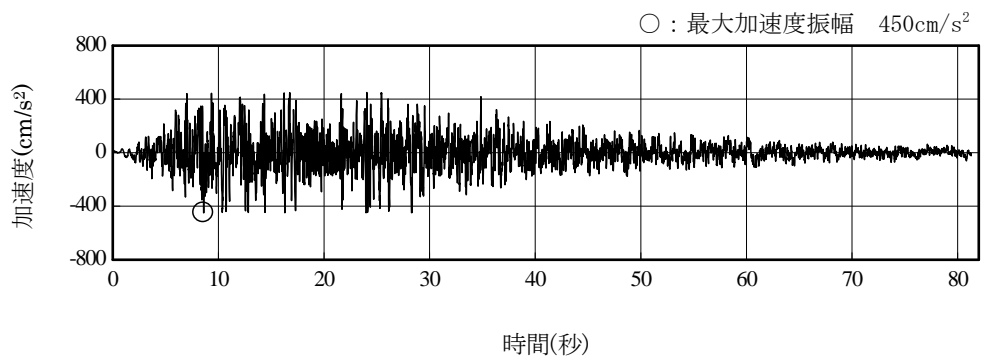
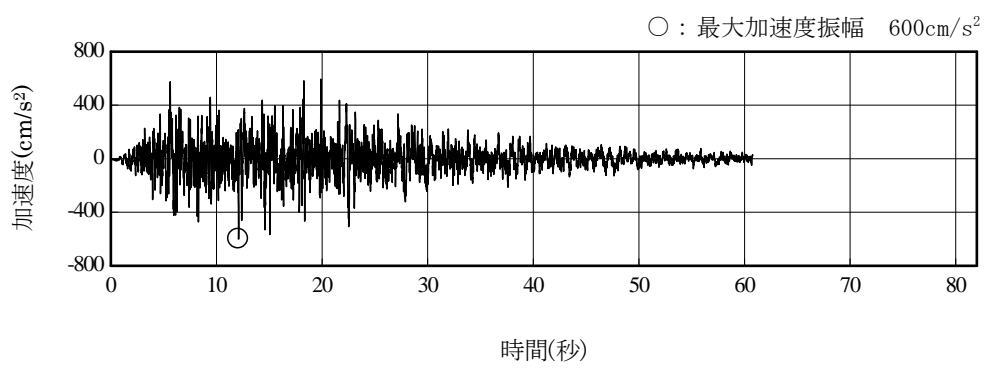


図-3.4.1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図



(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 (K_c) として実部の静的な値を、また、減衰係数 (C_c) として建屋-地盤連成系の1次固有振動数に対応する虚部の値と原点を結ぶ直線の傾きを採用することにより近似する。

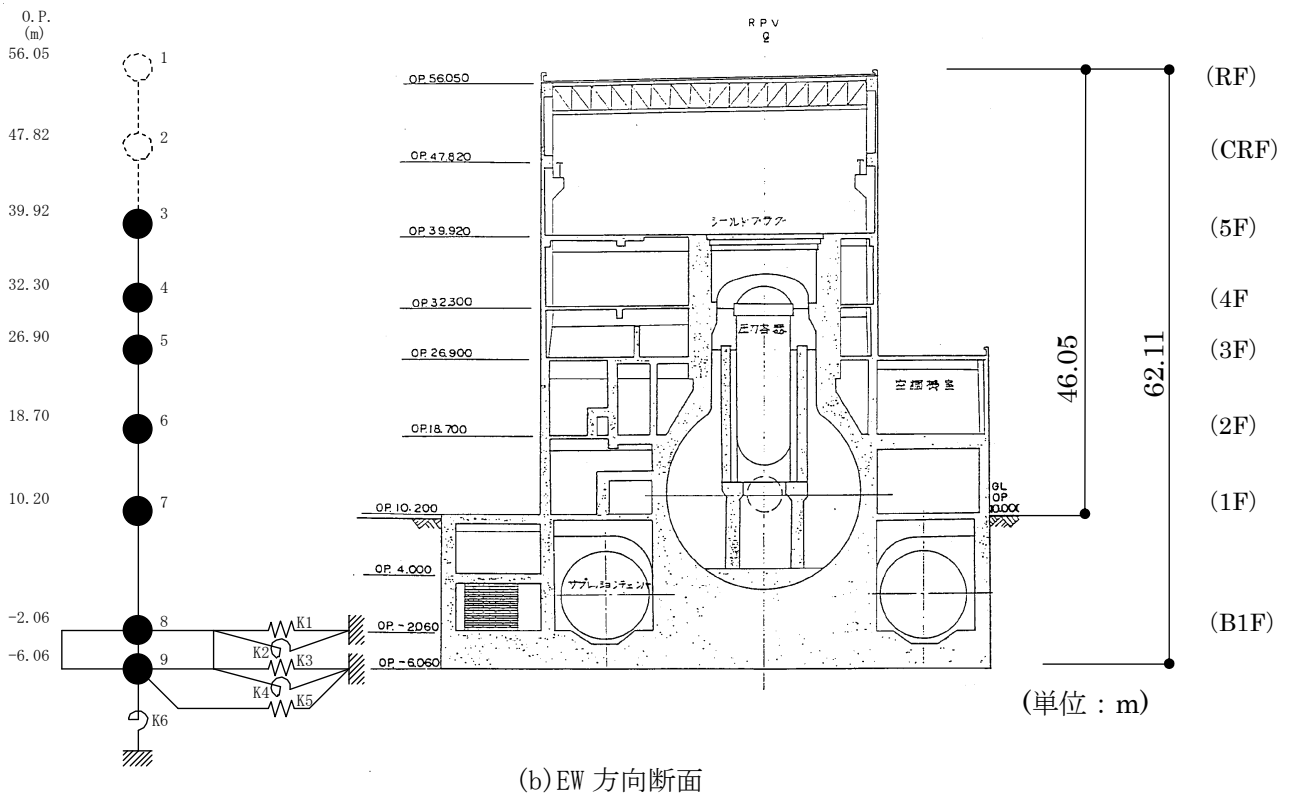
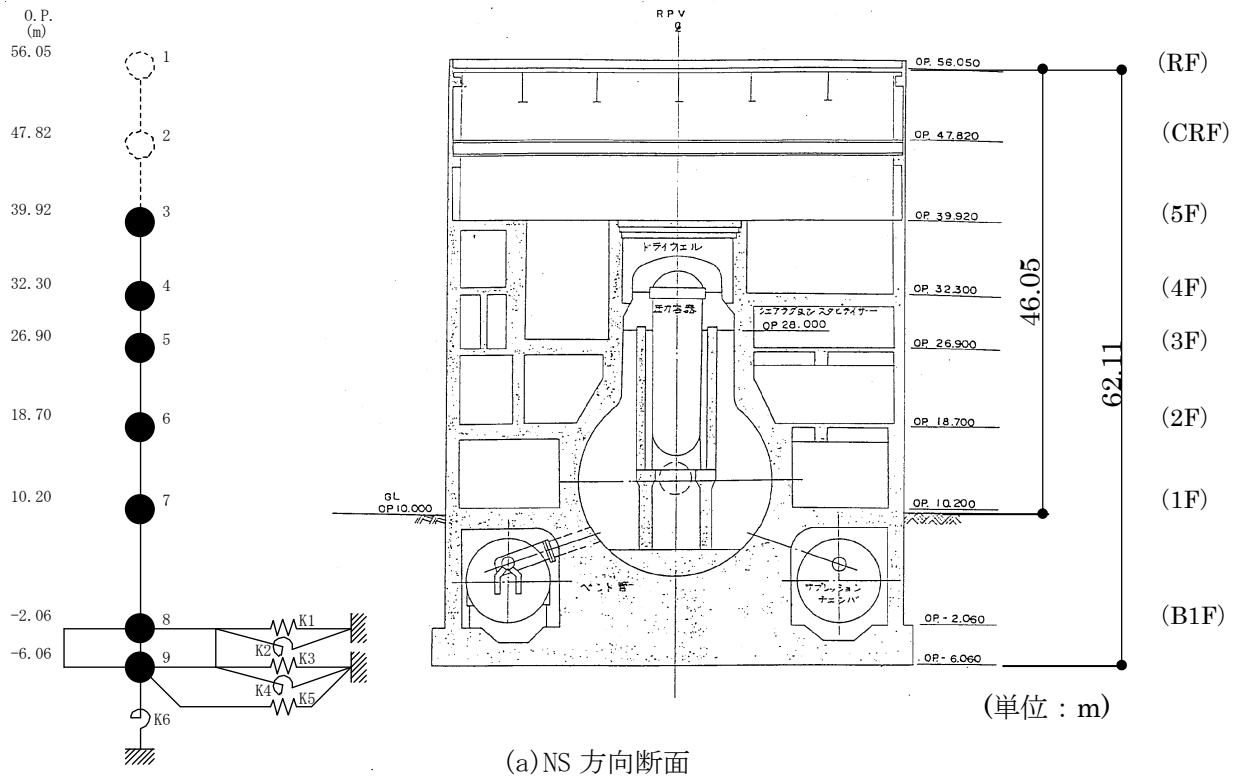


図-3.5.1 地震応答解析モデル

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

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

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

*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 (×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	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E _c せん断弾性係数G ポアソン比ν 減衰h 基礎形状	2.57×10 ⁷ (kN/m ²) 1.07×10 ⁷ (kN/m ²) 0.20 5% 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 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	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E _c せん断弾性係数G ポアソン比ν 減衰h 基礎形状	2.57×10 ⁷ (kN/m ²) 1.07×10 ⁷ (kN/m ²) 0.20 5% 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 V_s (m/s)	単位体積 重量 γ_t (kN/m^3)	ポアソン比 ν	初期せん断 弾性係数 G_0 (kN/m^2)	剛性低下率 G/G_0	せん断弾性 係数 G (kN/m^2)	剛性低下後 S波速度 V_s (m/s)	減衰定数 h (%)
10.0									
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	3
-10.0	泥岩	450	16.5	0.464	341,000	0.78	266,000	398	3
-80.0		500	17.1	0.455	436,000		340,000	442	
-108.0		560	17.6	0.446	563,000		439,000	495	
-196.0		600	17.8	0.442	653,000		509,000	530	
	解放基盤	700	18.5	0.421	924,000	1.00	924,000	700	—

(Ss-2)

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

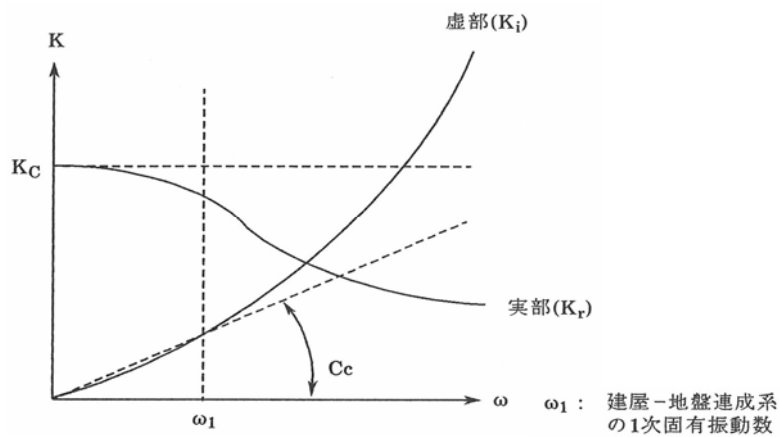
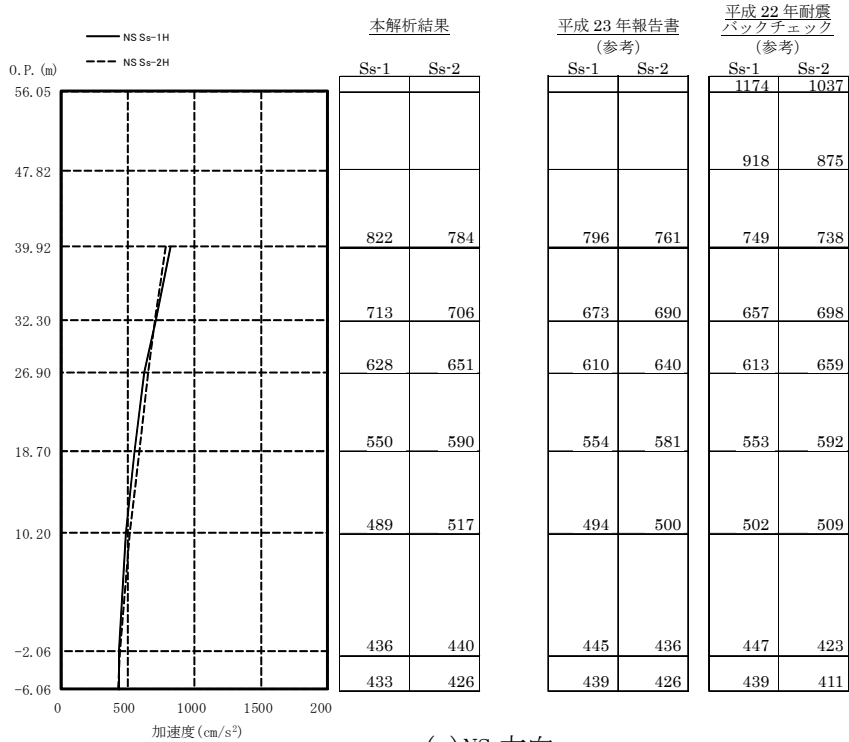


