

# 燃料取り出し開始までを対象とした 原子炉建屋の耐震性について

# 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

# 建屋の構造性能検討分科会

## 中間報告書 第一報

# 2019年3月

一般社団法人 日本原子力学会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

「燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性について」の発刊にあたって (福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 建屋の構造性能分科会 中間報告書 第一報)

福島第一原子力発電所の廃止措置は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて 長期にわたり継続される事業です。このため、日本原子力学会としてこの問題に長期に取り 組み、福島第一の廃炉作業が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行うとともに 福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会(学会事故調)の提言・課題をフォローする ため、2014 年度に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」を設置し、廃炉作業全体を俯 瞰し学会としてふさわしい様々な課題に取り組む活動を行っています。

現在,学会事故調の提言及び事故進展の更なる解明のための課題のフォロー,廃炉作業に 求められるロボット技術開発の掘り下げ,福島第一設備,特に建屋の構造の性能の学会とし ての確認,廃炉作業に伴う「リスク」についての検討,及び廃炉作業で発生する放射性廃棄 物を含む廃棄物の扱いの検討などについて,分科会を設置して課題の掘り下げを進めてい ます。

「建屋の構造性能検討分科会」では、これからも重要な位置づけを持つ建屋及び構造物の 性能評価を必須の課題と位置付けております。事故炉の廃炉作業においては、作業のフェー ズ毎に確保しなければならない性能が異なるものと考えられます。まず、「燃料取り出し開 始」までの建屋の構造性能を評価したので報告書にまとめましたので、ここに報告します。 これを日本原子力学会編として発刊し公開して、広く共有するものです。

廃炉の間,重要な位置を占める建屋の構造性能について皆様のご理解の一助となれば幸いです。

今後も 各分科会の報告・提言がまとまり次第 逐次,報告,公開して行く予定です。

2019年 3月

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

委員長 宮野 廣

### 『燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性について』 (建屋の構造性能検討分科会・中間報告書 第一報)の発刊にあたって

福島第一原子力発電所の廃炉は,少なくとも,我が国にとって,国家的大課題である。 その過程は長期間にわたり,社会的には言うに及ばず,技術的にも,未経験・未知の領域 を多く含んでいる。

この大課題に関して,密接な関係にある学術団体・日本原子力学会が果たすべき役割は 極めて大きくなくてはならない。

必然の経緯として,原子力学会では,定款において,事故炉の廃止措置支援活動を事業 の柱の一つとして位置づけている。

定款を踏まえ,「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」(以下,「廃炉委員会」という)が設置され,「廃炉委員会」は活発に活動している。

「廃炉委員会」では、その円滑な運営を図るために、下部組織として、分科会を置くこ とができる。その一つが「建屋の構造性能検討分科会」(以下、「建屋分科会」という)で ある。

「建屋分科会」は、「廃炉委員会」に対して、原子力学会に対して、社会に対して、応 分の貢献をしたいと願っている。それが、中間報告書第一報を発刊する所以である。本報 告書が、建屋の構造性能に関する議論を活発化させ、更に、研究・開発の契機となれば、 「建屋分科会」にとって大きな喜びである。

「建屋分科会」あてに、多くの意見が寄せられることを期待している。

2019年 3月

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

建屋の構造性能検討分科会

主査 瀧口克己

福島第一廃炉検討委員会 建屋の構造性能検討分科会 委員リスト(2019年 3月現在)

- 主査 瀧口 克己 東京工業大学 幹事 糸井 達哉 東京大学 委員 今本 啓一 東京理科大学 兼近 稔 鹿島建設株式会社 倉員 宗一 株式会社東芝 黒澤 到 清水建設株式会社(2018年4月より) 東京電力ホールディングス株式会社(2017年7月より) 佐藤 芳幸 鈴木 俊一 東京大学 高田 毅士 東京大学 堤 知明 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(2018年10月より) 中村 隆夫 大阪大学(2015年7月より) 福士 直己 日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社 前田 匡樹 東北大学(2017年11月より) 水野 淳 原子力損害賠償<br />
  ・廃炉等支援機構 村上 健太 長岡技術科学大学 オブザーバー 安部 浩 一般社団法人 日本原子力学会(2017年3月より) 原子力損害賠償・廃炉等支援機構(2015年10月より) 小林 博栄 笹沼 美和 東京電力ホールディングス株式会社 アイディールブレーン株式会社 平間 敏彦 一般社団法人 日本原子力学会(2016年4月より) 事務局 富田 靖 【変更履歴】 委員 石橋 暢大 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(2017年8月まで) 北山 和宏 首都大学東京(2017年10月まで) 東京電力ホールディングス株式会社 小林 義尚 (2016年7月より2017年6月まで) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 土居 真
  - (2017年9月より2018年10月まで)
  - 中村 紀吉 東京電力ホールディングス株式会社(2016 年 7 月まで)
  - 三浦 宣明 清水建設株式会社(2018年3月まで)

事務局 荒井 滋喜 一般社団法人 日本原子力学会(2016年3月まで)

目 次

1. はじめに									
1.1	建屋の構造性能検討分科会について			•	•	•	•	•	1
1.2	報告書の位置づけ			•	•	•	•	•	2
2. 基本事項									
2.1	福島第一原子力発電所の廃炉の現状とリスク	•	•	•	•	•	•	•	3
2.2	検討対象	•	•	•	•	•	•	•	7
	2.2.1 対象施設における対象期間ごとの要求性能	•	•	•	•	•	•	•	7
	2.2.2 検討範囲	•	•	•	•	•	•	•	8
2.3	考慮する地震動	•	•	•	•	•	•	•	9
3. 原子炉建屋の	D耐震性評価								
3.1	福島第一原子力発電所の耐震設計の経緯	•	•	•	•	•	•	•	23
3.2	原子炉建屋の耐震性評価方針				•	•	•	•	25
3.3	地震応答解析手法の検討								
	3.3.1 標準的な地震応答解析手法	•	•	•	•	•	•	•	27
	3.3.2 地震応答解析手法の検討事例	•	•	•	•	•	•	•	28
	3.3.3 損傷部位の評価	•	•	•	•	•	•	•	36
	3.3.4 地震応答解析手法の妥当性確認について	•	•	•	•	•	•	•	39
3.4	耐震性評価の目安値の検討	•	•	•	•	•	•	•	40
3.5	基準地震動 Ss に対する対象施設の評価								
	3.5.1 検討対象の地震動	•	•	•	•	•	•	•	54
	3.5.2 建屋~地盤系の地震応答解析モデル	•	•	•	•	•	•	•	56
	3.5.3 地震応答解析結果	•	•	•	•	•	•	•	62
	3.5.4 耐震性評価	•	•	•	•	•	•	•	67
3.6	検討用地震動に対する対象施設の評価								
	3.6.1 検討対象の地震動	•	•	•	•	•	•	•	68
	3.6.2 検討対象施設の概要	•	•	•	•	•	•	•	70
	3.6.3 地震応答解析の条件設定	•	•	•	•	•	•	•	71
	3.6.4 建屋~地盤系の地震応答解析モデル	•	•	•	•	•	•	•	72
	3.6.5 地震応答解析結果	•	•	•	•	•	•	•	79
	3.6.6 地震応答解析結果に基づく耐震性の評価	•	•	•	•	•	•	•	83
	3.6.7 誘発上下動を考慮した解析	•	•	•	•	•	•	•	85
	3.6.8 耐震性評価	•	•	•	•	•	•	•	89
3. 7	対象施設の耐震性について	•	•	•	•	•	•	•	90
4. 建屋の構造性	生能に関する今後の課題について	•	•	•	•	•	•	•	91
5. おわりに		•	•	•	•	•	•	•	92

#### 1. はじめに

#### 1.1 建屋の構造性能検討分科会について

一般社団法人 日本原子力学会・福島第一原子力発電所廃炉検討委員会規定では,

[(任務)第2条 委員会は、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉にむけての政府および 事業者の活動が安全かつ円滑に進められ、地元の復興にむすびつくよう、課題の抽出と対 応策の検討など専門性を生かした活動をおこなう。併せて、学会内における関連する活動 状況の集約・共有化を図ることを任務とする。

また,「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」(学会事故調)の提言 について取組状況を調査・検討し,理事会や部会等に検討を依頼するなど必要に応じて関 係機関への働きかけをおこなう。]

[(組織) 5条 委員会の円滑な運営を図るため、委員会の下に分科会を置くことができる。2 分科会等のメンバーは委員会で決定し、委員長が委嘱する。]

となっている。

建屋の構造性能検討分科会は、この委員会規定の考え方にもとづいて設置された。分科 会の目的は、名称通り福島第一原子力発電所建屋の長期間にわたる構造性能を検討するこ とにある。

平成 27 年(2015) 5 月に第一回分科会が開かれて,以降,3か月に1回の割合で開催 されている。

#### 1.2 報告書の位置づけ

分科会活動の一環として、3~4年ごとに中間報告書を作成し、活動内容を委員会、学 会、社会に見ていただき意見を聞くのが適切であるというのが分科会の考えである。この 2018年度の中間報告書はその第一報である。

分科会が終了するときには、最終報告書を作成する。

報告書は学会のホームページ上で公開する。

中間報告書第一報では、代表建屋として3号機原子炉建屋を、期間は使用済み燃料の取り出し開始までを対象とし、耐震性を検討した。

#### 2. 基本事項

#### 2.1 福島第一原子力発電所の廃炉の現状とリスク

事故を受けた福島第一原子力発電所の廃止措置は,政府の「中長期ロードマップ」に基づ き進められている。この中長期ロードマップは,当初,2011年5月に「東京電力福島第一 原子力発電所事故の収束・検証に関する当面の取組のロードマップ」として取りまとめられ, 2011年12月21日に「中長期ロードマップ」となって以来,計4回(2012年7月30日, 2013年6月27日,2015年6月12日,2017年9月26日)改訂されている。この中長期 ロードマップ<sup>1)</sup>は,福島第一原子力発電所の廃止措置プロジェクトの目標,方針及び計画等 の重要要素を示したものである。

2015 年 6 月 12 日の改訂版では、一時的にリスクの多少の増加があったとしても、長期 的にリスクが下がることを目指した優先順位を付ける対応が行われることを重視している。 また、30~40 年後の廃止措置終了を目指し、2017 年度内の3号機の燃料取り出し開始、 2021 年内の初号機の燃料デブリ取り出し開始など、目標工程が明記されていた(表 2.1-1)。 2017 年 9 月 26 日に改訂された新たな目標工程では、廃炉・汚染水対策のこれまでの進捗、 明らかになった現場の状況、燃料取り出し工法の実現性評価の結果等を踏まえ、表 2.1-2 の ように変更された。図 2.1-1 には、本報告書で対象とする3号機のプール内燃料取り出しカ バーの据付ステップを示す。

表 2.1-1 福島第一原子力発電所の廃炉対策の進捗と今後の見通し(2015 年当時)2)





表 2.1-2 福島第一原子力発電所燃料取り出しまでの見通し(2017年現在)<sup>1)</sup>



図 2.1-1 福島第一原子力発電所 3 号機のプール内燃料取り出しカバーの据付ステップ 3)

一方,技術戦略プラン<sup>4)</sup>は,目標の実現に向けた取り組みおよび計画の考え方,優先順 位等をまとめたものである。廃炉の基本方針は,事故により発生した通常の原子力発電所 とは異なる放射性物質によるリスクを,継続的,かつ,速やかに下げることであり,その ための5つの基本的考え方(安全:放射性物質に起因するリスクの低減及び労働安全の確 保,確実:信頼性が高く,柔軟性のある技術,合理的:リソース(ヒト、モノ、カネ、ス ペース等)の有効活用,迅速:時間軸の意識,現場指向:徹底した三現(現場、現物、現 実)主義が示されている。

表 2.1-3 に福島第一原子力発電所における主なリスク源となる人や環境に影響を与える 要因となる放射性物質を含む物質とそれらの物質が存在する場所を示す。なお、表の記載 以外に長期的にリスク低減措置を検討する必要があるリスク源として、汚染土壌、港湾堆 積物等の存在が挙げられている。