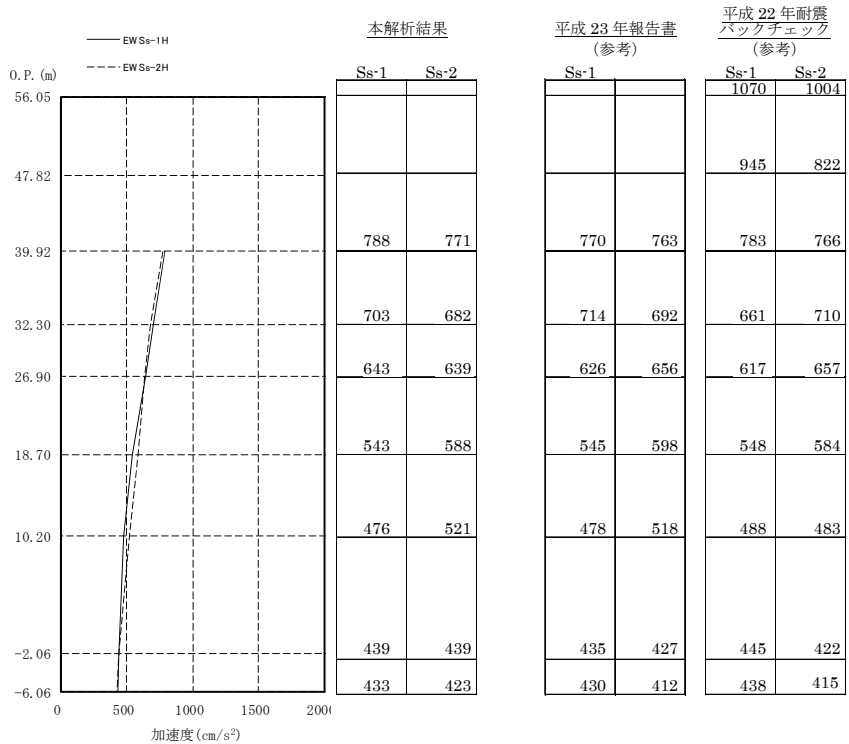
図-3.5.2 地盤ばねの近似

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

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。

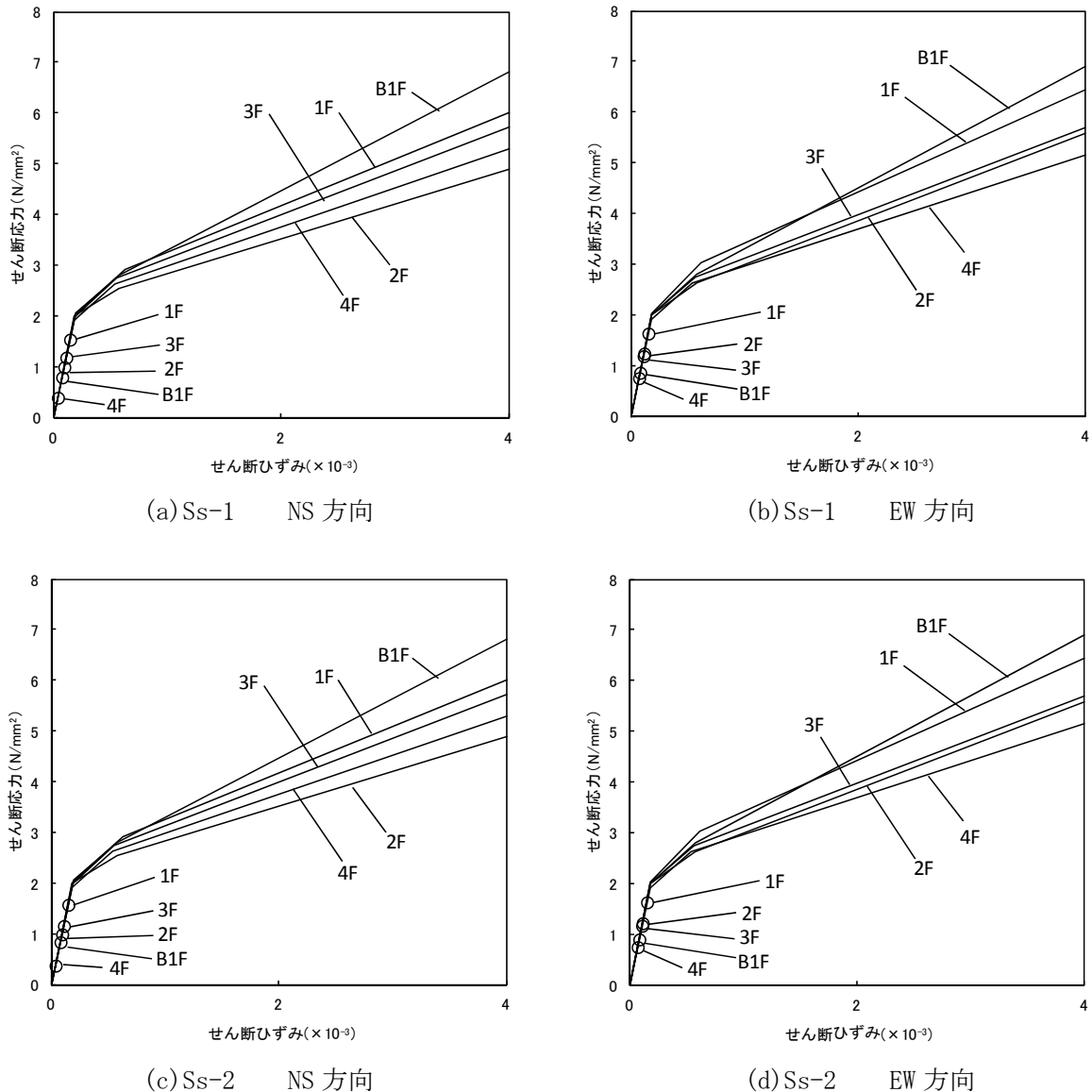


図-3.7.1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値

【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

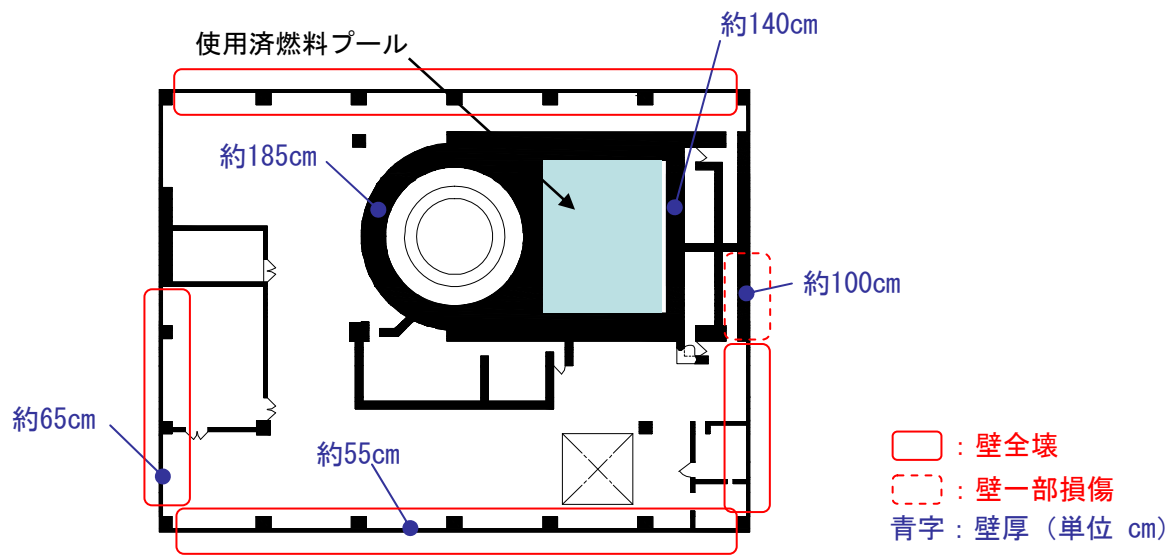


図-3.7.2 外壁の損傷状況と壁厚 (3階を例示)

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 F E M 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 F E M 解析モデルでモデル化し、応力解析により基準地震動 S_s に対する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 F E M 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 S_s 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 F E M 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（O.P. 18.7m）から 5 階の床（O.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 F E M 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。
- ・ 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。

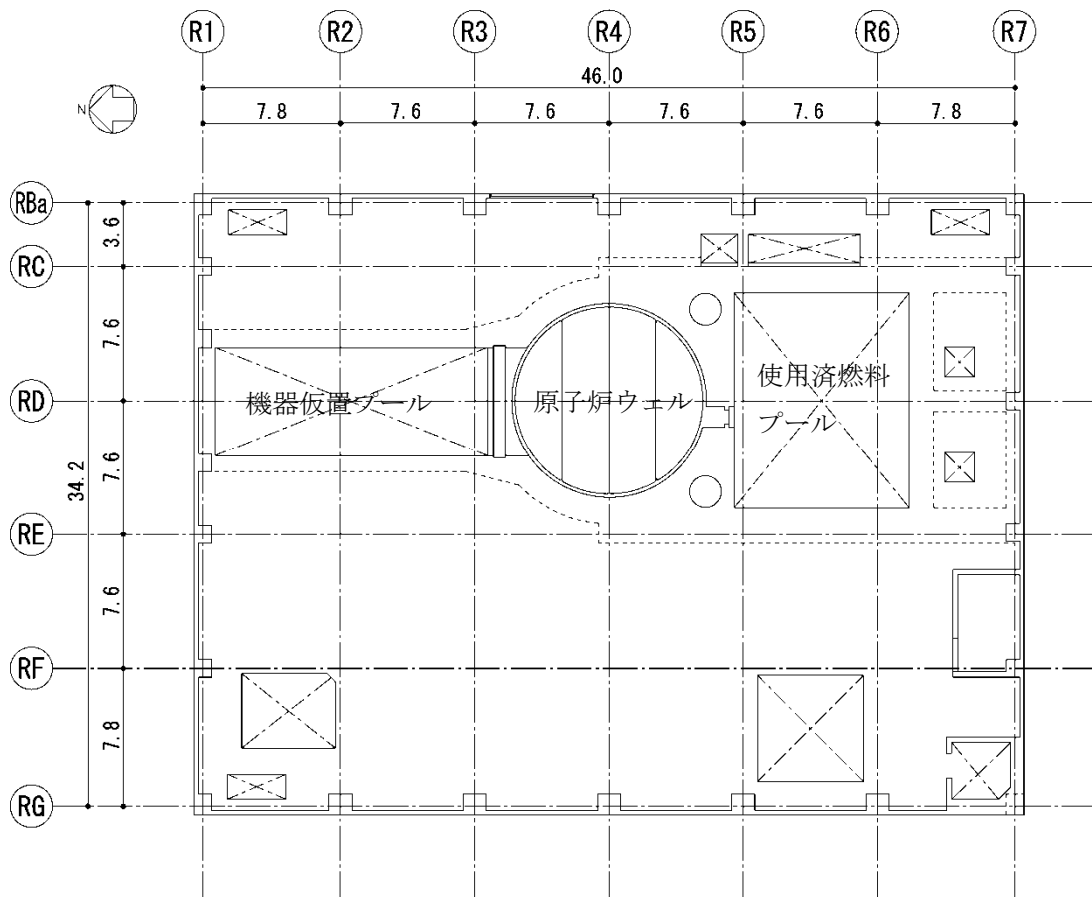


図-4.1.1 5階 平面図
(単位：m)

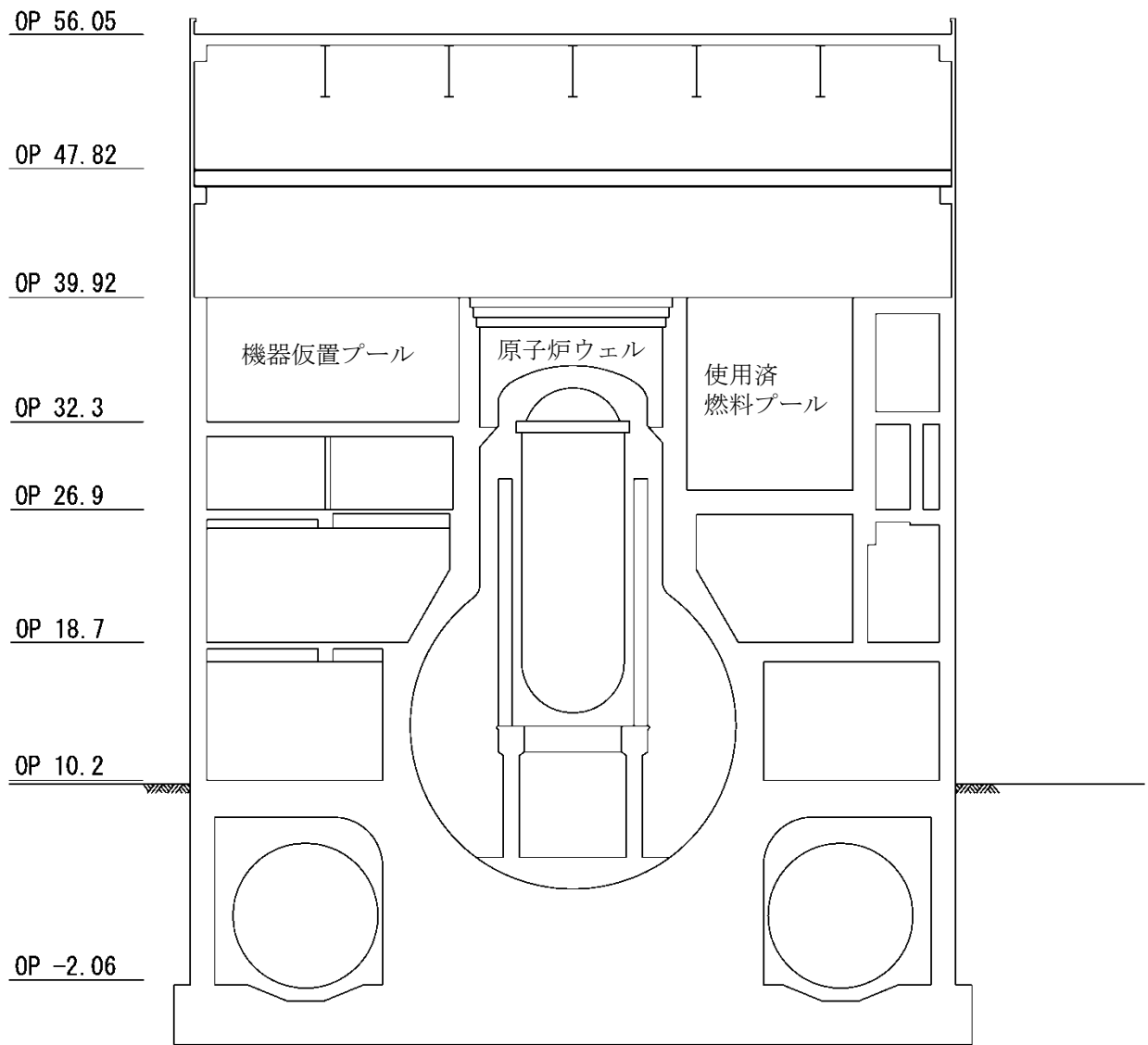


図-4.1.2 断面図
 (NS方向断面, 単位:m)

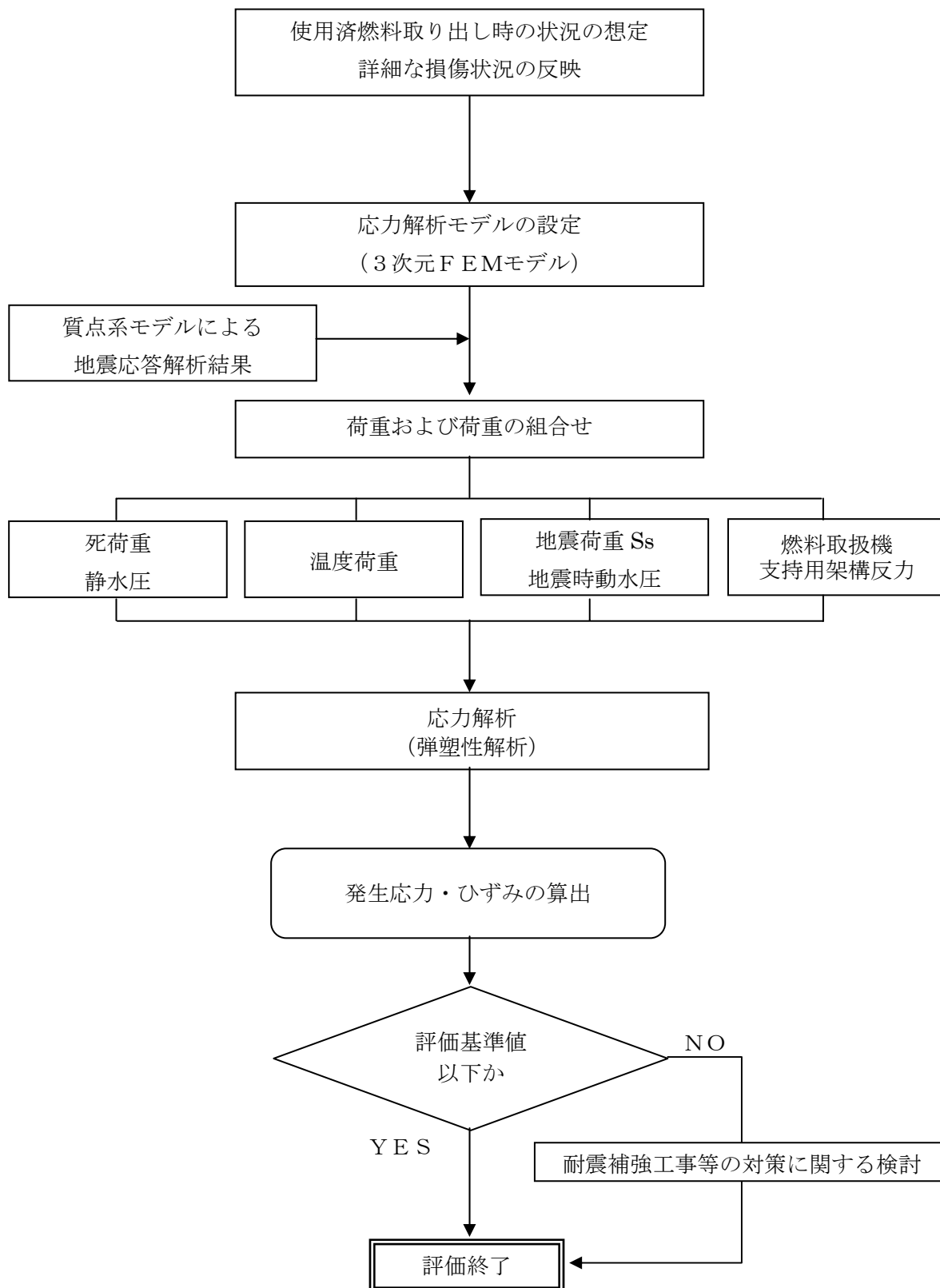


図-4.1.3 使用済燃料プールの耐震安全性評価フロー

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。

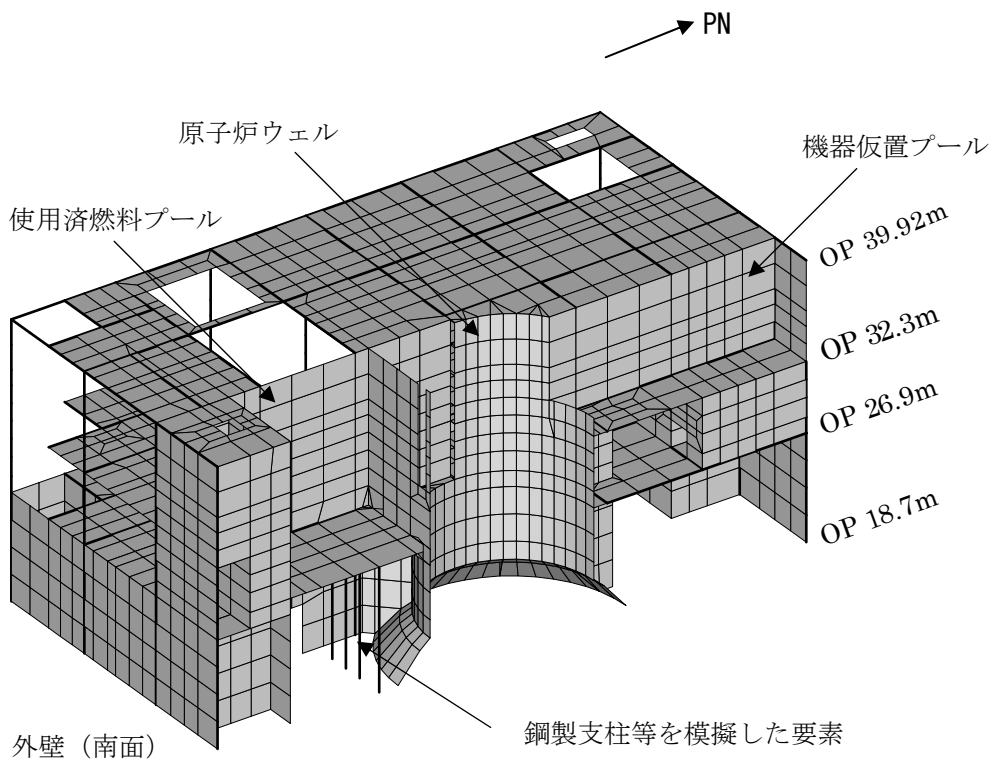
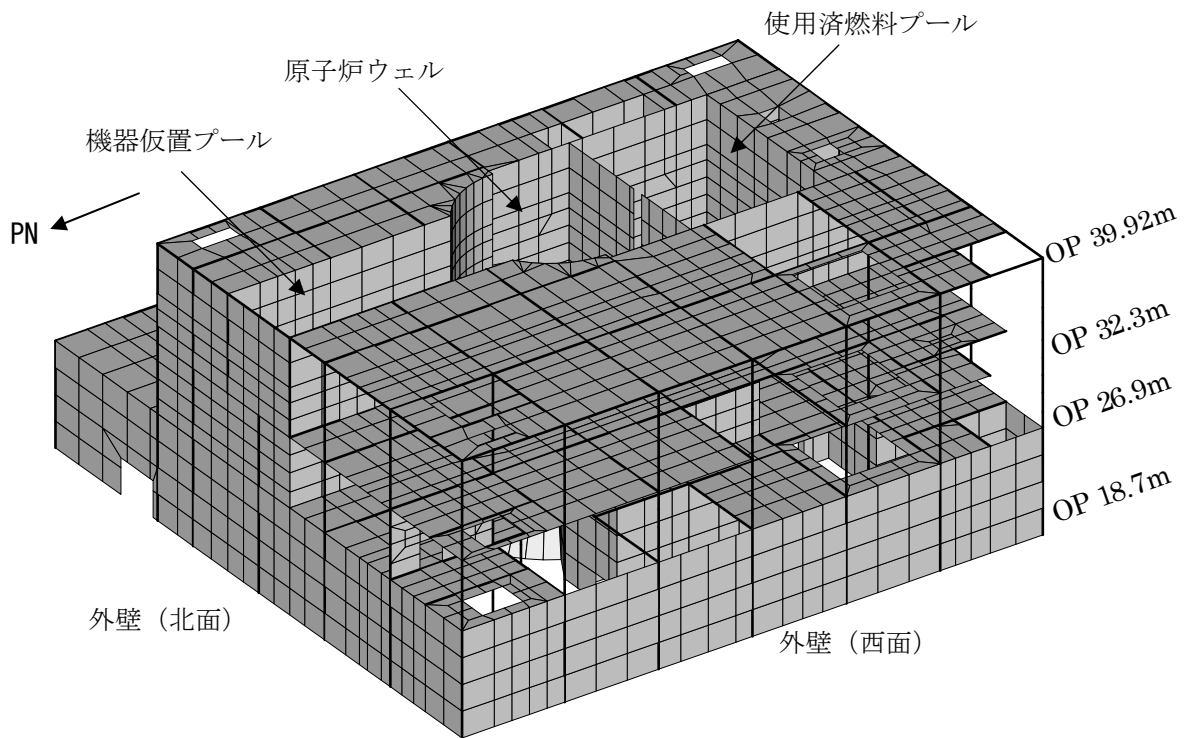
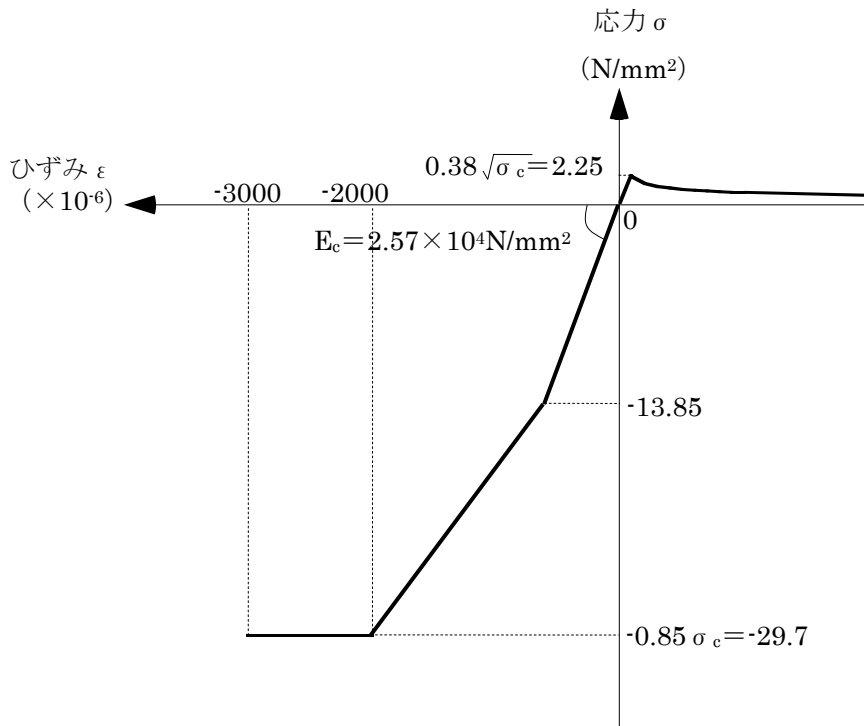
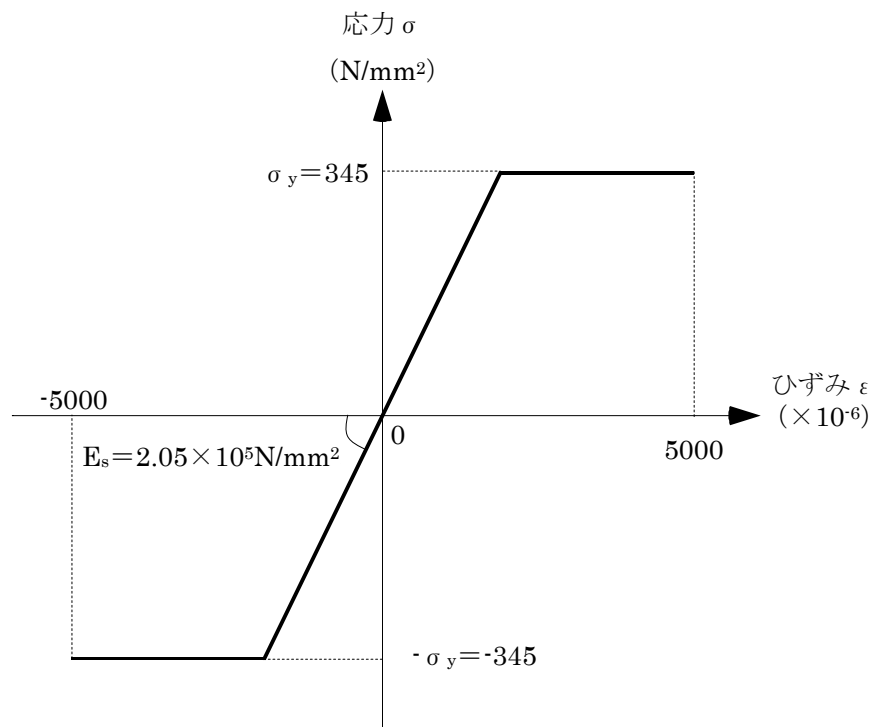