燃料デブリ		1~3 号機の RPV/PCV 内の燃料デブリ。				
プール内燃料		1~3号機の使用済燃料プール内に保管されている燃料集合体。				
共用プール内燃料		共用プール内に保管されている燃料集合体。				
乾式キャスク内燃料		乾式キャスク内に保管されている燃料集合体。				
建屋内滞留水		1~4号機建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋内に滞留する 汚染水。				
濃縮廃液等		タンク内に保管されている濃縮廃液等。多核種除去設備以外で処理をしたストロンチウム処理水を含む。				
	吸着塔類	セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置等で用いた使用済吸着 材。				
水処理_	廃スラッジ	除染装置の運転に伴って発生した凝集沈殿物。				
体 廃 棄 物 ガレキ等	HICスラリー	多核種除去設備及び増設多核種除去設備で発生した、高性能容器 (HIC)に保管されているスラリー。				
	ガレキ類 (貯蔵庫内)	固体廃棄物貯蔵庫内に収納されている高線量(30mSv/h~)のガ レキ類。				
	ガレキ等 (屋外)	覆土式一時保管施設、仮設保管設備、容器収納、一時保管槽、シ ート養生、屋外集積にて保管されているガレキ類や伐採木等。				
建屋内汚染構造物等		原子炉建屋、PCV 又は RPV 内で、事故により飛散した放射性物 質により汚染された構造物、配管、機器等、及び、事故以前の運 転時の放射化物。				
		キデブリ ール内燃料 開プール内燃料 数キャスク内燃料 置内滞留水 縮廃液等 水処理ニ 次廃棄物 ガレキ等 (貯蔵庫内)) ガレキ等 (屋外) 置内汚染構造物等				

表 2.1-3 福島第一原子力発電所の主なリスク源となる物質 4)

リスクとは、影響度と起こりやすさ(発生頻度)の組合せで定義されることが一般的であ る。この定義に基づき、表 2.1-3 に示される物質のリスクについて、放射性物質による「影 響度」(潜在的影響度)と「起こりやすさ」(管理重要度)の2つの軸で表す図として、表現 した結果を図 2.1-2 に示す。ここで、潜在的影響度とは放射性物質の量に、拡散のしやすさ や人や環境への取り込まれやすさを考慮して評価した影響の大きさであり、管理重要度は、 多重性や閉じ込め昨日の信頼性の程度として評価されている。また、円の大きさは評価結果 の不確実さの大きさを示している。結果として、相対的にリスクが高く、かつ優先順位が高 く、可及的速やかに対処すべきものとして、プール内燃料と建屋内滞留水に関するリスクが 挙げられた。建屋内滞留水、プール内燃料とも建屋の耐震性が関係する項目である。それ以 外にも、燃料デブリ、濃縮廃液等、廃スラッジ、HIC スラリー(高性能容器内に沈殿する泥 しょう),屋外のガレキ等,建屋内汚染構造物などが主要なリスク源として挙げられている。

リスクの特徴に応じ、最適なタイミングと方法の選択・実施、作業の柔軟な見直し、進め 方の十分な説明を行い、「全体としてのリスクの最小化」を図った上で、安全に作業を進め、 結果として早期の作業完了につなげていくことで、「可能な限り速やかな廃炉」を実現して いくことが必要であると考えられる。



管理重要度(対数スケール)

図 2.1-2 福島第一原子力発電所のリスク要因と管理重要度の評価結果(2017 年現在) 4)

2.1 の参考文献

- 1) 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議:東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発 電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ,2017.
- 近藤裕之:福島第一原子力発電所の廃炉におけるリスク要因と対応策,日本原子力学会 2016 年春の年会 原子力安全部会セッション 「福島第一原子力発電所における今後 のリスク要因とその防護策」,2016.
- 3) 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第52回):「3号機原子炉建屋燃料取り出 し用カバー等設置工事の進捗状況について」東京電力ホールディングス(株), 2018.
- 4) 原子力損害賠償・廃炉等支援機構:東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発 電所の廃炉のための技術戦略プラン 2017.

#### 2.2 検討対象

2.2.1 対象施設における対象期間ごとの要求性能

2.1 では、汚染水(建屋内滞留水)、プール内燃料(使用済み燃料)の2つに加えて燃料デ ブリの計3項目を、現在の福島第一原子力発電所における主要なリスク要因として挙げた。 プラントに求められる基本的な安全機能としては、これらのリスク要因に対して、その重要 度に応じた信頼性のレベルで、放射性物質を冷やし、閉じ込めることである。また、プラン トがこれらの安全機能を満たすためには、建屋は、放射性物質を含む物質を閉じ込める機能 を有するとともに、構造体としての機能は保持していることが要求される。

以上を踏まえ,福島第一原子力発電所の廃炉工程の各区分に対して,閉じ込めが必要な放 射性物質,プラントの基本的な安全機能,建屋に対する要求性能,留意事項等をまとめたも のを表 2.2.1-1 に示す。

		事故収束前	事故収束前 第一期 第二期		第三期		
工程	事故前	冷温停止状態 の達成まで	プール内燃料取 出開始まで	プール内燃料取 出開始から燃料 デブリ取出し開 始まで	燃料デブリ取出 し開始から解 体、廃止措置終 了まで		
閉じ込めが 必要な放射 性物質 <sup>注1</sup>	炉内の燃料 汚染水 使用済み燃 料	燃料デブリ 汚染水(建屋内滞留水) 使用済み燃料			燃料デブリ 汚染水(建屋内 滞留水)		
プラントに 求められる 基本的な安 全機能 <sup>注2</sup>	止める 冷やす 閉じ込める	冷やす	冷やす <sup>注3</sup> 閉じ込める				
建屋に対す る要求機能	<ul><li>遮へい性</li><li>気密性</li><li>水密性</li><li>構造安全性</li></ul>	構造安全性	放射性物質を含む物質の閉じ込め 構造安全性				
留意事項		<ul> <li>建屋の損傷</li> <li>屋根崩落等の</li> <li>影響</li> <li>事故時の熱履</li> <li>歴</li> </ul>	加えて 上部カバー重 量,反力の影響	加えて デブリ取出に伴 う設備等の影響 高経年化対策	加えて 解体進展に応じ た状態変化 高経年化対策		

表 2.2.1-1 廃炉の各段階における要求性能

注1:瓦礫等については別途対処することとし、閉じ込めが必要な放射性物質として表に含めることはし ていない。

注2:プラントに求められる基本的な安全機能は,閉じ込めが必要な放射性物質に関するリスクの大きさ に応じて異なる。

注3:廃止措置の進捗に伴う放射性物質やデブリ燃料取出に向けた対策等により、安全確保に係る設備に 求められる機能は変化(要求機能の消滅及び低減)するため、必要に応じて安全対策を実施する。 2.2.2 検討範囲

本分科会では,決定論的に評価する地震動に対する原子炉建屋、原子炉圧力容器本体基礎 等の耐震性という観点から表 2.2.1-1 で示した要求性能がどの程度満たされているかを検討 することとしている。これらのうち,本中間報告書での検討範囲は次のとおりである。

(1)検討対象とする期間

本中間報告書では,廃炉までの期間のうち,プール内燃料取出し架構設置前までの期間 (第一期前半)を対象とした検討を実施した。

(2) 検討対象施設

検討対象建屋は、1~3 号機の原子炉建屋とする。1~3 号機の原子炉建屋のうち、水素爆 発等の影響による損傷が大きいことおよび1~3 号機原子炉建屋の構造が同等であることを 考慮し、3 号機原子炉建屋を代表として検討対象施設に選定した。

(3) 検討対象事象

福島第一原子力発電所の廃炉工程の各段階における要求性能は表2.2.1-1に示すとおりで ある。これらのうちプール内燃料取出し架構設置前までの期間(第一期前半)を対象に,3 号機原子炉建屋の耐震性評価における検討対象事象について絞り込みを行った。

2.1 では、相対的にリスクが高くかつ優先順位が高く、可及的速やかに対処すべきものと して、汚染水およびプール内燃料をリスク要因として挙げた。また、直ちにリスクとして発 現するとは考えにくいが、安全・確実・慎重に対処すべきものとして燃料デブリをその要因 として挙げた。

これらに対応する原子炉建屋の耐震性評価の検討対象事象としては、使用済燃料プール 損傷による使用済燃料の冷却中断、生体遮へい壁損傷による燃料デブリの遮へい・閉じ込め 性能の喪失及び地下外壁損傷による地下滞留水の漏えいの3項目があげられる。

以上を踏まえ,本検討では,原子炉建屋の耐震性評価として,使用済燃料プールの耐震性, 生体遮へい壁の耐震性,地下外壁の耐震性に対する検討を実施する。これらの耐震性に関し, 考慮する地震動,地震応答解析手法,解析結果等について,東京電力の公表資料,技術指針 及び規程,既往の知見から総合的に評価する。

#### 2.3 考慮する地震動

(1)考慮する地震動の検討について

東京電力は、福島第一原子力発電所について複数の地震動を設定している。そのうちの一つは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成 18 年 5 月 19 日原子力安全委員会)」に基づいて設定した基準地震動Ssである。もう一つは、新規制基準など東日本大震災後の知見を踏まえた地震動として、平成 26 年 10 月 3 日第 27 回特定原子力施設監視・評価検討会において報告した検討用地震動である。

ここでは、これらの地震動について整理し、燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建 屋の耐震性の検討に考慮する地震動の選定について検討する。

(2) 基準地震動 Ss について

a.基準地震動Ssの概要

東京電力は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(平成18年5月19日原子力 安全委員会)」に基づいて基準地震動Ssを設定している。

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所の耐震安全性評価(中間報告)について 平成 20 年 3 月 31 日 東京電力株式会社<sup>1)</sup>等に示されている内容をまとめて,基準地震動Ssの概要として次に 記載する。

(a) 検討用地震

検討用地震は敷地に大きな影響を及ぼすと考えられる地震を、地震発生様式ごとに次の ように選定している。

・内陸地殻内地震として、考慮すべき活断層による地震の内、最も影響が大きい双葉断層 (47.5km)による地震を選定している。なお、平成20年3月31日以降、航空レーザー測量デ ータに基づく詳細な地形分析結果や地表地質調査結果等により、双葉断層の長さを37 km(M7.4)と再評価している。

・プレート間地震として、1938年に敷地沖合で発生した塩屋崎沖地震群を選定している。

・海洋プレート内地震については、2003 年宮城県沖の地震(M7.1)の震源を敷地下方の海洋 プレート内に想定した地震を選定している。

地震発生様式ごとの検討用地震の選定結果を図 2.3-1 に示す。

(b)検討用地震の地震動評価

選定した検討用地震を対象に,応答スペクトル法に基づく地震動評価および断層モデル を用いた手法による地震動評価を実施している。また,地震動評価にあたっては震源要素の 不確かさを考慮し安全側の評価を実施したとしている。

プレート間地震については不確かさを考慮し、塩屋崎沖の地震群が同時活動するケース

として仮想塩屋崎地震(M7.9)を設定し地震動を評価している。また,双葉断層の断層長さは 47.5km(M7.6)として地震動を評価している。基準地震動Ssの策定に当たって考慮した 地震を図 2.3-2 に示す。

(c) 震源を特定せず策定する地震動

震源を特定せず策定する地震動として,震源位置と地震規模を予め特定できない地震に よる震源近傍の岩盤上の地震記録に基いて提案されている,解放基盤表面上の応答スペク トルが,敷地周辺の地域性を考慮した上でも妥当なものと考えられることから,これを採用 したとしている。

(d) 基準地震動 S s の策定

地震動評価結果に基づき,次の三種類の基準地震動Ssを策定している。

- ・基準地震動Ss-1(最大加速度450ガル):内陸地殻内地震とプレート間地震の評価結 果を上回るように設定
- ・基準地震動Ss-2(最大加速度 600 ガル):海洋プレート内地震の評価結果を上回るように設定
- ・基準地震動 Ss-3(最大加速度 450 ガル): 震源を特定せず策定する地震動 基準地震動 Ssの策定結果を図 2.3-3 および図 2.3-4 に示す。







図 2.3-2 検討用地震と仮想塩屋崎沖の地震<sup>1)</sup>







図 2.3-4 基準地震動 Ss の加速度波形(水平動)<sup>1)</sup>

b.東北地方太平洋沖地震の地震記録と基準地震動Ssの関係

東京電力は、福島第一原子力発電所の地盤および建屋で地震観測を実施しており、平成23 年東北地方太平洋沖地震においても地震記録が得られている。これらの記録を分析し、福島 第一原子力発電所の解放基盤面における地震動(はぎとり波)を求め、基準地震動と比較し た結果や、原子炉建屋での地震記録と基準地震動Ssに対する地震動の計算結果を比較し た結果が、原子力安全保安院<sup>3)</sup>や東京電力<sup>4)</sup>より報告されている。

ここではこれらの結果より,東北地方太平洋沖地震の地震記録と基準地震動Ssの関係 について検討する。

(a)地盤の地震記録について

東京電力は、福島第一原子力発電所の2地点で地盤系の鉛直アレー地震観測を実施して いる。この2地点において平成23年東北地方太平洋沖地震の地震記録が得られており、こ の地震記録を分析することにより、福島第一原子力原子力発電所の解放基盤面における地 震動(はぎとり波)を求め、基準地震動と比較している<sup>3)</sup>。