図-4.2.1 解析モデル概要図



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



(b) 鉄筋の応力-ひずみ関係
(鉄筋降伏点 $\sigma_y = 345$ N/mm²)

図-4.2.2 コンクリートと鉄筋の構成則

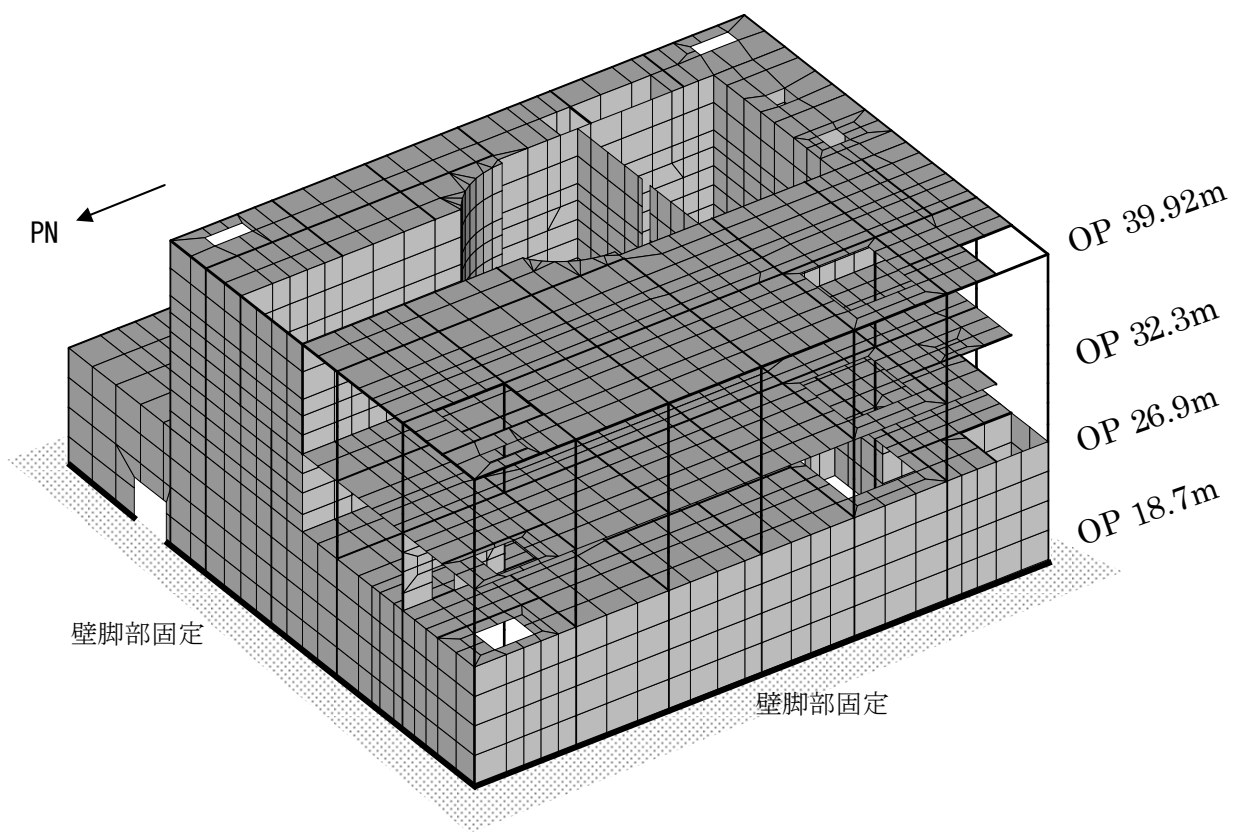


図-4.2.3 解析モデルの境界条件

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（O.P. 32.3m）と3階（O.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（O.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（O.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（O.P. 39.92m）～3階（O.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。

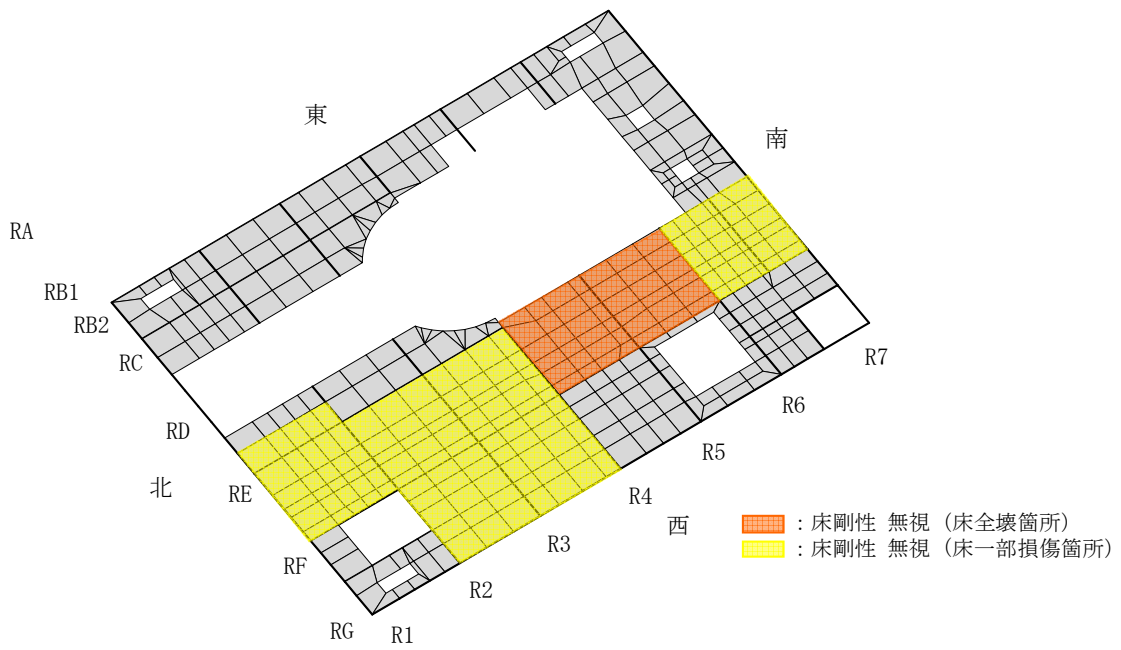


図-4.3.1 損傷モデル アイソメ図 5階 (O.P. 39.92m)

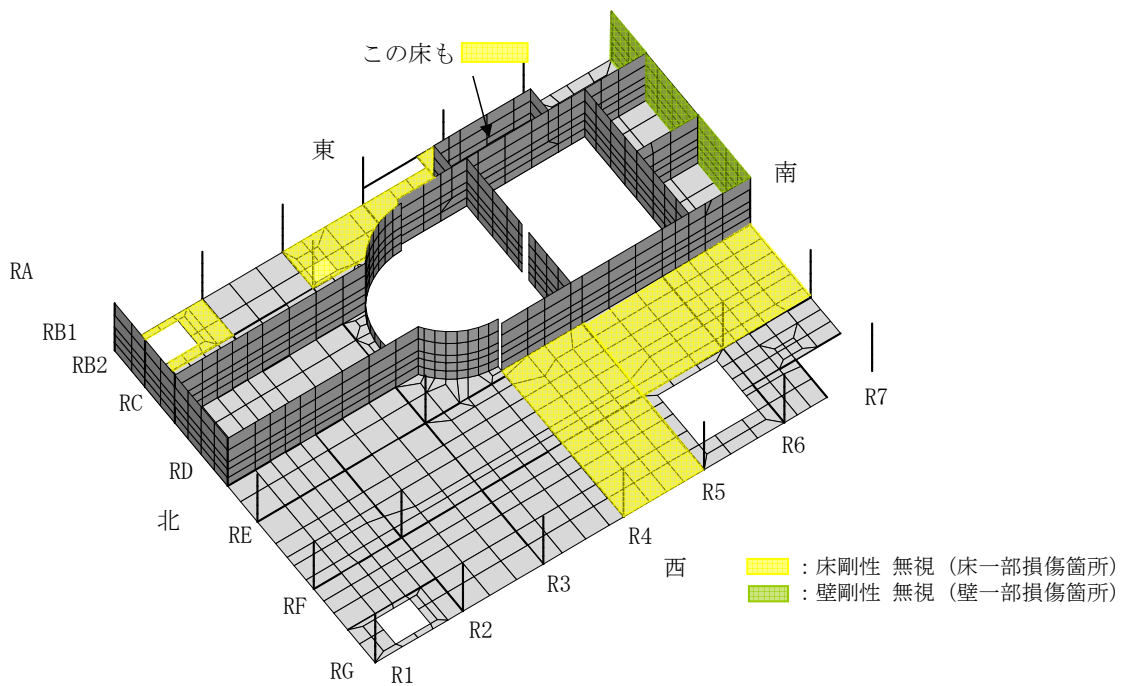


図-4.3.2 損傷モデル アイソメ図 4階 (O.P. 32.3m)

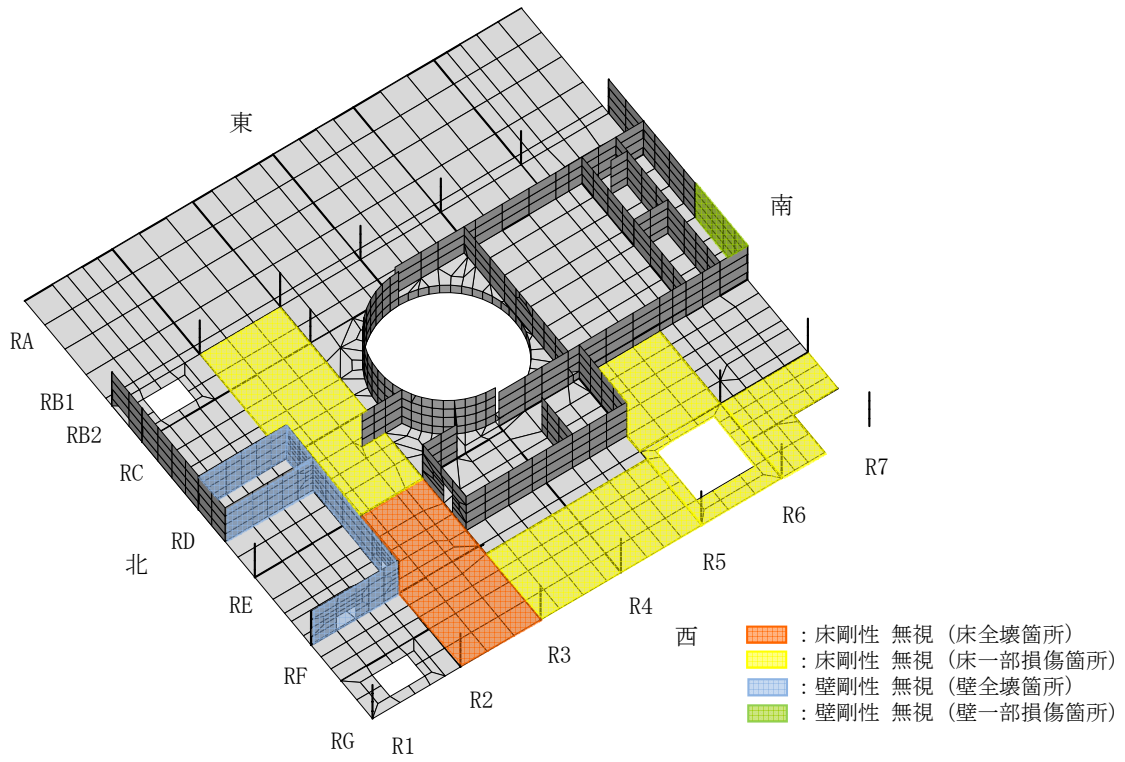


図-4.3.3 損傷モデル アイソメ図 3階 (O.P. 26.9m)

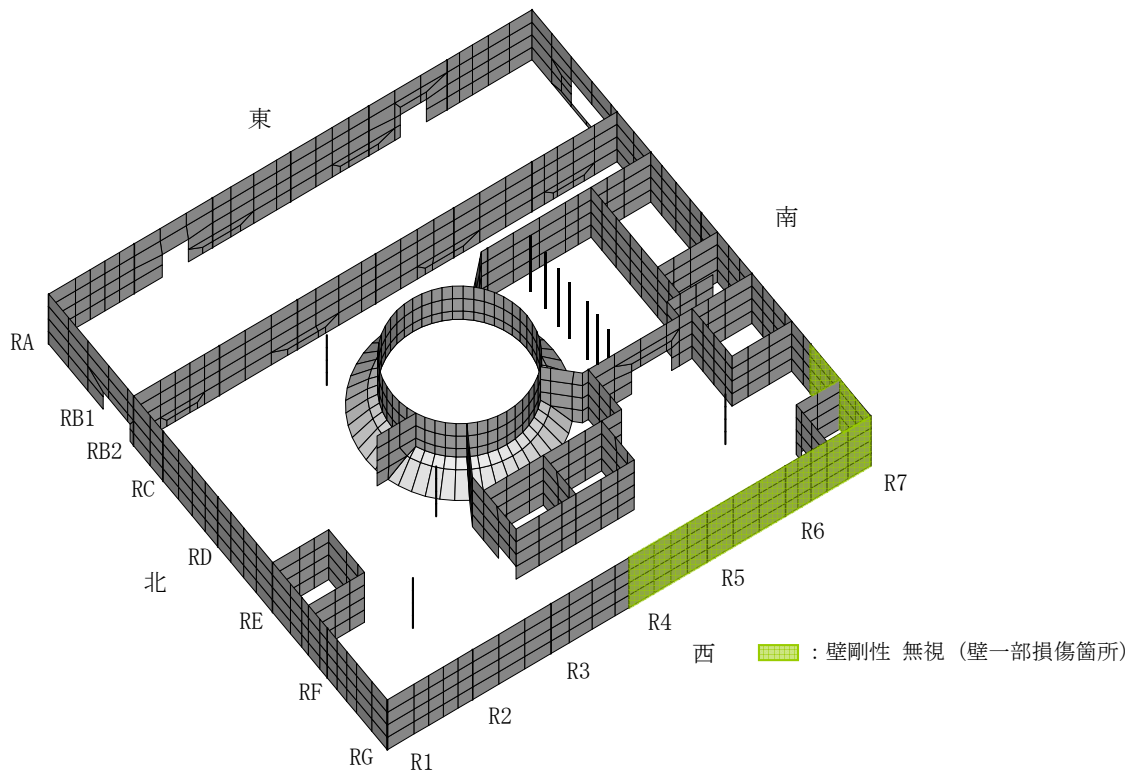


図-4.3.4 損傷モデル アイソメ図 2階 (O.P. 18.7m)

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 S_s に対する地震応答解析結果に基づき、水平方向および鉛直方向の地震荷重を設定する。

(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
S_s 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 S_s ）、
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、原子炉ウエル、 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 S_s 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 S_s 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		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

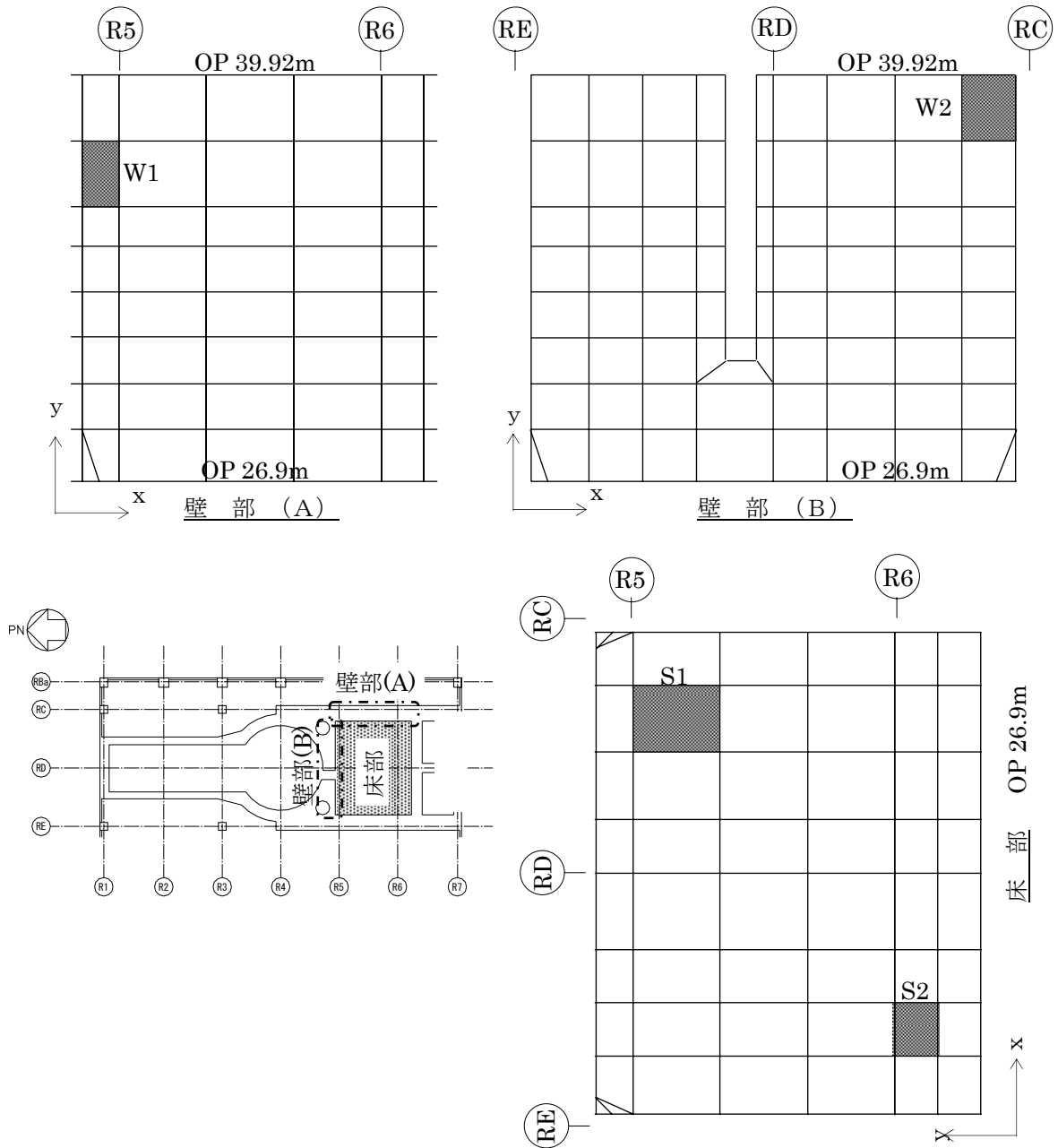
配筋諸元等に基づき使用済燃料プールの構造検討を行い、耐震安全性を評価する。評価においては、応力解析より求まる発生応力およびひずみが、評価基準値以下となることを確認した。評価基準値は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格」に基づき設定した。評価箇所の配筋諸元を図-4.6.1に示す。

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 ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	裕度	判定
W1	$c \varepsilon_c$	Ss 地震時	-460	-3000	0.16	可
	$s \varepsilon_c$		-290	-5000	0.06	可
	$s \varepsilon_t$		1500	5000	0.30	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 ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	裕度	判定
S1	$c \varepsilon_c$	Ss 地震時	-20	-3000	0.01	可
	$s \varepsilon_c$		-110	-5000	0.03	可
	$s \varepsilon_t$		370	5000	0.08	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 (N/mm)	裕度	判定
W2	Ss 地震時	4910	8580	0.58	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 (N/mm)	裕度	判定
S2	Ss 地震時	690	1470	0.47	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（裕度）が最も大きい箇所での比較を表-4.6.5、表-4.6.6 に示す。壁のひずみおよび面外せん断力の裕度は、表-4.5.1 に示した解析条件の違いに関わらず、大きな差異は生じていない。一方、床については、ひずみおよび面外せん断力の裕度ともに本検討の方が平成 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底部を鋼製支柱で補強した効果によるものと考えられる。さらに、面外せん断力については、これに加えて、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も影響していると考えられ、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 年報告書における裕度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裕度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裕度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 (×10 ⁻⁶)				評価基準値 (×10 ⁻⁶)
			本検討		平成 23 年報告書		
				裕度		裕度	
壁	c ε _c	Ss 地震時	-460	0.16	-480	0.16	-3000
	s ε _c		-290	0.06	-350	0.07	-5000
	s ε _t		1500	0.30	1230	0.25	5000
床	c ε _c		-20	0.01	-580	0.20	-3000
	s ε _c		-110	0.03	-210	0.05	-5000
	s ε _t		370	0.08	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	
			裕度		裕度
壁	Ss 地震時	4910 (8580)	0.58	2040 (3770)	0.55
床		690 (1470)	0.47	800 (1150)	0.70

() 内数値は評価基準値を示す。

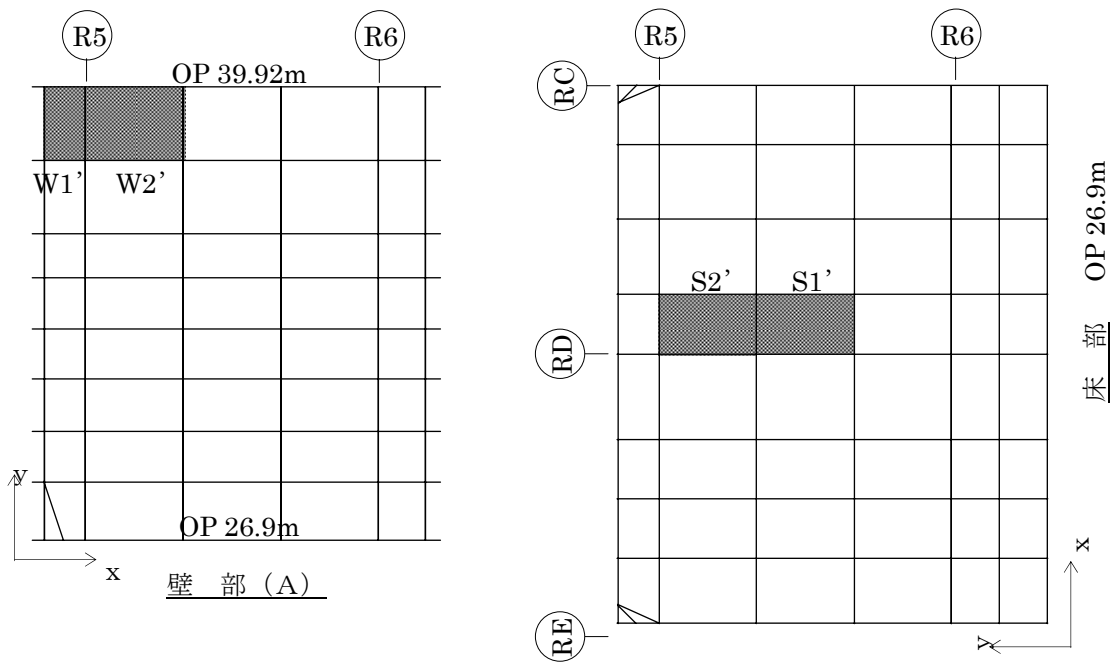


図-4.6.2 平成23年報告書におけるひずみおよび面外せん断力の裕度が最大となる箇所

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（O.P. 32.3m）と3階（O.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（O.P. 39.92m）～3階（O.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

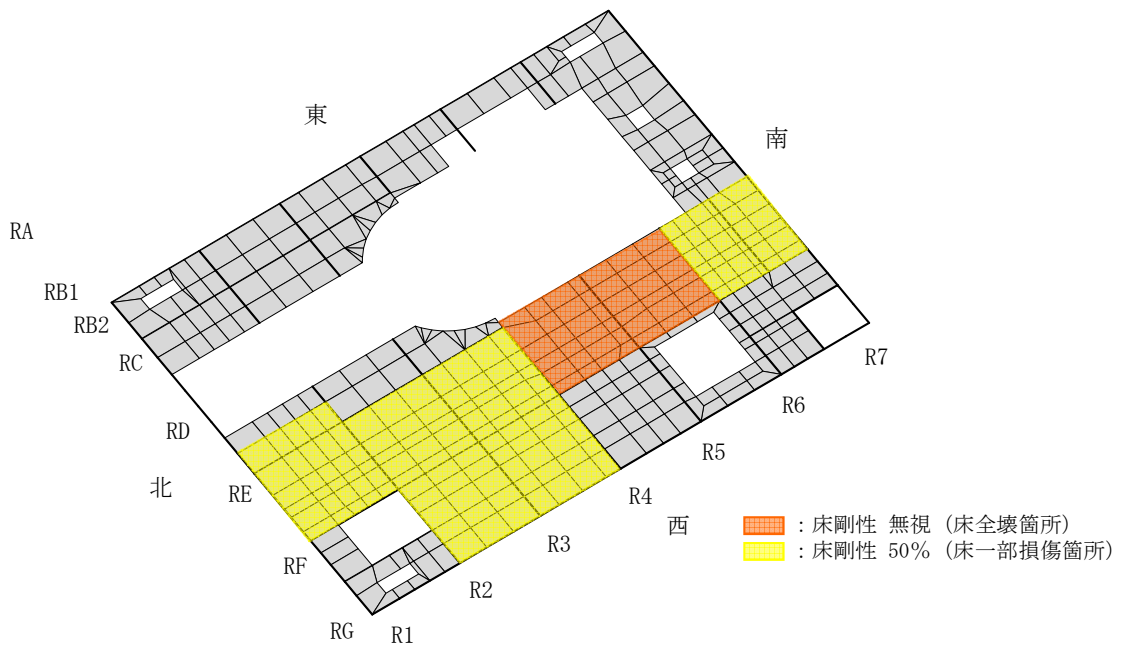


図-1 損傷モデル アイソメ図 5階 (O.P. 39.92m) (パラメータケース)