福島第一原子力発電所の地盤系観測点のうち南地点の自由地盤系地震観測地点の概要を 図 2.3-5 に示す。また,南地点で得られた観測記録を図 2.3-6 に示す。

解放基盤面における地震動(はぎとり波)の推定にあたっては、地震記録を用いて地盤 定数を同定し、さらに同定の結果得られた地盤定数を用いた地震記録のシミュレーション 解析を実施している。南地点において 0. P. -300m(最深部)の観測記録を入力として、一次 元波動論により 0P-5m 位置の地震動を予測した結果を、観測記録と比較して図 2. 3-7 に示 す。

また,同定結果の地盤定数を用いて,解放基盤表面(0.P.-196m)に最も近いレベルである OP-200m の記録よりはぎとり解析を実施し,解放基盤面における地震動(はぎとり波) を算定している。解放基盤面における地震動(はぎとり波)と基準地震動Ssを比較した 結果を図 2.3-8 に示す。

これらより,自由地盤系の地震観測記録を用いて解放基盤表面における地震動を推定した結果,一部の周期帯で基準地震動Ssを超えているものの,基準地震動Ssは余裕を見込んで策定されていたため,大きく上回るものではなかったとしている。

なお、福島第一原子力発電所は東北地方太平洋沖地震により敷地が約 70cm 沈下している。このため、地震以前の O.P.(旧 O.P.)と、現在の O.P.(新 O.P.)では約 70cm の相違があり、新旧 O.P.の混同を避けるため、福島第一原子力発電所では標高を T.P.(東京湾平均海面)表記に変更している。

本報告書内の特記無き O.P.表記は「旧 O.P.」での高さを示している。

※O.P.: 小名浜港工事基準面

T.P.: 東京湾平均海面

T.P. = 旧 O.P. - 約 1.4m(沈下量によって場所毎に値が異なる)

(b)建屋の地震記録について

東京電力は、福島第一原子力発電所の原子炉建屋で地震観測を実施している。これらのうち、原子炉建屋基礎スラブ上端における平成23年東北地方太平洋沖地震による地震記録を、 基準地震動Ssによる地震応答解析結果と比較している<sup>4)</sup>。

原子炉建屋基礎スラブ上端の加速度応答最大値を基準地震動Ssによる地震応答解析結 果と比較して図2.3-9に示す。また,原子炉建屋基礎スラブ上端の加速度応答スペクトルを 基準地震動Ssによる解析結果の加速度応答スペクトルと比較して図2.3-10に示す。

建屋の地震観測記録も地盤系の記録と同様に,一部の周期帯で基準地震動Ssを超えて いるものの,地震観測記録は概ね基準地震動Ssによる応答と同程度であったとしている。







図 2.3-6 平成 23 年東北地方太平洋沖地震の地震記録(南地点)3)



図 2.3-7 一次元波動論によるシミュレーション解析結果<sup>3)</sup>

(南地点:OP-300m(最深部)入力 OP-5m 出力)



図 2.3-8 はぎとり波と基準地震動 Ss の比較3)

(南地点:解放基盤表面(OP-196m)に最も近い OP-200m の記録を用いてはぎとりを実施)



図 2.3-9 平成 23 年東北地方太平洋沖地震の加速度応答最大値<sup>4)</sup> (原子炉建屋基礎スラブ上端,基準地震動Ssとの比較)



図 2.3-10 平成 23 年東北地方太平洋沖地震の加速度応答スペクトル<sup>4)</sup> (原子炉建屋基礎スラブ上端,基準地震動Ssとの比較,EW方向)

(3) 検討用地震動について

検討用地震動は,新規制基準など東日本大震災後の知見を踏まえた地震動として平成 26 年に策定された。ここでは,検討用地震動の概要等について東京電力<sup>5)</sup>および原子力規制庁 <sup>6)</sup>からの報告をまとめて記述する。

a.検討用地震動の概要

検討用地震動の主な前提条件は次のとおりである。

・2011 年東北地方太平洋沖地震の知見である「複数の領域が連動して発生すること」 を踏まえて、これと同規模の地震を想定している。

・地震動評価は、敷地における北地点及び南地点の2点の鉛直アレー観測点の内、短周 期側では南地点が大きくなる傾向にあることを踏まえ、南地点で代表させ、敷地におけ る観測記録を活用している。

・2011 年 4 月 11 日の福島県浜通りの地震では、湯ノ岳断層が正断層として活動した 状況を踏まえ、活動を否定していた断層や海域に分布する正断層の評価を変更してい る。

・2011 年東北地方太平洋沖地震と同規模の地震を想定した地震(M9.0)では,強震動生 成域を敷地に近付けて評価を実施している。

検討用地震動策定方針をこれまでの評価と比較して図 2.3-11 に示す。

また,評価結果の検討用地震動の擬似速度応答スペクトルを基準地震動Ss等と比較して図2.3-12に,検討用地震動の時刻歴波形を図2.3-13に示す。

b.超過確率の参照

東京電力は、検討用地震動の超過確率の参照を目的として、日本原子力学会「原子力発電 所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準」:2007 (AESJ-SC-P006:2007)の方法に基づき、敷地における地震動の一様ハザードスペクトルを試算してい る。検討用地震の応答スペクトルと一様ハザードスペクトルの試算結果を比較して図 2.3-14 に示す。

これらより,検討用地震動の応答スペクトルの年超過確率は10<sup>-4</sup>~10<sup>-5</sup>程度であると評価している。



図 2.3-11 検討用地震動策定方針(これまでの評価との比較)<sup>5)</sup>



図 2.3-12 検討用地震動の擬似速度応答スペクトル5)



図 2.3-13 検討用地震動の時刻歴波形<sup>5)</sup>



図 2.3-14 検討用地震の応答スペクトルと一様ハザードスペクトルの試算結果の比較5)

(4)考慮する地震動の選定について

東京電力は、福島第一原子力発電所を対象に、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査 指針(平成18年5月19日原子力安全委員会)」に基づいて基準地震動Ssを策定し、さら に新規制基準など東日本大震災後の知見を踏まえた検討用地震動を策定している。

それらを検討した結果より.基準地震動Ssについて次のことが言える。

平成23年東北地方太平洋沖地震における地盤系及び建屋系の地震記録を基準地震動Ss と比較すると、一部の周期帯で地震記録が基準地震動Ssを超えているものの、地震観測記 録は概ね基準地震動Ssと同程度と考えることができる。なお、基準地震動Ssを一様ハザ ードスペクトルの試算結果と比較すると年超過確率は10<sup>-3</sup>~10<sup>-4</sup>程度となった。

燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性を検討する場合に,基準地震動 Ssを考慮する地震動とすることは,平成23年東北地方太平洋沖地震の再来を対象に耐震 性を評価することに対応するといえる。

一方,検討用地震動について次のことが言える。

検討用地震動は,新規制基準など東日本大震災後の知見を踏まえたものとして想定されており,また年超過確率も10<sup>-4</sup>~10<sup>-5</sup>程度となっている。

東京電力は,検討用地震動を機動的対応(消防車等の可搬設備による注水等)の信頼性向 上に用いることとしている。

以上より、今後の評価に当たっては、次の二つの方法があると考えられる。

1. 基準地震動Ssを考慮する地震動として、応答値の余裕と合わせて耐震性を評価する。

2. 検討用地震動を考慮する地震動として, 耐震性を評価する。

本書では、原子炉建屋の耐震性評価として、使用済燃料プールの耐震性、生体遮へい壁の 耐震性、地下外壁の耐震性に対する構造面からの検討を実施することとしている。これらに 対して、地震動のレベルの異なる基準地震動Ssおよび検討用地震動の両者について原子 炉建屋の耐震性を評価することとする。

**2.3**の参考文献

- 東京電力株式会社:東京電力プレスリリース「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査 指針」の改訂に伴う福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所の耐震安全性評 価(中間報告)について 平成20年3月31日 <u>http://www.tepco.co.jp/cc/press/08033102-j.html</u> http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu08\_j/images/080331b.pdf
- 2) 原子力安全保安院:福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の耐震安全性について 平成21年7月

https://www.pref.fukushima.lg.jp/download/1/girenH22\_4\_13.pdf.

3) 国立国会図書館デジタルコレクション 原子力安全・保安院:地震・津波に関する意見聴取会(第6回) 地震・津波 6-3 福島第一・福島第二原子力発電所における平成 23 年(2011 年)東北地方太平洋沖地 震の地震観測記録の分析について

http://dl.ndl.go.jp/view/download/digidepo\_6011655\_po\_6-3.pdf?contentNo=7&alternativeNo=

- 4) 新潟県 第26回地震,地質・地盤に関する小委員会(平成23年8月11日開催)
   地小委26・1 東北地方太平洋沖地震における地震動及び津波について 東京電力株式会社
   <a href="http://www.pref.niigata.lg.jp/HTML">http://www.pref.niigata.lg.jp/HTML</a> Article/334/751/110811\_26-1,0.pdf
- 5) 第 27 回特定原子力施設監視・評価検討会:資料 2 東京電力福島第一原子力発電所の 外部事象に対する防護の検討について 東京電力株式会社
   <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000051144.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000051144.pdf</a>
- 6) 第 38 回 特定原子力施設監視・評価検討会:資料2-1 検討用地震動及び同津波に 対する評価と今後の評価・確認の進め方について 原子力規制庁 <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000133834.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000133834.pdf</a>

#### 3 原子炉建屋の耐震性評価

#### 3.1 福島第一原子力発電所の耐震設計の経緯<sup>1)</sup>

福島第一原子力発電所の1号機~6号機は、1966年から1972年にかけて設置許可を受けている。原子力安全委員会が定めた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(1978年9月制定、1981年7月一部改訂)が、策定される以前に設置許可申請がなされたプラントである。これらのプラントの耐震設計は、事業者が独自に実施し、個別に審査されており、おおむね以下のような条件でなされている。

- ① 構築物,機器配管系は原則として剛
- ② 地震に対する発電所の安全を確保するため、原子炉建屋を含む構築物は直接岩盤に設置
- ③ 全ての構築物,機器配管系は、地震に対する発電所の安全性を考慮した重要度に応じて 分類し、それぞれの重要度に応じた耐震設計を実施
- ④ 重要な構築物,機器配管系は発電所敷地において予想される最大地震動に対して動的 解析によって設計(設計地震力は建築基準法(当時)に示された震度の3倍の震度から 定める値を下回らないようにする)
- ⑤ 原子炉格納容器(ドライウェル、サプレッション・チェンバ、ベント管及び各貫通部) 並びに原子炉緊急停止系(制御棒、同駆動機構及び液体毒物注入系)などのように安全 対策上特に重要な施設に対しては、前項の1.5倍の地震動に対して動的解析を行い、格 納容器の機能保持、安全な原子炉停止を確認

一方,この当時,日本電気協会から,「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1970)」 が発行されており,この技術指針策定に当たっては,発行の数年前から学識経験者,事業者, メーカー,建設会社の技術者が参加しており,発電所の耐震設計においてもその考え方が反 映されていると考えられる。東京電力は,福島第一発電所の安全上重要な施設の設計用地震 動として,原子炉建屋基礎版において最大加速度 180cm/s<sup>2</sup> (S1)の地震動(当時米国で観 測された El Centro 波, Taft 波)を設定して耐震設計を行い,また格納容器などの安全上 特に重要な施設については 270 cm/s<sup>2</sup> (S<sub>2</sub>:波形は S1 と同じ)の地震動を設定して機能が維 持されることを確認している。

1978年に「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」が策定されたのに伴い,福島 第一原子力発電所についても、この耐震指針に従って過去の地震,地質調査を基に基準地震 動 S<sub>1</sub>(最大加速度 180 cm/s<sup>2</sup>:模擬地震波),S<sub>2</sub>(270 cm/s<sup>2</sup>及び 370 cm/s<sup>2</sup>:模擬地震波) が策定され,静的地震力も含めて,耐震性が確認されている。この指針では,安全上重要な 施設(As, A クラス設備)は,基準地震動(動的地震力)に加えて一般建築の3倍の静的地 震力を考慮することとしており、この地震力は構造物の基部(基礎版)においてベースシア 係数 0.48 となっている。

その後,2006年9月に原子力安全委員会がそれまでの新しい知見を反映して「発電用原

子炉施設に関する耐震設計審査指針」を改訂したことに伴い,原子力安全・保安院は改定さ れた耐震指針に照らした耐震安全性評価(耐震バックチェックという)を実施した。耐震バ ックチェックでは,この改定された耐震指針に従って地震に関する各種調査を実施し,「震 源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について,それぞれ 不確かさを考慮して地震動評価を行うこととされており,福島第一原子力発電所では基準 地震動 Ss として最大加速度 600cm/s<sup>2</sup>の地震動が策定された。