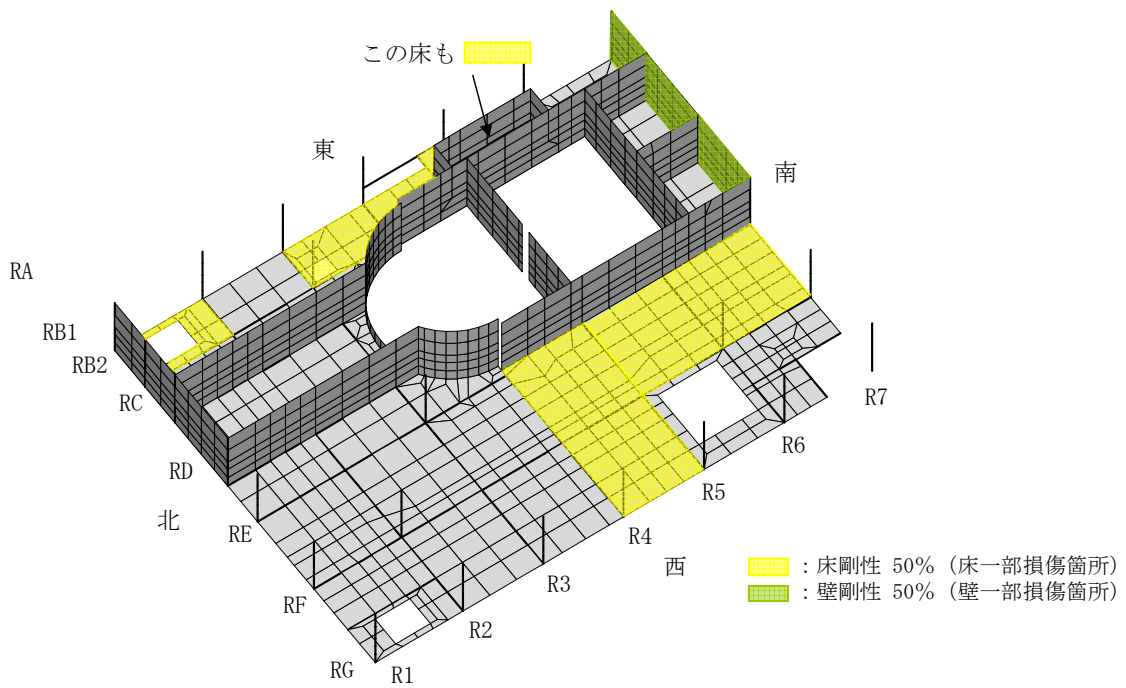


図-2 損傷モデル アイソメ図 4階 (O.P. 32.3m) (パラメータケース)

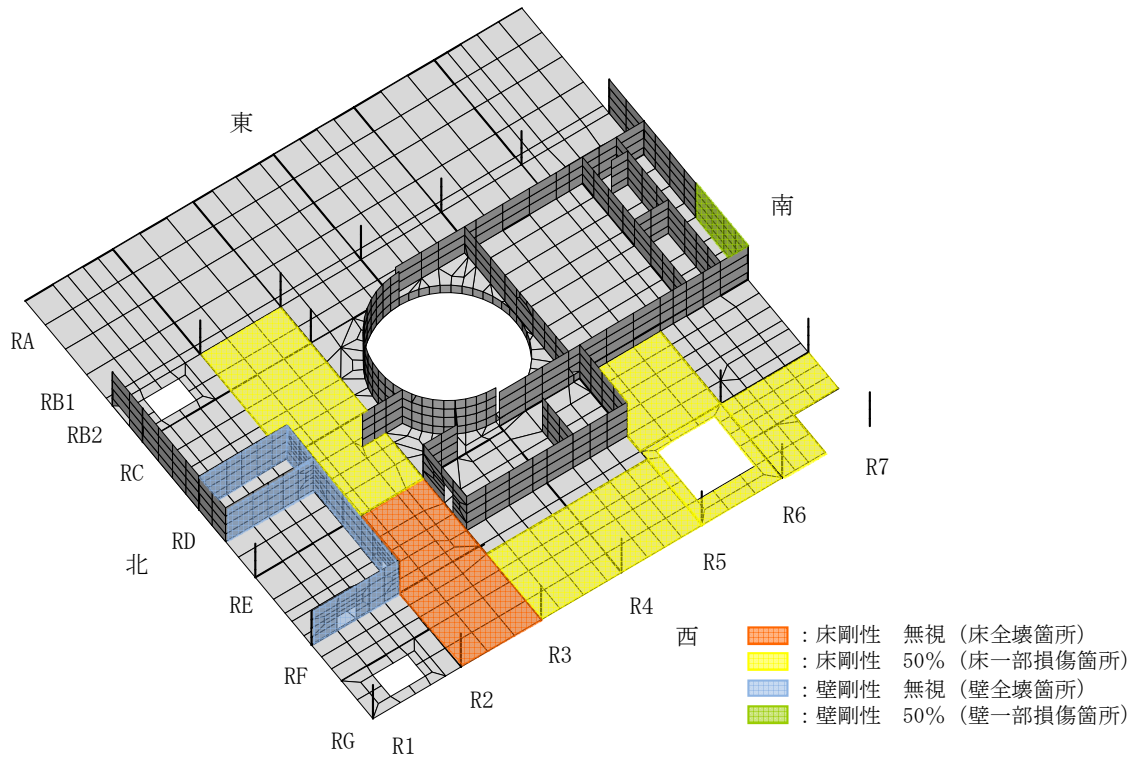


図-3 損傷モデル アイソメ図 3階 (O.P. 26.9m) (パラメータケース)

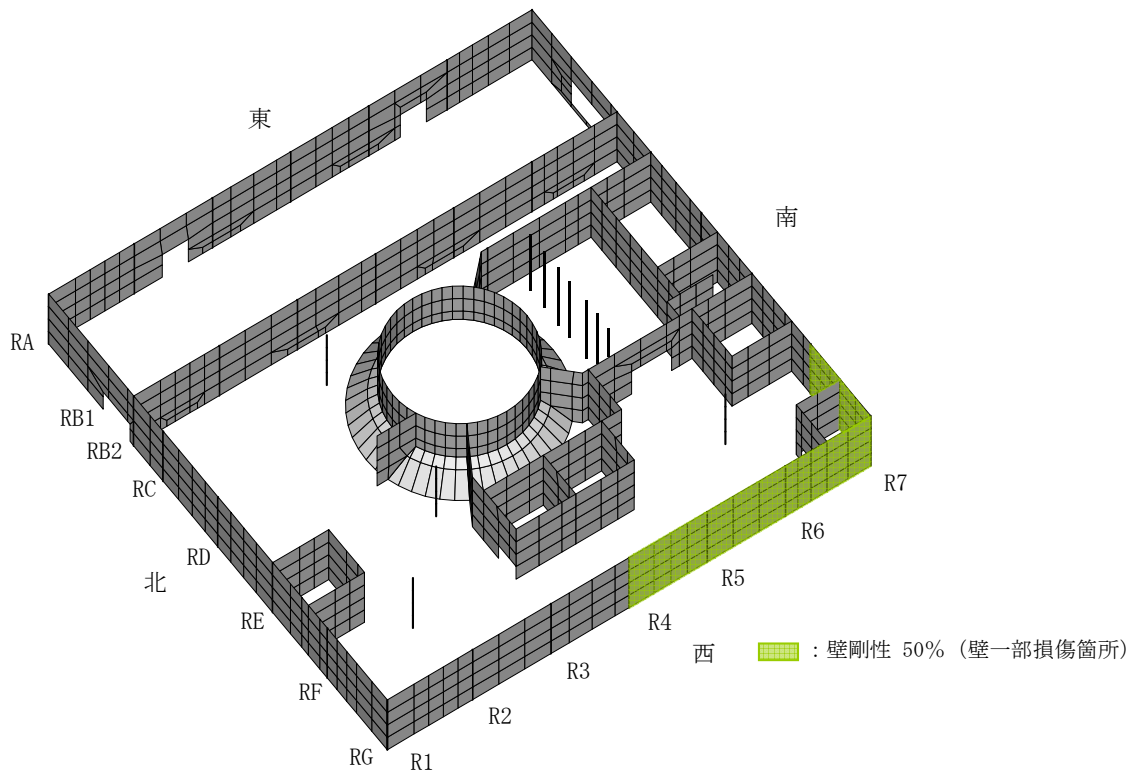


図-4 損傷モデル アイソメ図 2階 (O.P. 18.7m) (パラメータケース)

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（裕度）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しても、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（裕度^{*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	0.30	0.26
		コンクリートひずみ	0.16	0.18
	W2	面外せん断力	0.58	0.57 ^{*2}
プール床	S1	鉄筋ひずみ	0.08	0.08
		コンクリートひずみ	0.01	0.01
	S2	面外せん断力	0.47	0.47

*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：プール壁の面外せん断力においては、評価基準値に対する発生ひずみおよび発生応力の比（裕度）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プール壁面外せん断力には、裕度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裕度が最大となる箇所は図-5に示す壁部(B)のW2”であり、裕度は0.65である。

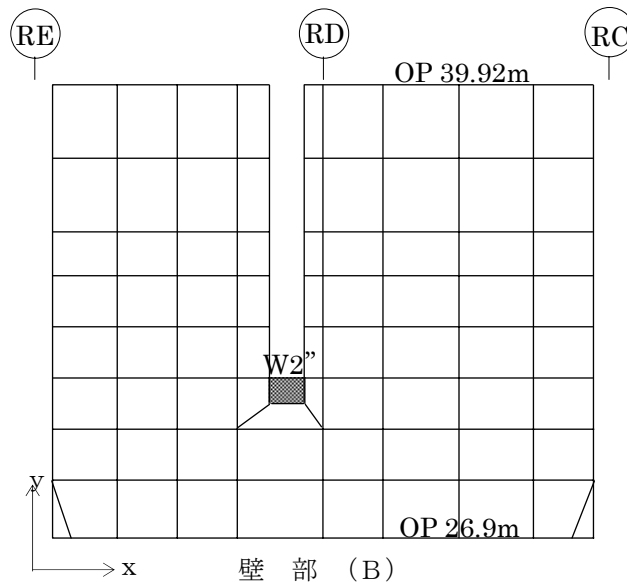


図-5 パラメータケースにおけるプール壁の面外せん断力の裕度が最大となる箇所（W2”）

【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 ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	裕度	判定
W1	$c \varepsilon_c$	Ss 地震時	-540	-3000	0.18	可
	$s \varepsilon_c$		-380	-5000	0.08	可
	$s \varepsilon_t$		1270	5000	0.26	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 ($\times 10^{-6}$)	評価基準値 ($\times 10^{-6}$)	裕度	判定
S1	$c \varepsilon_c$	Ss 地震時	-20	-3000	0.01	可
	$s \varepsilon_c$		-110	-5000	0.03	可
	$s \varepsilon_t$		360	5000	0.08	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 (N/mm)	裕度	判定
W2	Ss 地震時	4850	8580	0.57	可
W2''		1100	1710	0.65	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 (N/mm)	裕度	判定
S2	Ss 地震時	650	1400	0.47	可

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 S_s 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。

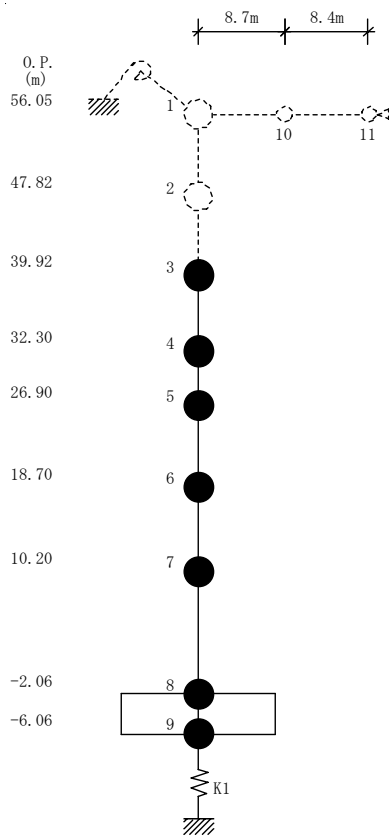


図-1 建屋解析モデル（鉛直方向）

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 E_c せん断弾性係数 G ポアソン比 ν 減衰 h 基礎形状	2.57×10^7 (kN/m ²) 1.07×10^7 (kN/m ²) 0.20 5% 49.0m (NS方向) \times 57.4m (EW方向)

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

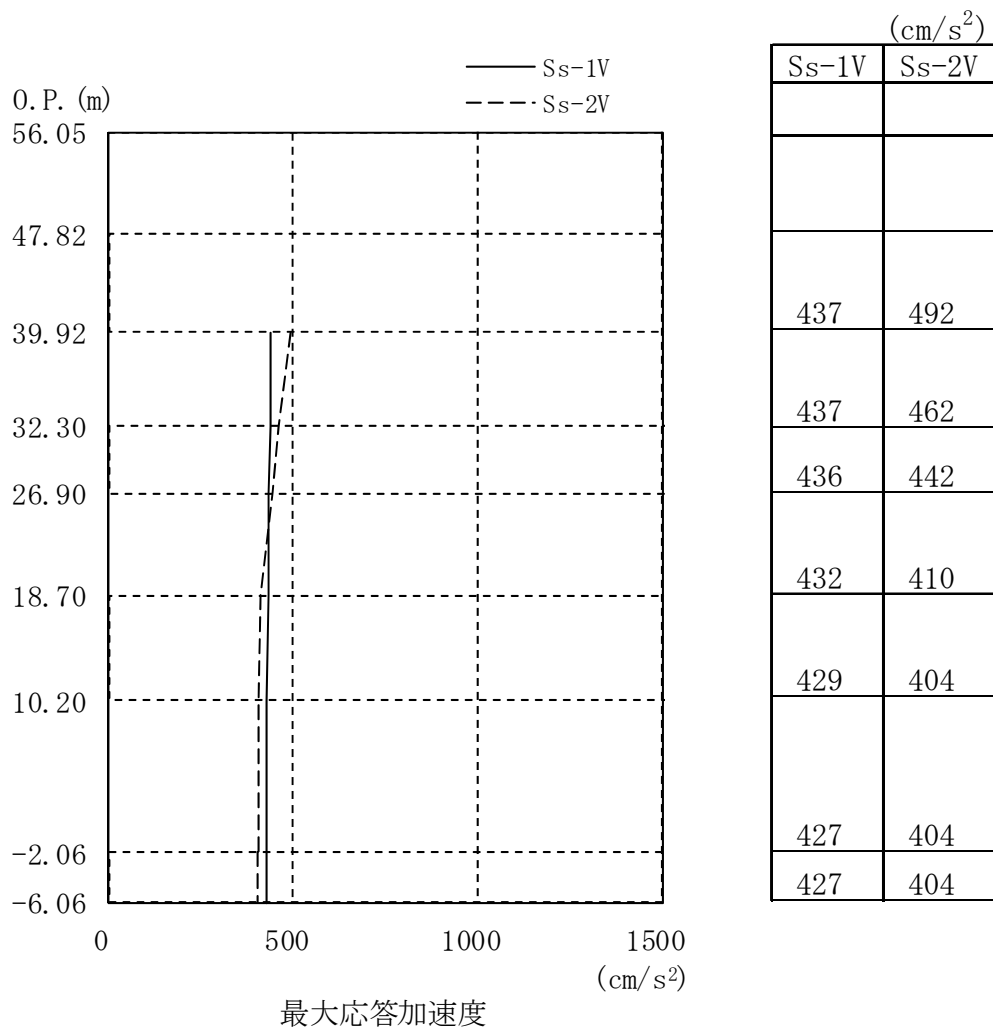


図-2 最大応答加速度 (鉛直方向)

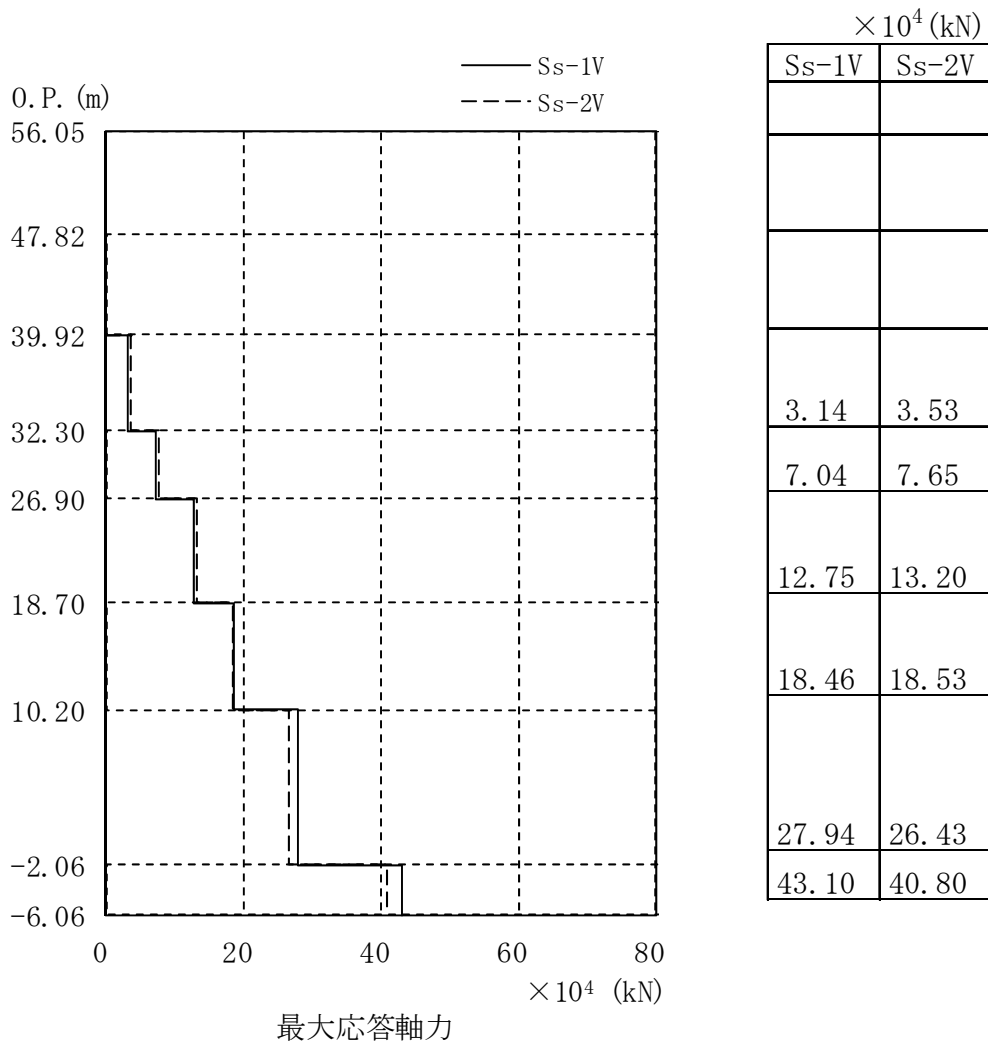


図-3 最大応答軸力 (鉛直方向)

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および補強等に関する検討に係る報告書（その 1）（追補版）」における不適合について

1. 概要

当社は、福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋について、平成 24 年 8 月に原子力安全・保安院に「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）」（以下、追補版報告書という）を提出しているが、今回、当該報告書に記載している解析結果の一部に誤りがあることを確認した。

当該解析は、解析実施会社に委託して実施したものであり、解析結果の誤りは、当該解析実施会社が行った原子炉建屋の質点系モデルによる地震応答解析のデータの输入の誤りに起因するものである。この誤りにより、原子炉建屋および使用済燃料プールにおける耐震安全性評価の訂正が必要となった。

ここでは、今回の不適合に関する詳細、原因および再発防止対策、追補版報告書における耐震安全性の再評価結果について報告する。

2. 経緯

平成 24 年 7～8 月頃、解析実施会社にて、使用済燃料の取り出し時を想定した状況における 4 号機原子炉建屋について基準地震動 S_s に対する地震応答解析を実施した。この結果に基づき、平成 24 年 8 月 30 日に当社から原子力安全・保安院に対して追補版報告書を提出した。

平成 24 年 8 月 31 日に、同解析のクロスチェックを実施した（独）原子力安全基盤機構より、EW 方向における回転慣性重量データの输入が誤っている可能性がある旨の指摘を受けた。同日、解析実施会社に確認した結果、当該データの输入に誤りがあることが確認された。

これを受け、質点系モデルによる地震応答解析のデータの输入を修正し、再解析を実施した結果、原子炉建屋の耐震安全性における評価結果の数値が修正前の値とほぼ同等になることを確認した。さらに、同再解析結果を用いて、使用済燃料プールの 3 次元 FEM モデルによる応力解析について再解析を実施した結果、耐震安全性の評価結果の数値が修正前の値とほぼ同等になることを確認した。

3. 今回の不適合について

3. 1 解析の構成

追補版報告書で報告した解析の構成を図-5.3.1.1 に、原子炉建屋の質点系モデルを図-5.3.1.2 に示す。追補版報告書における解析では、まず質点系モデルによる地震応答解析を実施し、次にその結果として得られた最大応答加速度、最大応答せん断力、最大応答曲げモーメントを用いて、3次元FEMモデルによる応力解析を行っている。今回誤りが発見されたのは、質点系モデルによる地震応答解析のデータの入力であるため、3次元FEMモデルによる応力解析にも影響しており、双方の耐震安全性評価の訂正が必要となる。

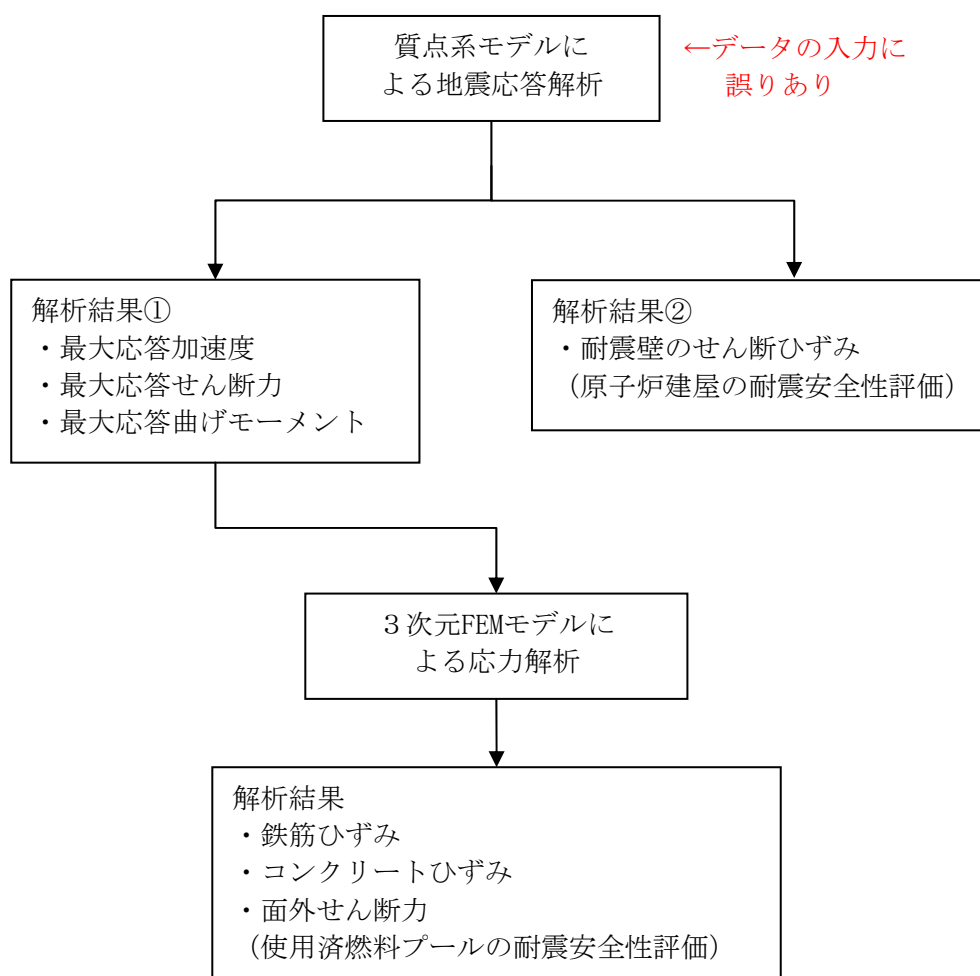


図-5.3.1.1 今回の解析の構成

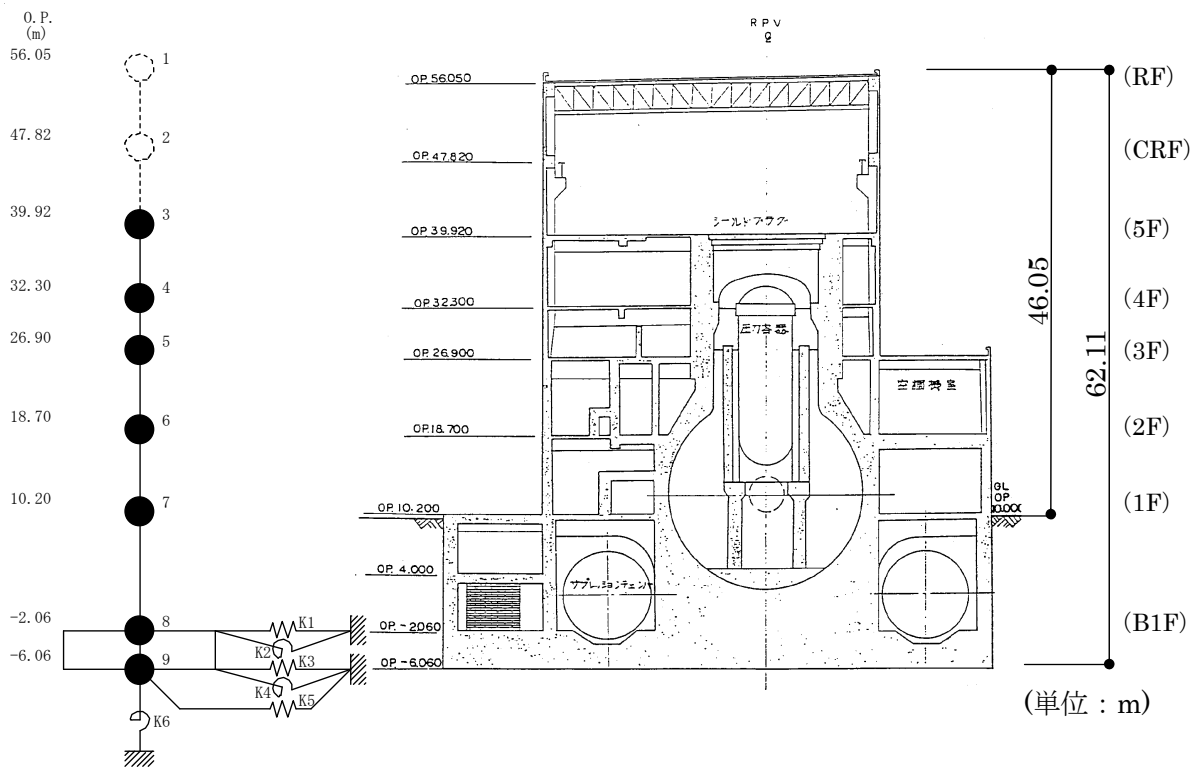


図-5.3.1.2 原子炉建屋の質点系モデル (EW 方向)