この耐震バックチェックの最中 2007 年 7 月 16 日の新潟県中越沖地震が発生し、柏崎刈 羽原子力発電所でそれまでの基準地震動を大幅に超える地震動が観測された。これらのこ とから、2007 年 7 月 20 日に経済産業省は、新潟県中越沖地震から得られた知見を耐震安 全性の評価に適切に反映すること(「平成 19 年新潟県中越沖地震を踏まえた対応について

(指示)」)を指示した。これらを受けて,福島第一原子力発電所では反射法探査,海上音波 探査,ボーリング調査などの地質調査を2008年3月にかけて実施している。さらに,新潟 県中越沖地震の解明が進む中,原子力安全・保安院は2008年9月4日に「新潟県中越沖地 震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について」の指示を出し, これに基づき同発電所ではさらに調査を進めることとしていた。

福島第一発電所の耐震バックチェックについては、5 号機を代表プラントとして、主要な 機器のみを対象とした検討結果を中間報告として、2008 年 3 月に東京電力から原子力安 全・保安院へ報告書が提出されている。なお、この中間報告では、基礎地盤の安定性及び地 震随伴事象である津波に対する安全性、周辺斜面の安定性については、最終報告書において 結果を報告することとされていた。また、福島第一発電所1号機~6号機の最終報告書提出 前の2011年3月11日に今回の東北地方太平洋沖地震と福島第一原子力発電所事故が発生 した。尚、4、5号機についてはバックチェックを受けた補強工事を実施していたが、1、2、 3、6号機に関しては工事を実施することが予定されている段階であった。

**3.1**の参考文献

 東日本大震災合同調査報告書編集委員会:東日本大震災合同調査報告 原子力編,丸善, 2015.

#### 3.2 評価方針

検討対象建屋については、水素爆発等の影響による損傷が大きいことや1~3号機原子炉 建屋の構造が同等であることを考慮し、3号機原子炉建屋を代表号機として選定する。 評価方針は次のとおりである。

・耐震性評価の対象とする地震動は、「2.3 考慮する地震動」で示された基準地震動 Ss お よび検討用地震動とする。

・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、耐震性の評価は水平方向の地震動に対して実施する。

・3 号機原子炉建屋は,水素爆発等により建屋の一部が損傷していることを踏まえ,損傷状況を写真より推定し地震応答解析モデルに反映する。(「3.3.3 損傷状況の評価」参照) ・原子力発電所の地震応答解析手法は,原子力発電所耐震設計技術規定JEAC4601-2015 に示される内容を踏まえ,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。さらに具体的な定数等は対象施設の過去の地震によるシミュレーション解析結果を踏まえて設定する。(「3.3.4 地震応答解析手法の妥当性確認について」参 照)

・耐震性評価の目安値は,原子炉建屋はせん断が卓越する形状であることを踏まえ,復元 力特性のせん断応力度~せん断ひずみ関係におけるせん断ひずみで評価することとする。 具体的な目安値は原子炉建屋耐震壁を対象とした復元力特性の実験データ等の既往文献を 参考に設定する。(「3.4 耐震性評価の目安値の検討」参照)

・基準地震動 Ss に対する耐震検討に関して東京電力は,「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,平成23年7月に「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全 性および補強に関する検討(その2)」<sup>1)</sup>として,本報告書で検討の対象としている3号機 の基準地震動 Ss に対する耐震性について報告している。本報告書ではここで示された地震 応答解析結果を参考に耐震性を評価するものとする。なお,東京電力は上記報告において, 地震応答解析に加え2階以上の使用済燃料プールを含む部分を対象に,3次元FEMの静 的弾塑性解析による局部評価を実施している。

・検討用地震動に対する耐震検討に関して東京電力は、検討用地震動を機動的対応(消防車等の可搬設備による注水等)の信頼性向上に用いることを前提に、平成28年8月に「福島 第一原子力発電所検討用地震動に対する建屋検討結果」<sup>2)</sup>において、本報告書で検討の対 象としている3号機の検討用地震動に対する耐震性について報告している。本報告書では ここで示された地震応答解析結果を参考に耐震性を評価するものとする。

なお、本報告書での使用燃料取り出し架構設置前の原子炉建屋の状態を想定して耐震検 討を実施することとしている。上記の東京電力の地震応答解析結果のうち、基準地震動に 対する耐震検討においては、水素爆発後の建屋の重量を想定し5階以上の建屋重量を瓦礫 重量とみなして5階位置に付加しており、本報告書の想定している状態に整合している。 一方、検討用地震動に対する耐震検討においては、瓦礫を撤去して遮へい体や燃料取り出 し架構を設置した、燃料取り出し直前の状態を想定している。しかし、撤去した瓦礫の重 量より遮へい体と燃料取り出し架構の重量の和の方が重く、水素爆発直後の建屋重量の想 定より保守的になると考えられるので、この資料に示された解析結果をそのまま用いて評 価することとした。

3.2 の参考文献

1) 東京電力株式会社:「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(その2)」平成23年7月.

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11\_j/images/110713q.pdf

2) 東京電力株式会社:「福島第一原子力発電所検討用地震動に対する建屋検討結果」平成28年8月.

https://www.nsr.go.jp/data/000162377.pdf

### 3.3 地震応答解析手法の検討

### 3.3.1 標準的な地震応答解析手法

原子力発電所の耐震設計に用いられている建物~地盤系の標準的な地震応答解析手法に 関する規程は、(社)日本電気協会「原子力発電耐震設計技術規程 JEAC4601-2015」(以下, JEAC4601-2015 と記す)第3章建物・構築物の耐震設計 3.5 地震応答解析 に示されて いる。

#### 3.3.2 地震応答解析手法の妥当性の検討事例

#### (1) 福島第一原子力発電所の地震記録について

東北地方太平洋沖地震以降の原子炉建屋を対象として、地震応答解析手法の妥当性が確認されていることが理想であるが、東北地方太平洋沖地震以降は建屋の地震観測は実施されておらず、地震観測記録を用いて妥当性を確認することはできない。また、東北地方太平洋沖地震における福島第一原子力発電所の建屋の観測記録は、建屋に設置された38台のうち16台で得られているが、これらのうち、1~4号機原子炉建屋では基礎版上の記録のみしか得られていない。従って、東北地方太平洋沖地震の地震記録により直接的には地震応答解析手法の妥当性を確認することはできない。

一方,新潟県中越沖地震を踏まえ,平成20年9月4日に原子力安全・保安院から原子 力事業者等に通知された「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価 に反映すべき事項について」において,「地震応答解析においては,設計時の施設の剛性, 振動特性等を用いた解析モデルによるほか,実際の地震記録等において建屋の剛性,機器な どの振動特性等が把握されている場合は,当該剛性や振動特性などを考慮した解析モデル により耐震安全性を評価することができるものとする」ことが指摘されている。

東京電力では、この通知に対応し「福島第一原子力発電所3号機新潟県中越沖地震を踏ま えた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について」(平成22年6月17日 東京電力株式会社)<sup>1)</sup>を報告している。この報告書では、2008年岩手・宮城内陸地震を対 象として福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋のシミュレーション解析を実施している。

ここでは、東北地方太平洋沖地震以前の原子炉建屋であるが、このシミュレーション解析 事例を対象に地震応答解析手法の妥当性を検討することとする。

#### (2) 対象号機のシミュレーション解析事例

シミュレーション解析に用いた地震の諸元を図 3.3.2-1 に,原子炉建屋基礎版上の観測記 録及び地震計配置図を図 3.3.2-2 及び図 3.3.2-3 に示す。地震計は基礎版上(O.P.-2.06m) と 2 階(O.P.+18.7m)にのみ配置されているので、ここでのシミュレーション解析では、 基礎版上(O.P.-2.06m)の観測記録を入力として 2 階(O.P.+18.7m)の観測記録と解析結 果を比較している。シミュレーション解析モデル、基礎版上の地震記録を用いたシミュレー ション解析の概要及びシミュレーション解析モデルの工事認可申請時等との諸元比較を図 3.3.2-4、図 3.3.2-5 及び表 3.3.2-1 に示す。

シミュレーション解析モデルに用いている諸元の特徴は次のとおりである。

・コンクリート強度は実状を考慮して 35.0N/mm<sup>2</sup>(工事認可申請時 22.1 N/mm<sup>2</sup>) として いる。

・コンクリートのヤング係数は実状を考慮して 25.7×10<sup>3</sup>N/mm<sup>2</sup> (工事認可申請時 20.6×10<sup>3</sup>N/mm<sup>2</sup>) としている。

・剛性は耐震壁のみを評価している。(工事認可申請時と同様)

シミュレーション解析結果の最大応答加速度及び加速度応答スペクトルを地震記録と比較して図 3.3.2-6 及び図 3.3.2-7 に示す。

これらの結果よりここで用いた地震応答解析モデル(シミュレーションモデルと呼んでいる)による解析結果は、概ね観測記録と整合しているとしている。

このシミュレーション解析による地震応答解析モデルの評価結果は,東日本太平洋沖地 震以前の状態を対象としたものであるが,現時点で可能な範囲で地震応答解析モデルの妥 当性を確認できる資料であると考えられる。



図 3.3.2-1 2008 年 6 月 14 日の地震(岩手・宮城内陸地震)の諸元1)


断面図

図 3.3.2-3 福島第一原子力発電所 3 号機原子炉建屋 地震計配置図<sup>1)</sup>







図 3.3.2-5 基礎版上の地震記録を用いたシミュレーション解析の概要1)

	項目	工認設計時	耐震安全性評価	シミュレーション	変更の考え方	応答に対する影響
応答計算法	1	時刻歷応答解析	同左	周波数応答解析	-	
入力地震動		180ga1に基準化した既 往波を直接入力	基準地震動Ssを一次元波 動論によって評価(E+F)	基礎上端観測記録	耐震安全性評価では、E+F入力に変更した。 シミュレーション解析では、基礎版上端観 測記録を基礎上端に入力している。	耐震安全性評価では 最新の知見を反映し ている。
入力規定位置	봔	基礎底面ばね外	基礎底面ばね外	基礎上端		-
	コンクリート強度	22.1N/mm <sup>2</sup> (225kgf/cm <sup>2</sup> )	35. 0N/mm <sup>2</sup>	同左	コンクリート強度を実状に近づけて評価	建屋の剛性は硬めの 評価となる。
剛性評価	ヤング係数	$20.6 \times 10^{6} \text{N/mm}^{2}$ $(2.10 \times 10^{6} \text{kgf/cm}^{2})$	25.7×10 <sup>3</sup> N/mm <sup>2</sup> (2.62×10 <sup>6</sup> kgf/cm <sup>2</sup> )	同左	コンクリートのヤング係数を実状に近づけ て評価	-
	考慮範囲	耐震壁	同左	同左	-	-
減衰定数	鉄筋コンクリート	<sup>5%</sup> (一定減衰)	5% (歪エネルギー比例型)	5% (複素減衰:一定減衰)	耐震安全性評価の場合には,最新の知見を 反映し, 歪エネルギー比例型減衰とする。 シミュレーション解析の減衰については, 周波数応答解析法のため複素減衰とする。	応答に対する顕著な 影響はない。
	建屋-地盤相互作用	SRモデル	埋込みSRモデル	同左	-	-
	建屋モデル	質点系1軸モデル	同左	同左	-	-
解析モデル	地盤ばね	静的地盤ばね	JEAGによる近似法	同左	耐震安全性評価は最新の知見を反映して設 定している。	応答に対する顕著な 影響はない。
	側面ばね	静的地盤ばね(水平)	JEAGによる近似法 (水平、回転)	同左	耐震安全性評価は最新の知見を反映して設 定している。	応答は若干低減す る。
線形/非線形	8	線形	非線形	線形	耐震安全性評価では、Ss地震動による建屋 応答レベルに応じた挙動を適切に評価する ため非線形解析としている。	
1次固有周期	(sec)	0. 386 (NS) 0. 348 (EW)	0, 396 (NS) *1 0, 377 (EW) *1	0.362(NS) 0.347(EW)	-	

# 表 3.3.2-1 原子炉建屋水平方向解析モデルの主な諸元の比較1)

\*1:Ss-1H時



NS 方向



図 3.3.2-6 建屋各階の最大応答加速度1)



(EW 方向)

図 3.3.2-7 加速度応答スペクトル2)

#### 3.3.3 損傷部位の評価

3号機原子炉建屋は、水素爆発等により建屋の一部が損傷している。損傷部位は写真を基 に推定し、地震応答解析モデルに反映することとしている<sup>3)</sup>。

各部位の損傷部位評価の考え方は、下記の通りである。

(1) 外壁および屋根トラス

原子炉建屋の外観写真から損傷状況を確認できる外壁および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。

(2) 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 600mm である。使用済燃料プールの壁およ び床の厚さは 1400~1850mm であること,また,使用済燃料プール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,損傷は無いと評価した。

(3) 機器仮置プール

外観写真より,一部剥落が確認された外壁部分を除き,機器仮置プールの壁に損傷は確認されていない。また,損傷が確認されている外壁の厚さは最大で 600mm であり,機器 仮置プールの壁および床の厚さは 900mm であることから,損傷は無いと評価した。

(4) 生体遮へい壁 (シェル壁)

損傷が確認されている外壁の厚さは最大で 600mm である。建屋 3 階の生体遮へい壁の 厚さは 1850mm であることから,損傷は無いと評価した。

(5) 床スラブ

3号機は建屋内の調査結果が得られていないことから,外観写真および外壁の損傷状況から床スラブの損傷状況を推定した。1~3階は,外壁が一部剥落していることを除き,外観に損傷が確認されていないことから,損傷は無いと評価した。また,4階および5階は外壁が損傷しており,損傷した外壁の厚さを下回る床スラブについては,損傷している可能性があると評価した。なお,5階北西側の床スラブは,外観写真より,床スラブを支持する4階の外壁および柱に大きな損傷が確認されているため,損傷部位として評価した。

上記を踏まえ,3号機原子炉建屋の損傷状況(立面図)を図 3.3.3-1 に,損傷状況(平面図)を図 3.3.3-2 に示す。

36



図 3.3.3-1 3号機 原子炉建屋の損傷状況(立面)



図 3.3.3-2 3 号機 原子炉建屋の損傷状況(平面)

## 3.3.4 地震応答解析手法の妥当性確認について

本章では、地震応答解析手法の妥当性の確認するにあたり、JEAC 4601-2015の規程や評価対象である福島第一原子力発電所3号機のシミュレーション解析事例について調査した。 これらより、対象建屋の耐震性評価に用いる地震応答解析手法の妥当性を確認するにあたっての確認項目は次のとおりである。

・地震応答解析手法が、「3.3.1 標準的な地震応答解析手法」に示される、JEAC 4601-2015 の規程と整合していること。

・地震応答解析手法が、「3.3.2 地震応答解析手法の妥当性の検討事例」で示される、2008 年岩手・宮城内陸地震のシミュレーション解析に用いた地震応答解析手法と整合している こと。

・コンクリートの諸元や剛性評価法が、「3.3.2 地震応答解析手法の妥当性の検討事例」で 示される、2008年岩手・宮城内陸地震のシミュレーション解析に用いたコンクリートの諸 元や剛性評価法と整合していること。

・地震応答解析モデルに、「3.3.3 損傷状況の評価」に示される原子炉建屋の損傷状況が反映されていること。

3.3 の参考文献

 1)東京電力株式会社:福島第一原子力発電所3号機 新潟県中越沖地震を踏まえた原子力 発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について 平成22年6月17日

http://www.tepco.co.jp/nu/material/files/ka10061703.pdf

2) 東京電力株式会社: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(パワーポイント資料)平成22年7月16日

http://www.tepco.co.jp/nu/material/files/fk10071601.pdf

3) 東京電力株式会社: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 平成 27 年 3 月

https://www.nsr.go.jp/data/000054292.pdf

### 3.4 耐震性評価の目安値の検討

(1) 耐震性評価の目安値の検討について

燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性の検討においては,原子炉建屋 を曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルによりモデル化し,地震応答解析結果に より評価することとしている。ここでは,地震応答解析結果を踏まえた耐震性評価の目安値 について検討する。

目安値の検討においては、原子炉建屋はせん断が卓越する形状であることを踏まえ、鉄筋 コンクリート耐震壁の復元力特性のせん断応力度~せん断ひずみ関係におけるせん断ひず みで評価することとする。

鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性の復元力特性については,原子炉建屋耐震壁を対 象とした復元力特性の実験データを参考に JEAG4601-1991 追補において取りまとめられ ており, JEAG4601-1991 追補において参考とした文献に復元力特性の設定過程についても 記載されている。また,原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の許容限界についても原子炉建 屋耐震壁を対象とした実験データを参考に JEAG4601-1987 及び JEAC4601-2015 に取り まとめられており,参考とした文献に構造上の限界値等の考え方についても記載されてい る。

ここでは、これらの既往文献等を参考に、燃料取り出し開始前までを対象とした原子炉建 屋の耐震性の検討に用いる目安値について検討を実施する。 (2) 鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断ひずみの既往文献について

「原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性評価法」田中宏志ほか、日本建築学会 学術講演梗概集(近畿)昭和 62 年 10 月<sup>1)</sup>において、原子炉建屋耐震壁を対象とした復元 力特性の実験データから鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性評価法をまとめている。こ こではせん断応力度〜せん断ひずみ関係( $\tau \sim \gamma$ 関係)における終局せん断ひずみについて まとめる。

 $\tau \sim \gamma$ 関係の実験値の例を図 3.4-1 に,実験結果の終局せん断ひずみと計算値の比較を 図 3.4-2 に,試験体形状別の最大耐力時せん断ひずみの実験結果を表 3.4-1 に示す。

この文献では、終局せん断ひずみを一般の耐震壁のデータ等を参考にγ<sub>3</sub>=4.0×10<sup>-3</sup> と 定めている。その理由については次のように記載している。

・実験値の τ ~ γ 関係のスケルトンカーブは, 初期の直線部分, その後の上に凸の曲線部分, さらにほぼ最大耐力に達した後のフラットな部分よりなっている。

・ボックス型壁および I 型壁ではこのフラットな部分が比較的短く, 円筒型等その他の形状 ではほぼ最大耐力に達した後のフラットな部分が長い。

・「形状による終局せん断ひずみの差はまだ理論的に十分解明されていないこと」および「終局せん断ひずみの実験値にばらつきが大きいこと」を踏まえ、 $\tau \sim \gamma$ 関係のスケルトンカーブの終局せん断ひずみの値を一律  $4 \times 10^{-3}$ とした。

なお、円筒壁等の実験結果のスケルトンカーブでは、設定した終局せん断ひずみ $\gamma_3 = 4.0 \times 10^{-3}$ 付近で最大耐力に達した後にさらにフラットな部分があり、実験結果の終局せん断ひずみは設定した終局せん断ひずみ $\gamma_3 = 4.0 \times 10^{-3}$ より大きくなるが、これについては今後の検討課題である。

また,上記文献の原典である「建物・構築物の復元力特性の評価法に関する調査報告 書」(社)日本電気協会 電気技術基準調査委員会 原子力発電特別調査委員会調査報告 書 VOL.11 では,次の内容が示されている。

・終局せん断ひずみ4×10<sup>-3</sup>とボックス型およびI型壁の実験結果とほぼ対応しており、 実験結果の平均値から標準偏差を引いた値にほぼ等しくなっている。

・円筒壁,八角形型円筒体に対しても実験値の(平均値-標準偏差)の値にほぼ等しい6×10<sup>-3</sup>まで終局せん断ひずみを伸ばすことも考えられる。

しかし、これについては現時点では理論的に十分解明されていないので、ここでは一律 4×10<sup>-3</sup>とした。

以上のように、ここでは、鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断ひずみを一律 4×10<sup>-3</sup> としており、この値は実験結果の平均値-標準偏差程度の値となっていることが記されて いる。



図 3.4-1  $\tau \sim \gamma$ スケルトンカーブの実験値(例)<sup>1)</sup>



図 3.4-2 実験結果の終局せん断ひずみと計算値の比較 1)

表 3.4-1 試験体形状別の最大耐力時せん断ひずみの実験結果(単位:×10<sup>-3)1)</sup>

	データ数	平均值	標準偏差	変動係数
ボックス型壁, I 型壁	29	5.36	1.38	0.26
円筒壁.八角形筒体壁	15	9.77	3.17	0.32
円錐台壁,ボックス型対角	4	7.68	3.68	0.46
全体	48	6.93	3.02	0.44

(3)構造性能上の限界値に関する既往文献について

「原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の許容限界」瀬戸川葆ほか、日本建築学会学術講演 梗概集(近畿)昭和62年10月<sup>2)</sup>において、原子炉建屋耐震壁を対象とした復元力特性の 実験データから鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断ひずみについて構造性能上の限界値 について次のようにまとめている。

a.統計的評価

実験データの終局せん断ひずみを標準正規分布と仮定し,95%の信頼区間(下限)を限 界値とすると次となる。

 $\gamma_{s1} = \gamma_u - 1.64 \times \sigma$ 

表 3.4-2 より円筒形: γ<sub>s1</sub>=3.8×10<sup>-4</sup>,ボックス型: γ<sub>s1</sub>=3.1×10<sup>-4</sup>となる。

b.最小值評価

表 3.4-2の最小値を限界値とすると次となる。

円筒形: γ<sub>s1</sub>=4.0×10<sup>-4</sup>, ボックス型: γ<sub>s1</sub>=3.2×10<sup>-4</sup>

c.限界値の設定

統計的評価と最小値評価より鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断ひずみの構造性能上 の限界値を次の値としている。

 $\gamma_{s1} = 3.0 \times 10^{-3}$ 

さらに、「許容限界は構造性能上の限界値に機能維持上の限界を評価して検定する必要が ある。しかし、機能維持上の限界に対するデータが乏しいため現時点で数値的に評価するこ とは難しい。また設計応答量に復元力特性、解析モデル及び解析条件に基づくバラつきが想 定される。そこで工学的判断を加え終局せん断ひずみの許容限界の目安値として、 $\gamma_{s1}$ に 1.5 倍の余裕を見た値として  $\gamma_s=2\times10^{-3}$  としておくのが妥当と思われる。」としている。

		#J	最せん 断ひっ	ずみ度 T.(×	10-*)
<i>10</i> <b>W</b>	44. UK 14 K	段小位	段大值	平均值 (〒。)	標準備差 (の)
円筒、円錐台、八角形 ポックス対角加力	20	4.0	13. 8	9. 2	3. 3
ボックス,I墅	28	3. 2	8.6	5. 4	1.4

表 3.4-2 試験体の終局せん断ひずみの実験値<sup>2)</sup>

(4) 支持機能の評価法に関する既往文献について

「原子炉発電所鉄筋コンクリート壁の機器定着部に対する支持機能」永野徹ほか、日本建築学会学術講演梗概集(関東)昭和 63 年 10 月<sup>3)</sup>において、原子炉建屋耐震壁を対象とした鉄筋コンクリート耐震壁の機器定着部の支持機能について、図 3.4-3~4 に示す壁を想定した平板に面内せん断ひずみと定着部に面外引張力を組み合わせた実験を実施した結果等より、評価法についてまとめている。

鉄筋コンクリート耐震壁の機器定着部の支持機能の評価に用いる,面内せん断ひずみと 面外力の許容限界ゾーンの評価法は次のとおりである。

面内せん断ひずみの許容限界としては(3)に挙げた既往研究の成果として, $\gamma = 2 \times 10^{3}$ が提案されている。また,縦軸上の終局に対する許容限界は,「原子力発電所の機器定着部(基礎ボルト)に関する実験研究」市橋一郎ほか日本建築学会学術講演梗概集(近畿)昭和62年10月において,引張によるコンクリートのコーン状破壊に対する保証強度( $\phi_1 \times A c \sqrt{Fc} : \phi_1 = 0.6$ )を面外耐力の許容値とすることが提案されている。これらより,横軸を面内せん断ひずみ,縦軸を面外力とした場合,面内と面外が独立事象とした許容限界ゾーンは矩形となるが,試験結果を考慮して図3.4-5に示す斜線部を許容限界ゾーンとして設定している。

これらより、面内せん断ひずみの許容限界  $\gamma = 2 \times 10^3$  は機器定着部の支持機能も概ね満足しているものと言える。

さらに、「地震荷重を受ける RC 壁に設置された機器アンカーの支持性能」その1~その3梅木芳人ほか日本建築学会大会学術講演梗概集(北海道) 2013 年 8 月、その4~ その5梅木芳人ほか日本建築学会大会学術講演梗概集(関東)2015 年 9 月<sup>4)</sup>においては、せん断ひずみの適用範囲として図 3.4-6 に示すように $\gamma = 2 \times 10^{-3}$ を超え $\gamma = 6 \times 10^{-3}$ まで評価できる許容限界ゾーンを提案している。