3. 2 地震応答解析の不適合内容

今回の不適合は、質点系モデルの諸元における EW 方向の回転慣性重量のデータの入力に誤りがあったことにより発生した事象である。

具体的には、入力根拠において $1021.56 \times 10^5 [\text{kN} \cdot \text{m}^2]$ と設定されている質点番号 8 の EW 方向の回転慣性重量の値が、解析実施会社の担当者による解析プログラムへの数値入力の段階で、プログラムが認識することのできる数字 8 桁分の範囲からはみ出した 9 桁の数字「1021.56E5」（「.」は小数点、「E5」は 10 の 5 乗を示す）として記述されたことにより、9 桁目の千の位が認識されず、「021.56E5」（ $= 21.56 \times 10^5 [\text{kN} \cdot \text{m}^2]$ ）としてプログラムに認識され、不適合が発生した。図-5.3.2.1 に入力ファイル^{*1}の誤りの状況を示す。

結果として、今回不適合が確認された解析では、地下 1 階にあたる質点の回転慣性重量を正しい値の約 1/50 として解析していたことになる。

*1 入力ファイル： 解析プログラムへの入力として解析実施会社の担当者が記述するデータ。

33	*	NO	XCO	YCO	ZCO	WEIGHT	INERTIA	7	8
34		3	0.0	39.92	1	69940.	72.20E5		
35		4	0.0	32.30	1	87140.	89.98E5		
36		5	0.0	26.90	1	127760.	235.14E5		
37		6	0.0	18.70	1	129030.	237.57E5		
38		7	0.0	10.20	1	218480.	599.92E5		
39		8	0.0	-2.06	1	353740.	1021.56E5		
40		9	0.0	-6.06	1	132390.	346.27E5		

入力に誤りのあった箇所。
9桁の数字が入力されており
プログラムが認識することができる
範囲を左側に1桁はみ出している。

プログラムが認識することが
できる数字8桁分の範囲。

図-5.3.2.1 入力ファイル^{*1}の誤りの状況

4. 原因分析および再発防止対策

4. 1 原因分析の結果

- ・当該解析実施会社では、入力根拠とプログラムへの入力値の整合チェックを、エコーバック*2を対象としたチェックが煩雑であることを理由に、入力ファイル*1のハードコピーを対象にして実施していた。このため、入力ファイル*1がプログラムに正しく認識されていないことに気づけなかった。
- ・当該解析実施会社の使用していたプログラムが出力する入力ファイル*1のハードコピーは、プログラムが認識できる桁数の境界位置が視覚的に分かりにくかった。このため、データが所定の桁数からはみ出していることに気づけなかった。
- ・当該解析実施会社は、境界位置が視覚的に分かりにくいにも関わらず、区切り線を引いて明示する等の工夫をせず、分かりにくいままチェックをしていた。このため、データが所定の桁数からはみ出していることに気づけなかった。

*2 エコーバック： 解析結果のファイル内の、入力ファイルをプログラムが認識した結果のデータ。

4. 2 再発防止対策

4. 2. 1 当該解析実施会社における再発防止対策

- ・原則として、入力根拠とプログラムへの入力値の整合チェックは、エコーバック*2を対象として実施する。
- ・入力ファイル*1のハードコピーの出力上に、プログラムが認識できる桁数の境界位置を示す記号（縦線等）が自動的に印字され、境界位置が分かりやすくなるように、解析プログラムを改良する。
- ・入力ファイル*1のハードコピーの出力を用いてチェックする場合は、プログラムが認識できる桁数の境界位置に区切り線を引き、境界位置を明示してからチェックを行う。

4. 2. 2 当社における再発防止対策

- ・本不適合の内容を不適合事例としてマニュアル関連文書に記載することで、当社が解析業務において確認すべき事項を明確にするとともに、当該解析実施会社および他社の解析業務における再発を防止する。
- ・本不適合の内容を、原子力施設情報公開ライブラリ（ニューシア）に登録し、他の電力事業者と情報を共有する。

5. 今回の不適合に伴う影響について

5. 1 水平展開

当社他プラントを含めた許認可解析において、今回の不適合と類似した不適合が発生する可能性を考慮し、調査を実施した。

前述の原因分析に基づき、類似した不適合が発生する可能性のある事例の抽出を行った。図-5.5.1.1に類似した不適合が発生する可能性のある事例の抽出フローを示す。以下の3つの条件全てに該当する場合、類似した不適合が発生している可能性があると考えられるため、調査を実施した。

- ① 入力根拠とプログラムへの入力値の整合チェックにおいて、エコーバック*2をチェック対象にしていない
- ② データ入力をプログラムの認識できる桁数の範囲内に制限する機能がある解析プログラムを使用していない
- ③ プログラムの認識できる桁数の範囲からデータがはみ出していないかチェックしていない

上記の条件に基づき、類似した不適合が発生する可能性のある事例を抽出したところ、今回不適合が確認された解析以外で該当する事例はないことを確認した。

5. 2 本解析に係るデータ入力の確認

当該解析実施会社が行った当社他プラントを含めた許認可解析について、全数チェックを行い、問題ないことを確認した。

また、追補版報告書において、今回のデータの入力誤りによるもの以外には、不適合はないことを確認した。

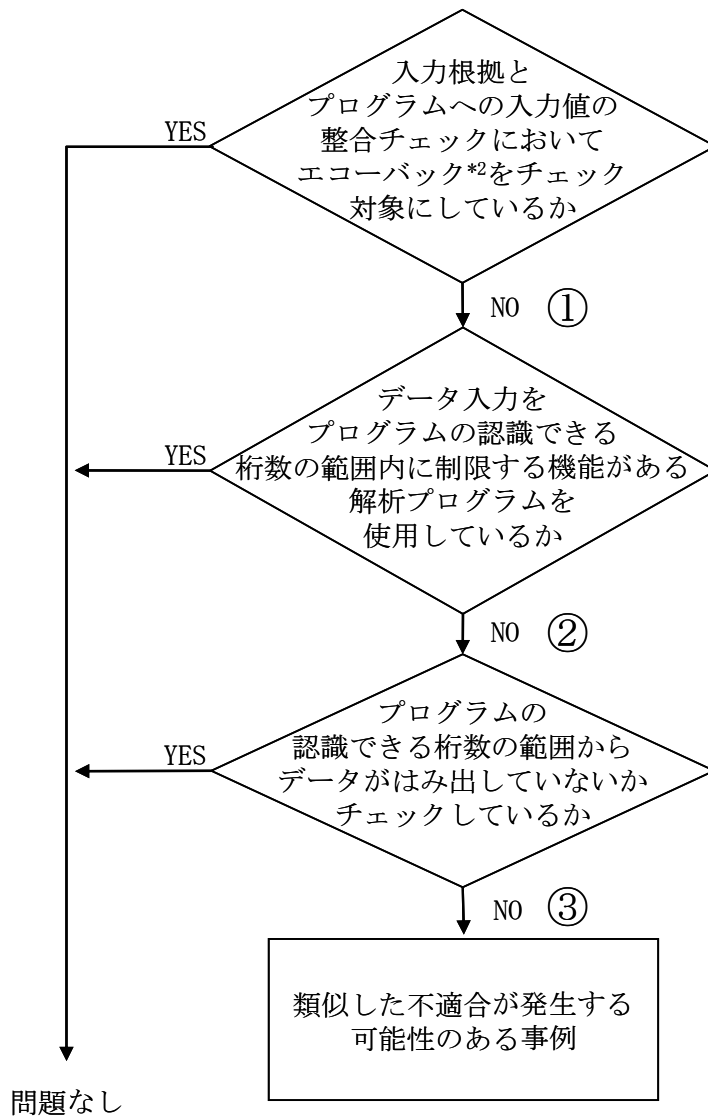


図-5.5.1.1 類似した不適合が発生する可能性のある事例の抽出フロー

6. 再評価結果

追補版報告書で報告した解析について、誤りのあった入力値を修正し、質点系モデルによる地震応答解析の再解析を実施した。EW 方向の最大応答加速度の再解析結果を図-5.6.1 に、EW 方向のせん断ひずみの再評価結果を表-5.6.1 に示す。

次に、質点系モデルによる地震応答解析の再解析結果を用いて、3次元 FEM モデルによる応力解析の再解析を実施した。コンクリートおよび鉄筋の発生ひずみの再評価結果を表-5.6.2 に、面外せん断力の再評価結果を表-5.6.3 に示す。

再評価結果の数値は、いずれも修正前の値とほぼ同等であり、評価結果に大きな影響はなかった。

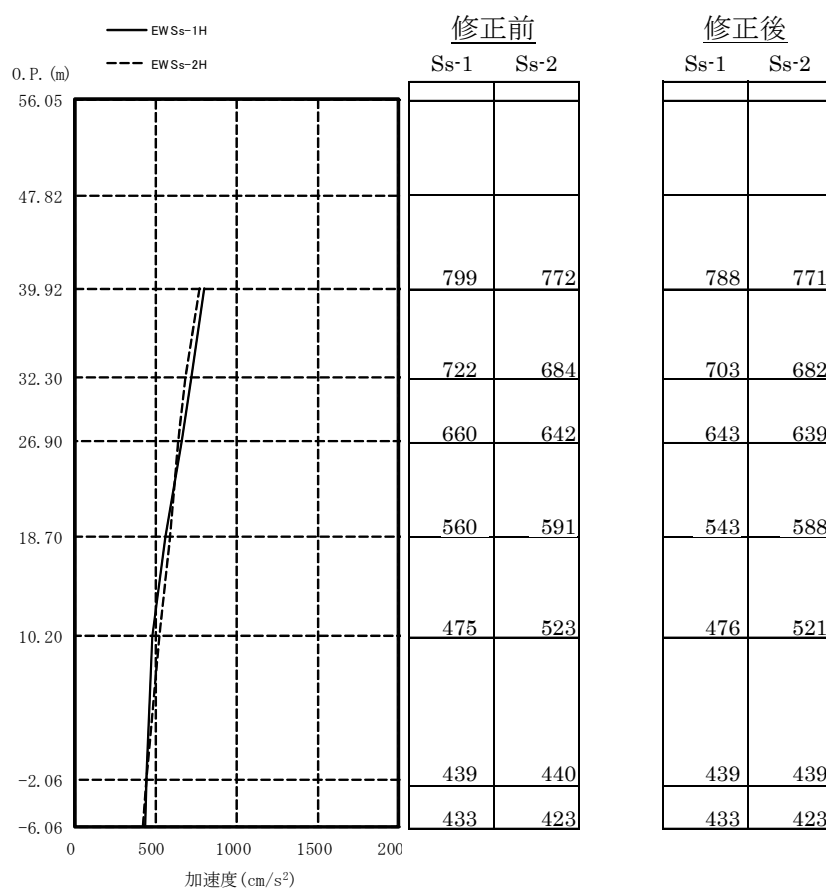


図-5.6.1 最大応答加速度 (EW 方向) の再解析結果

表-5.6.1 せん断ひずみ (EW 方向) の再評価結果

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

階	O. P. (m)	評価 基準値	修正前		修正後	
			Ss-1	Ss-2	Ss-1	Ss-2
CRF	47.82 ~ 56.05	4.0	-	-	-	-
5F	39.92 ~ 47.82		-	-	-	-
4F	32.30 ~ 39.92		0.08	0.07	0.08	0.07
3F	26.90 ~ 32.30		0.12	0.11	0.12	0.11
2F	18.70 ~ 26.90		0.12	0.12	0.12	0.12
1F	10.20 ~ 18.70		0.16	0.16	0.16	0.16
B1F	-2.06 ~ 10.20		0.09	0.09	0.09	0.09

表-5.6.2 コンクリートおよび鉄筋の発生ひずみの再評価結果

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 ($\times 10^{-6}$)
			修正前		修正後		
				裕度		裕度	
壁	ϵ_c	Ss 地震時	-460	0.16	-460	0.16	-3000
	ϵ_s		-290	0.06	-290	0.06	-5000
	ϵ_t		1500	0.30	1500	0.30	5000
床	ϵ_c		-20	0.01	-20	0.01	-3000
	ϵ_s		-110	0.03	-110	0.03	-5000
	ϵ_t		370	0.08	370	0.08	5000

表-5.6.3 面外せん断力の再評価結果

箇所名	荷重時名称	発生応力 Q (N/mm)			
		修正前		修正後	
			裕度		裕度
壁	Ss 地震時	4910 (8580)	0.58	4910 (8580)	0.58
床		690 (1470)	0.47	690 (1470)	0.47

() 内数値は評価基準値を示す。

7. まとめ

- 「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）」の解析結果の一部に誤りがあることを確認したため、原因分析および再発防止対策を行った。
- 誤りの原因としては、当社が当該解析を委託した解析実施会社が、入力根拠とプログラムへの入力値の整合チェックを、プログラムが認識できる桁数の境界位置が視覚的にわかりにくいデータを使って実施していたこと等が挙げられる。
- 再発防止対策として、当該解析実施会社における入力根拠とプログラムへの入力値の整合チェックの方法の見直し等を行うこととした。
- 追補版報告書において、今回のデータの入力誤りによるもの以外には、不適合はないことを確認した。
- 当該データの入力を修正して、質点系モデルによる地震応答解析、および3次元 FEM モデルによる応力解析の再解析を実施した。再評価結果の数値は、いずれも修正前の値とほぼ同等であり、評価結果に大きな影響はなかった。

以上