図 3.4-3 試験体形状図<sup>3)</sup>

面外加力

状図 3)

図 3.4-4 加力装置 3)



注:図3.4-5中の文献は次のとおり。

文献1 市橋一郎 他:原子力発電所の機器定着部(基礎ボルト)に関する実験研究,日本建築学会大会学術講演梗概 集,昭和62 年

文献2 勝俣英雄 他:原子炉建屋耐震壁の面外せん断強度(その2),日本建築学会大会学術講演梗概集,昭和60年 文献3 小林淳 他:面内せん断力を受ける壁板の押し抜きせん断に関する実験,日本建築学会大会学術講演梗概集, 昭和59年



図 3.4-6 規準化面外力-面内せん断ひずみ関係の許容限界ゾーン 4)

注:図3.4-6中の参考文献は次のとおり。

参考文献1 市橋 他:原子力発電所の機器定着部(基礎ボルト)に関する実験研究,日本建築学会大会学術講演梗概 集,昭和62 年10 月

参考文献2 永野 他:原子力発電所鉄筋コンクリート壁の機器定着部に対する支持機能,日本建築学会大会学術講演 梗概集,昭和63 年10 月

参考文献3 稲田 他:原子炉建屋の弾塑性試験 支持機能試験,日本建築学会大会学術講演梗概集,1992 年8 月 参考文献4 吉崎 他:原子炉建屋耐震壁の面外せん断強度,日本建築学会大会学術講演梗概集,昭和60 年10 月 (5) 限界状態の設定に関する既往文献について

2016年度日本建築学会大会構造部門(原子力建築)パネルディスカッション資料「原子 力発電所建築物の耐震裕度評価~定量的評価と明示化を目指して~」2016年8月日本建築 学会構造委員会原子力建築運営委員会<sup>5)</sup>においては、耐震裕度の概念の構築にあたり表 3.4-3に示すように、建屋に要求される機能について、支持機能、遮へい機能、負圧維持 機能、漏えい防止機能、波及的影響防止機能、使用機能の6種類に分類して検討してい る。

また,パネルディスカッション資料では,限界状態の設定については表 3.4-4 に示す各 限界状態に対し耐震裕度を評価している。ここでの限界状態の設定の考え方は次のとおり である。

ここでの限界状態は、評価対象が限界状態に達する部材のひずみ等をクライテリアとし て設定することとし、鉄筋コンクリート部材の場合は、終局限界のばらつきが大きいため 中央値と下限値が設定することが考えられるが、実際には終局限界の中央値は、建屋の半 数が限界状態に達することとなるため裕度評価として扱いが難しく、下限値による評価が 現実的であるとしている。

限界状態の設定の例を表 3.4-4 に,耐震壁のせん断破壊の場合の各限界状態と復元力特性の関係を図 3.4-7 に示す。

要求機能	a. 支持機能	b. 遮へい機能	c. 負圧維持機能	d. 漏えい防止機能	e. 波及的影響の 防止機能	f.使用機能
関連する性能並	構造安全性	遮へい性	気密性	水密性	構造安全性	構造安全性
性能水準的	原子力施設の安全性 確保の重要性に鑑 み、高度の信頼性を 確保するための性能 水準	生体保護の観点から 求められる放射線 (主に中性子やガン マ線)を遮へいする 性能水準	建築物内部の負圧 維持に支障をきた す隙間を生じない 性能水準	流体状の放射性物 質が漏えいし難い 構造で、漏えいの 拡大を防止し得る 性能水準	建築物が破損し、落下 または転倒すること により、より重要な設 備の機能を阻害しな いための性能水準	原子力施設に求めら れる機能に先立ち建 物に求められる一般 的な機能
性能評価指標	<ul> <li>・耐力</li> <li>・せん断ひずみ</li> <li>・層間変形角</li> </ul>	<ul> <li>減衰率</li> <li>・せん断ひずみ</li> </ul>	<ul> <li>・透気量</li> <li>・透気係数</li> <li>・せん断ひずみ</li> </ul>	<ul> <li>潮えい量</li> <li>ライナー健全性</li> <li>せん断ひずみ</li> </ul>	<ul> <li>・耐力</li> <li>・せん断ひずみ</li> <li>・層間変形角</li> </ul>	<ul> <li>・耐力</li> <li>・せん断ひずみ</li> <li>・層間変形角</li> </ul>
地震時劣化事象と 性能評価指標との 関係	耐力 	減衰率 限界値 せん断 兆 ひずみ	透気係数 ◆ 限界値 せん断 W <sub>c</sub> ひずみ	ライナー健全性	耐力 一個界通一 10	へ ↓ん断ひずみ ◆→
性能評価指標(せん) がひずみ)と限 界地震荷重との関 係	限界:	地震荷重 地震荷重 P へ漸増 也震荷重 P <sub>0</sub> (5		指標 {ひずみ)		
各要求機能に対す る安全裕度			F	$P/P_0$		

表 3.4-3 耐震裕度の概念 5)

	クライ	テリアの設定	科学中心》中明二		
限界状態	設定の 考え方	設定例 (使用機能)	化の考え方	機能との関係	
「終局限界」(中央値) 終局耐力の中央値	実験データ等を 統計処理した中 央値とする	耐震壁せん断ひずみ 5200 µ	基準となる地震動 のα倍の応答がク ライテリアに達す る値αを裕度とし て明示	主として「使用機 能」に対し検討 各機能についても 個別に評価	
「終局限界」(下限値) 終局耐力及び建屋応答の ばらつきを考慮して設定 する終局限界	実験データ、建屋 のばらつきを考 慮した応答結果 等を統計処理し、 損傷確率が 5%程 度となる値。	耐震壁せん断ひずみ 3000 μ コンクリート圧縮歪 3500 μ 鉄筋引張りひずみ 8000 μ	基準となる地震動 のα倍の応答がク ライテリアに達す る値αを裕度とし て明示	主として「使用機 能」に対し検討 各機能についても 個別に評価	
「機能維持限界」 原子力施設に要求される 機能をすべて満たすよう 十分な余裕をもって設定 した設計上の限界。	要求機能に対し 性能を満たすよ う十分な余裕を もって設定	耐震壁のせん断ひずみ 2000 µ コンクリート圧縮歪 3000 µ 鉄筋引張りひずみ 5000 µ	基準となる地震動 のα倍の応答がク ライテリアに達す る値αを裕度とし て明示	原子力施設に要求 される全ての機能 が対象	
「弾性限界」 地震力を受けた場合でも すぐに再稼働可能な限界	AIJ 性能評価指針 の使用限界と同 等の弾性限界と する	耐震壁のせん断ひずみ第 一折れ点 鉄筋降伏しない コンクリートがほぼ弾性	基準となる地震動 のα倍の設計応答 がクライテリアに 達する値αを裕度 として明示	-	

表 3.4-4 限界状態の設定 5)



図 3.4-7 各限界状態と復元力特性の関係(耐震壁のせん断破壊の場合) 5)

(6) 許容限界の考え方に関する既往文献について

機能保持や波及的影響防止の観点から,許容限界の考え方について JEAC4601-2015 に 記載されている。

JEAC4601-2015 においては、「3.6.4 機能保持及び波及的影響防止の検討」の解説 に、機能保持の検討に関する許容限界として支持機能について次の内容が示されている。 ・建物・構築物を構成する壁、床等は、Sクラスの主要設備及び補助設備の間接支持構造 物となっている部分がある。当該部位に対しては、基準地震動 Ss が作用した場合におい ても主要設備、補助設備等を支持する機能を保持している必要がある。

・鉄筋コンクリート造耐震壁がせん断ひずみ度の許容限界(2.0×10<sup>-3</sup>)を満足していれ ば、アンカー部の許容応力の前提となっている鉄筋コンクリート造耐震壁のせん断ひず み度の範囲を概ね満足している。これらより、せん断ひずみ度の許容限界を満足すること により、建物・構築物の主要耐震要素である耐震壁の、Sクラス設備等に対する支持機能 も満足される。

さらに、同様に、「3.6.4 機能保持及び波及的影響防止の検討」の解説に、波及的影響防止の検討における許容限界について次の内容が示されている。

・建物・構築物を構成する壁,床等はその破損により,Sクラス及びBクラスの主要設備 及び補助設備に波及的影響を与える可能性がある場合がある。このような部位に対して は,耐震重要度に応じた地震力(Sクラス設備であれば基準地震動Ssに対する層せん断 力)が作用した場合において主要設備,補助設備等への波及的影響を確認する必要があ る。

・当該設備の耐震重要度に応じた地震力(Sクラス設備であれば基準地震動 Ss に対する層 せん断力)が当該層の保有水平耐力を超えない場合は,建物・構築物の部位の波及的影響 の防止は確保されていると考えられる。ここで,当該層の保有水平耐力に至らないことを 弾塑性地震応答解析により確認する場合は,解析結果の変形またはひずみ度を鉄筋コンク リート耐震壁の復元力特性の評価法に示される終局点に対応する変形またはひずみ度と比 較する。

以上のように、JEAC4601-2015 においては、アンカー部等が主要設備、補助設備等を支持することにより機能保持が要求される部分については、鉄筋コンクリート造耐震壁がせん断ひずみ度の許容限界(2.0×10<sup>-3</sup>)を満足することとしている。また、波及的影響防止における許容限界としては鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性の終局点(4.0×10<sup>-3</sup>)を考慮することとしている。

(7) 耐震性評価の目安値の設定について

a.目安値に関する既往文献について

「原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性評価法」田中宏志ほか、日本建築学 会学術講演梗概集(近畿)昭和62年10月<sup>1)</sup>において、原子炉建屋耐震壁を対象とした復 元力特性の実験データから鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性評価法をまとめており、 ここでは終局せん断ひずみを4.0×10<sup>-3</sup>としている。なお、この値は実験データの平均値 ー標準偏差にあたるとしている。

「原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の許容限界」瀬戸川葆ほか、日本建築学会学術講演 梗概集(近畿)昭和62年10月<sup>2)</sup>において、原子炉建屋耐震壁を対象とした復元力特性の 実験データから鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断ひずみについて構造性能上の限界値 について次のようにまとめている。

許容限界は構造性能上の限界値に機能維持上の限界を評価して検定する必要があるが、 機能維持上の限界に対するデータが乏しいため現時点で数値的に評価することは難しく、 また設計応答量に復元力特性、解析モデル及び解析条件に基づくバラつきが想定されるこ とから、工学的判断を加えた終局せん断ひずみの許容限界の目安値として、終局ひずみの下 限値に余裕を見た値として $\gamma_s=2\times10^3$ とするとしている。

「原子炉発電所鉄筋コンクリート壁の機器定着部に対する支持機能」永野徹ほか、日本建築学会学術講演梗概集(関東)昭和 63 年 10 月<sup>3)</sup>において、原子炉建屋耐震壁を対象とした鉄筋コンクリート耐震壁の機器定着部の支持機能について、平板に面内せん断ひずみと定着部に面外引張力を組み合わせた実験を実施した結果等より、評価法についてまとめている。この評価法では、斜線部を許容限界ゾーンとして設定しているが、面内せん断ひずみの許容限界  $\gamma = 2 \times 10^3$  は機器定着部の支持機能も満足しているものとなっている。

2016年度日本建築学会大会構造部門(原子力建築)パネルディスカッション資料「原子 力発電所建築物の耐震裕度評価~定量的評価と明示化を目指して~」2016年8月日本建築 学会構造委員会原子力建築運営委員会<sup>5)</sup>においては,評価対象が限界状態に達する部材の ひずみ等をクライテリアとして設定することとしている。鉄筋コンクリート部材の場合 は,終局限界のばらつきが大きいため中央値と下限値が設定することが考えられるが,実 際には終局限界の中央値は,建屋の半数が限界状態に達することとなるため裕度評価とし て扱いが難しく,下限値による評価が現実的であるとしている。下限値とは,鉄筋コンク リート耐震壁の場合はせん断ひずみ $\gamma = 3 \times 10^3$ に対応する。

JEAC4601-2015 においては、アンカー部等が主要設備、補助設備等を支持することに より機能保持が要求される部分については、鉄筋コンクリート造耐震壁がせん断ひずみ度 の許容限界(2.0×10<sup>-3</sup>)を満足することとしている。また,波及的影響防止における許容限界としては鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性の終局点(4.0×10<sup>-3</sup>)を考慮することとしている。

以上の文献調査結果をまとめると次のとおりである。

- ・せん断ひずみの終局点 y =4×10<sup>-3</sup>は、実験データの平均値-標準偏差にあたる。
- ・せん断ひずみγ=3×10<sup>3</sup>は、実験データの下限値(95%信頼)にあたる。

・せん断ひずみ $\gamma = 2 \times 10^{-3}$ は、アンカー部等による支持機能等を考慮し実験データの下限 値に 1.5 の余裕を考慮した値にあたる。 b.目安値の考え方について

本検討では,原子炉建屋の耐震性評価として,使用済燃料プールの耐震性,生体遮へい壁 の耐震性,地下外壁の耐震性に対する検討を実施することとしている。ここでは,これらに 対する目安値の考え方について記述する。

使用済燃料プールの耐震性についての考え方は次のとおりである。原子炉建屋の生体遮 へい壁及び生体遮へい壁から外側の部分については、使用済燃料プールを支えており使用 済燃料プールの水位維持等に関し一種の支持機能を有していると考えられる。この場合、 アンカー等で支持しているわけではないので、使用済燃料プールの下部の生体遮へい壁お よび生体遮へい壁から外側の耐震壁等が地震時に終局ひずみに達することなく地震後も形 状保持されていれば、その構造としての機能は担保されているとする。

生体遮へい壁の耐震性についての考え方は次のとおりである。生体遮へい壁は、PCV、 RPV 等の PCV 内の重要施設に対して、地震による破損による波及影響を防止する必要があ る。これに関しては生体遮へい壁が地震時に終局ひずみに達することなく地震後に形状保 持されていれば、生体遮へい壁による PCV 内の重要施設への波及影響は防止されていると する。

地下外壁の耐震性についての考え方は次のとおりである。原子炉建屋の耐震壁の一部で ある地下外壁は地震後に滞留水の大量に漏えいすることを防止する必要がある。地下外壁 が地震時に終局ひずみに達することなく地震後に形状保持されていれば、地震後の残留ひ びわれ幅も小さく地下外壁からの滞留水の大量漏えいは防止されているとする。

運転中の原子力発電所の原子炉建屋の耐震性の評価においては、せん断ひずみの目安値 として  $2.0 \times 10^3$ が用いられている。しかし、ここで検討する原子炉建屋の耐震性評価の 各項目においては、地震時に耐震壁のせん断ひずみが終局ひずみ $\gamma = 4 \times 10^3$ を超えなけれ ば、原子炉建屋の形状は保持されていることから、構造体としての機能は保持されている と考えることができる。 c.目安値の設定

目安値に関する既往文献の調査結果及び検討対象事象に対する目安値の考え方より,原 子炉建屋の耐震性評価における目安値を設定する。

燃料取り出し開始までの検討対象事象に対する原子炉建屋の耐震性の検討においては、 地震時において原子炉建屋の耐震壁が終局ひずみを超えないことにより、評価することが できることとした。また、文献調査の結果から、耐震壁の終局せん断ひずみは $\gamma = 4 \times 10^{-3}$ (平均値はボックス壁等の場合 5.4×10<sup>-3</sup>、円筒壁等の場合 9.2×10<sup>-3</sup>) であり、その値は 実験データの平均値-標準偏差に該当することを確認した。

これらより、今後の耐震性評価に当たっては、次の二つの方法があると考えられる。

- 1. 原子炉建屋の耐震性の検討における目安値を終局せん断ひずみ $\gamma = 4 \times 10^{-3}$ として、 応答値の余裕と合わせて耐震性を評価する。
- 2. 原子炉建屋の耐震性の検討における目安値を終局せん断ひずみの下限値  $\gamma = 3 \times 10^{-3}$ として、耐震性を評価する。

本書での原子炉建屋の耐震性評価は、b.で述べた使用済燃料プールの耐震性、生体遮へい壁の耐震性、地下外壁の耐震性に対する検討の実施を目的としていることから、ここでの原子炉建屋の耐震性評価の目安値を下限値ではなく、実験データの平均値-標準偏差にあたる終局せん断ひずみ $\gamma = 4 \times 10^3$ とし、応答値の余裕と合わせて耐震性を評価することとする。

3.4 の参考文献

- 1)田中宏志ほか:「原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性評価法」,日本建築学 会学術講演梗概集(近畿),昭和62年10月.
- 2) 瀬戸川葆ほか:「原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の許容限界」,日本建築学会学術講 演梗概集(近畿),昭和62年10月.
- 3) 永野徹ほか:「原子炉発電所鉄筋コンクリート壁の機器定着部に対する支持機能」,日本 建築学会学術講演梗概集(関東),昭和63年10月.
- 4) 梅木芳人ほか:「地震荷重を受ける RC 壁に設置された機器アンカーの支持性能」,日本建築学会大会学術講演梗概集(関東),2015 年 9 月
- 5)日本建築学会構造委員会原子力建築運営委員会:2016 年度日本建築学会大会構造部門 (原子力建築)パネルディスカッション資料「原子力発電所建築物の耐震裕度評価~定 量的評価と明示化を目指して~」,2016 年 8 月

## 3.5 基準地震動 Ss に対する対象施設の評価

## 3.5.1 検討対象の地震動

基準地震動 Ss に対する耐震検討に関して東京電力は,「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,平成23年7月に「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全 性および補強に関する検討(その2)」<sup>1)</sup>として,本報告書で検討の対象としている3号機 の基準地震動 Ss に対する耐震性について報告している。

ここでは、基準地震動 Ss に対する対象施設の評価として、上記報告を参考に3号機原子 炉建屋の耐震性について検討する。

検討対象の地震動である,解放基盤表面位置(0.P.-196.0m)における基準地震動 Ss-1 および Ss-2 の加速度時刻歴波形を図 3.5.1-1 に示す。



図 3.5.1-1 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)<sup>1)</sup>

### 3.5.2 建屋~地盤系の地震応答解析モデル

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、水素爆発等により原子炉建屋の損傷を考慮した修正を加え、新 たな地震応答解析モデルを構築している。建屋〜地盤系の地震応答解析モデルの概要は次 のとおりである。

地震応答解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.5.2-1 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 の応答として評価している。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している。

水平方向の地震応答解析モデルは、図 3.5.2-2 および図 3.5.2-3 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。

コンクリートの物性値は、「3.3.2 地震応答解析手法の妥当性の検討事例」で示された、 2008年岩手・宮城内陸地震のシミュレーション解析に用いた定数を用いている。解析に用 いるコンクリートの物性値を表 3.5.2-1 に示す。

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,「3.2 損傷状況の評価」に示す評価結果を反映し地震応答解析モデルを作成している。 なお,崩れた部分の重量は下階の床で支持されていると考え,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)で負担すると仮定し ている。建屋解析モデルの諸元を表3.5.2-2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ている。 解析に用いている地盤定数を表 3.5.2-3 に示す。

基礎底面地盤ばねについては、「JEAC4601-2015」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「JEAC4601-2015」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 3.5.2-4 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 3.5.2-1 地震応答解析に用いる入力地震動の概念図1)



図 3.5.2-2 3 号機原子炉建屋 地震応答解析モデル(NS 方向)<sup>1)</sup>



図 3.5.2-3 3 号機原子炉建屋 地震応答解析モデル(EW 方向)<sup>1)</sup>

コン クリ	強度*1 Fc (N/mm²)	ヤング係数*2 E (N/mm <sup>2</sup> )	せん断弾性係数*2 G (N/mm <sup>2</sup> )	ポアソ ン比 v	単位体積重量 <b>*3</b> γ (kN/m <sup>3</sup> )
ート	35.0	2. $57 \times 10^4$	$1.07 \times 10^{4}$	0.2	24
鉄筋			SD345相当 (SD35)		

表 3.5.2-1 地震応答解析に用いる物性値<sup>1)</sup>

\*1:鉄筋コンクリート造部分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技術評価,コンクリート健全性評価,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: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。

質点番号	質点重量 ₩(kN)	回転慣性重量 I <sub>G</sub> (×10 <sup>5</sup> kN·m <sup>2</sup> )	せん断断面積 A <sub>S</sub> (m <sup>2</sup> )	断面2次モーメント I (m <sup>4</sup> )
1	_	—		
2	_	_	_	
3	78 130	82 37	_	_
5	78, 130	02.01	145.3	9, 598
4	119, 490	238.33	146.1	29,271
5	109, 640	201.82	007 0	FG 990
6	130, 160	239.58	231.3	56, 230
7	226 760	417 47	208.6	60, 144
•	220,100	111.11	458.7	112, 978
8	301,020	554.17	2,697.8	496, 620
9	127,000	233. 79		,
合計	1,092,200	ヤング係数E <sub>c</sub> せん断弾性係数G	2. $57 \times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> ) 1. $07 \times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> )	

# (NS 方向)

ポアソン比v 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 ₩(kN)	回転慣性重量 I <sub>G</sub> (×10 <sup>5</sup> kN·m <sup>2</sup> )	せん断断面積 A <sub>S</sub> (m <sup>2</sup> )	断面2次モーメント I (m <sup>4</sup> )
1	-	-		
2	_	_		
3	78 130	60.05	_	_
	110, 100	104.40	61.9	5,665
4	119, 490	124. 49	123. 4	12, 460
5	109, 640	201.82	204. 1	41.352
6	130, 160	239. 58	000 0	61.004
7	226, 760	622.62	226.6	61,084
8	301 020	826 50	431.3	135, 128
	107,000	010.70	2, 697. 8	740, 717
9	127,000	348.72		
合計	1,092,200	ヤング係数E <sub>C</sub> せん断弾性係数G	2. $57 \times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> ) 1. $07 \times 10^7$ (kN/m <sup>2</sup> )	
		ポアソン比 $v$ 減衰 $h$	0.20 5%	

基礎形状 47.0m(NS方向)×57.4m(EW方向)

# 表 3.5.2-3 地盤定数<sup>1)</sup>

				· — • – •					
標 高 O.P. (m)	地 質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γt (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 <i>ν</i>	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (kN/m <sup>2</sup> )	剛性低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断弾性 係数 G (kN/m <sup>2</sup> )	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		450	16.5	0.464	341,000		266,000	398	
-80.0	记出	500	17.1	0.455	436,000	0.70	340,000	442	2
-108.0	泥石	560	17.6	0.446	563,000	0.78	439,000	495	3
-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	_

### (基準地震動 Ss-1)

## (基準地震動 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 <sup>3</sup> )	ポアソン比 <i>ν</i>	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (kN/m <sup>2</sup> )	剛性低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断弾性 係数 G (kN/m <sup>2</sup> )	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		450	16.5	0.464	341,000		276,000	405	
-80.0	泥出	500	17.1	0.455	436,000	0.01	353,000	450	2
-108.0	泥石	560	17.6	0.446	563,000	0.81	456,000	504	3
-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	_



## 3.5.3 地震応答解析結果

## ① 最大応答加速度

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 3.5.3-1 および図 3.5.3-2 に示す。



図 3.5.3-1 最大応答加速度(NS 方向)<sup>1)</sup>



図 3.5.3-2 最大応答加速度(EW 方向)<sup>1)</sup>

## ② 耐震壁の最大せん断ひずみ

表 3.5.4-1 に耐震壁の最大せん断ひずみを,図 3.5.4-1,図 3.5.4-2 および図 3.5.4-3,図 3.5.4-4 に基準地震動 Ss-1 および基準地震動 Ss-2 に対する最大応答値を耐震壁の せん断スケルトン曲線上に示す。

せん断ひずみは,最大で0.14×10-3 (Ss-2H, NS 方向, 1F)となっている。

表 3.5.4-1 耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧<sup>1)</sup>

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

	NS 2	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 3.5.4-1 せん断スケルトン曲線上の最大応答値(Ss-1, NS 方向)<sup>1)</sup>



図 3.5.4-2 せん断スケルトン曲線上の最大応答値(Ss-1, EW 方向)<sup>1)</sup>



図 3.5.4-3 せん断スケルトン曲線上の最大応答値(Ss-2, NS 方向)<sup>1)</sup>



図 3.5.4-4 せん断スケルトン曲線上の最大応答値(Ss-2, EW 方向)<sup>1)</sup>
### 3.5.4 耐震性評価

3号機原子炉建屋を代表号機として燃料取り出し開始までの状態を対象とし,基準地震動 Ssに対する地震応答解析結果より原子炉建屋の耐震性を評価した。

地震応答解析結果の耐震壁(生体遮蔽壁および地下外壁を含む)のせん断ひずみは,最大で 0.14×10<sup>-3</sup>となっており,耐震性評価の目安値と考えた 4.0×10<sup>-3</sup>に対して十分な余裕がある結果となっている。

これらより,原子炉建屋は基準地震動Ssが生じた場合においても大きな損傷はなく, 原子炉建屋の構造体としての機能は保持されていると評価することができる。

### 3.5 の参考文献

1) 東京電力株式会社:「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(その2)」), 平成23年7月.

### 3.6 検討用地震動に対する対象施設の評価

### **3.6.1 検討対象の地震動**

検討用地震動に対する耐震検討に関して東京電力は、検討用地震動を機動的対応(消防車 等の可搬設備による注水等)の信頼性向上に用いることを前提に、平成28年8月に「福島 第一原子力発電所検討用地震動に対する建屋検討結果」<sup>1)</sup>において、耐震性について報告 している。

ここでは、検討用地震動 Ss に対する対象施設の評価として、上記報告を参考に3号機原 子炉建屋の耐震性について検討する。

検討用地震動のうち,解放基盤表面位置(0.P.-196.0m)における検討用地震動①および 検討用地震動②の加速度時刻歴波形(水平方向)について図 3.6.1-1に示す。







時間(秒)





(検討用地震動②)

図 3.6.1-1 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)<sup>1)</sup>

### 3.6.2 検討対象施設の概要

検討対象施設である福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋の概要は次のとおりである。 原子炉建屋は鉄筋コンクリート造であり地上5階,地下1階の構造物である。平面寸法は 1,2階が47.0m×47.0mで3,4階47.0m×35.2m,地下は47.0m×57.4mの正方形または長 方形であり,隣接する建屋とは構造的に分離されている。高さは,基礎底面から45.98mで 地上部は29.92mである。基礎は厚さ4.0mのべた基礎であり,新第三紀層の泥岩上に直接 支持されている。

建屋の中央部には原子炉圧力容器を収容している鋼製の原子炉格納容器があり、その周 りを囲んでいる鉄筋コンクリート造の生体遮へい壁は上部が円筒形、中央部が円錐台形、下 部が円筒形で基礎版上に固定されている。その外側には二次格納バウンダリを構成する鉄 筋コンクリート造のボックス壁が配置されている。

検討対象施設の概要を図 3.6.2-1 に示す。



(NS方向断面)

(EW方向断面)

図 3.6.2-1 3号機原子炉建屋の概要<sup>1)</sup>

#### 3.6.3 地震応答解析モデルの条件設定

本検討で用いる3号機原子炉建屋の地震応答解析モデルは、「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、修正を加え、新 たな地震応答解析モデルを構築している。

具体的には,燃料取り出し直前の原子炉建屋の耐震性を評価することとし,遮へい体や 燃料取り出し設備の重量を考慮し次の項目の修正を加えることとしている。

・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、「3.2 損傷状況の評価」 に示す写真を基に評価した損傷状況を基に地震応答解析モデルを作成している。具体的に は、5階より上の質点は設定しないこととし、3、4階は外壁の損傷を考慮し剛性を低減 している。

・地下の滞留水については、基礎スラブ上端の質点に滞留水の重量を付加している。

・燃料取替床の瓦礫については、燃料取り出し用設備設置時を想定し、撤去した状態を想 定している。

・燃料取り出し設備については重量として考慮することとし、燃料取り出しカバーや遮へい体重量を5階位置に付加している。

以上の3号機原子炉建屋の地震応答解析モデル設定の条件を,表3.6.2-1に示す。

本書では、燃料取り出し架構設置前までの状態を考慮することを基本としているが、こ の地震応答解析モデルでは、燃料取り出し直前の状態として遮へい体や燃料取り出し設備 の重量を考慮している。しかし、燃料取り出し直前の

状態の方が建屋重量が重いので,この状態を評価しておけば保守的な評価を実施してい ることになる。

項目	方針	内容
建屋損傷状況	3階から上部の損傷	•3、4階 :外壁の損傷を考慮し剛性を低減 •5階より上:質点は設定しない
地下滞留水	考慮	・マット上の質点に地下滞留水重量を付加 (『福島第一原子力発電所特定原子力施設に 係る実施計画の補正について2.6滞留水を考 慮している建屋』参照)
瓦礫	撤去状態	・燃料取り出し用設備設置時を想定している ため、オペフロの瓦礫を撤去した状態
燃料取り出し用設備	考慮	・燃料取出用が「一重量を付加 ・遮へい体重量を付加

表 3.6.2-1 3号機原子炉建屋の地震応答解析モデル設定条件<sup>1)</sup>

#### 3.6.4 建屋~地盤系の地震応答解析モデル

建屋~地盤系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 想定する検討用地震動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。地震応答 解析に用いる入力地震動の概念図を図 3.6.4-1 に示す。

水平方向の地震応答解析モデルは、図 3.6.4-2 および図 3.6.4-3 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。なお、建屋基礎の浮上りは図 3.6.4-4 に示す地盤の回転ばねの非線形性により評価す る。

解析に用いるコンクリートの物性値を表 3.6.4-1 に, 建屋解析モデルの諸元を表 3.6.4-2 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 3.6.4-3 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,「JEAC4601-2015」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「JEAC4601-2015」 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 3.6.4-5 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 3.6.4-2 3 号機原子炉建屋 地震応答解析モデル(NS 方向)<sup>1)</sup>



図 3.6.4-3 3 号機原子炉建屋 地震応答解析モデル(EW 方向)<sup>1)</sup>

表 3.6.4-1 地震応答解析に用いる鉄筋コンクリートの物性値1)

コンクリート	強度*1   ヤング係数     Fc   E*2     (N/mm²)   (N/mm²)		せん断弾性係数 G* <sup>2</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	ボアソン比 v	単位体積重量*3 γ (kN/m <sup>3</sup> )	
	35.0	2.57×104	1.07×104	0.2	24	
鉄筋			SD345相当 (S	D35)		

#### 圧縮強度試験データ分析結果

設計基準強度	22.1	N/mm <sup>2</sup>
試験体数	373	本
平均圧縮強度	37.4	N∕mm²
解析採用値	35.0	N/mm <sup>2</sup>

*1	2	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: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。



図 3.6.4-4 基礎浮上りのモデル化概念1)



### 表 3.6.4-2 建屋解析モデルの諸元<sup>1)</sup>

(NS 方向)



(EW 方向)

# 表 3.6.4-3 地盤定数<sup>1)</sup>

## 検討用地震動①

標 高 O.P. (m)	地質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 ア (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 ッ	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (kN/m <sup>4</sup> )	剛性低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断弾性 係数 G (kN/m <sup>2</sup> )	剛性低下後 S波速度 Vs (m/s)	創性低下後 P波速度 Vp (m/s)	減衰 定数 h (%)	層厚 H (m)
10.0				· · · ·	-						
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.79	207,000	338	1490	4	8.1
-10.0		450	16.5	0.464	341,000		246,000	382	1480	3	11.9
-80.0	1	500	17.1	0.455	436,000		314,000	424	1480	3	70.0
-108.0	泥岩	560	17.6	0,446	563,000	0.72	405,000	475	1520	з	28.0
-198.0		800	17.8	0.442	653,000	1	470,000	509	1580	3	88.0
	(解放基盤)	700	18,5	0.421	924.000	1.00	924,000	700	1890	-	-

### 検討用地震動2

標 高 O.P. (m)	地質	S波速度 Vs (m/s)	単位体積 重量 γ (kN/m <sup>3</sup> )	ポアソン比 ル	初期せん断 弾性係数 G <sub>0</sub> (kN/m <sup>2</sup> )	剛性低下率 G/G <sub>0</sub>	せん断弾性 係数 G (kN/m <sup>2</sup> )	刷性低下後 S波速度 Vs (m/s)	開性低下後 P波速度 Vp (m/s)	減衰 定数 h (96)	曆厚 H (m)
10.0											
1.9	砂岩	380	17.8	0.473	262,000	0.85	223,000	351	1550	3	8.1
-10.0		450	16.5	0.464	341,000		283,000	410	1580	3	11.9
-80.0		500	17.1	0.455	436,000		362,000	456	1590	3	70.0
-108.0	泥岩	560	17.6	0.446	583,000	0.83	467,000	510	1630	3	26.0
-196.0		600	17.8	0.442	653,000	_	542,000	546	1690	3	88.0
	(解放基盤)	700	18.5	0.421	924.000	1.00	924,000	700	1890	-	-



図 3.6.4-5 地盤ばねの近似1)

## 表 3.6.4-4 地盤ばね定数と減衰係数1)

### (NS方向)

### 検討用地震動①

1-840	115 .15	The second second	ば	ね	減衰		
記号	夏泉 番号	ばね成分	ばね定数*1	採用振動数 (Hz)	減衰係数*2	採用振動数 (Hz)	
K1	8	側面 (水平)	2.13×10 <sup>6</sup>	1.06	4.56×10 <sup>5</sup>	2.43	
K2	8	側面 (回転)	1.32×10 <sup>9</sup>	7	8.45×10 <sup>7</sup>	2.43	
КЗ	9	側面 (水平)	2.13×10 <sup>6</sup>	1,06	4.56×10 <sup>5</sup>	2.43	
K4	9	側面 (回転)	1.32×10 <sup>9</sup>	÷	8.45×10 <sup>7</sup>	2.43	
K5	9	底面 (水平)	4.96×10 <sup>7</sup>	-	1.99×10 <sup>6</sup>	2.43	
K6	9	底面(回転)	3.58×1010	÷	3.11×10 <sup>8</sup>	2.43	

注1:K1,K3,K5:kN/m K2,K4,K6:kNm/rad 注2:K1,K3,K5:kNs/m K2,K4,K6:kNms/rad

#### (EW方向)

ばね 暫点	105 JS	11	ば	ね	減	衰
記号	黄原番号	ばね成分	ばね定数*1	採用振動数 (Hz)	減衰係数*2	採用振動数 (Hz)
K1	8	側面 (水平)	2.13×10 <sup>6</sup>	1.06	4.57×10 <sup>5</sup>	2.54
K2	8	側面 (回転)	1.32×10 <sup>9</sup>		8.55×10 <sup>7</sup>	2.54
КЗ	9	側面 (水平)	2.13×10 <sup>6</sup>	1.06	4.57×10 <sup>5</sup>	2.54
K4	9	側面 (回転)	1.32×10 <sup>9</sup>	-	8.55×107	2.54
K5	9	底面 (水平)	4.87×107	-	1.92×10 <sup>6</sup>	2.54
K6	9	底面 (回転)	4.76×1010	-	5.32×10 <sup>8</sup>	2.54

注1:K1,K3,K5:kN/m K2,K4,K6:kNm/rad 注2:K1,K3,K5:kNs/m K2,K4,K6:kNms/rad

(NS方向)

### 検討用地震動②

1-#10	NR L		ば	減衰		
記号	資品番号	ばね成分	ばね定数*1	採用振動数 (Hz)	減衰係数*2	採用振動数 (Hz)
K1	8	側面 (水平)	2.46×106	1.14	4.90×10 <sup>5</sup>	2.58
K2	8	側面(回転)	1.53×10 <sup>9</sup>	i e	9.04×10 <sup>7</sup>	2,58
КЗ	9	側面(水平)	2.46×10 <sup>6</sup>	1.14	4.90×105	2.58
K4	9	側面 (回転)	1.53×10 <sup>9</sup>	-	9.04×10 <sup>7</sup>	2.58
K5	9	底面(水平)	5.70×107	4	2.13×10 <sup>6</sup>	2.58
K6	9	底面(回転)	4.12×1010	-	3.29×10 <sup>8</sup>	2.58

注1:K1.K3.K5:kN/m K2.K4.K6:kNm/rad 注2:K1.K3.K5:kNs/m K2.K4.K6:kNms/rad

(EW方向)

1-840	6F .5		ば	ね	減衰		
記号	重量	ばね成分	ばね定数*1	採用振動数 (Hz)	減衰係数*2	採用振動数 (Hz)	
K1	8	側面 (水平)	2.46×10 <sup>6</sup>	1.14	4.90×10 <sup>5</sup>	2.69	
K2	8	側面 (回転)	1.53×10 <sup>9</sup>	-	9.14×10 <sup>7</sup>	2.69	
КЗ	9	側面 (水平)	2.46×10 <sup>6</sup>	1.14	4.90×105	2.69	
K4	9	側面 (回転)	1.53×10 <sup>9</sup>	-	9.14×10 <sup>7</sup>	2.69	
K5	9	底面 (水平)	5.59×107	-	2.05×10 <sup>6</sup>	2.69	
K6	9	底面(回転)	5.49×1010	-	5.62×10 <sup>8</sup>	2.69	
1 : K1.K3.K	5 : kN/m	K2.K4.K6 : kNm	rad 注2: K1.	K3.K5 : kNs/m	K2.K4.K6 : kNms	/rad	

### 3.6.5 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 3.6.5-1 および図 3.6.5-2 に,最大せん断力を図 3.6.5-3 および図 3.6.5-4 に,最大曲げモーメントを図 3.6.5-5 および図 3.6.5-6 に示す。





### 図 3.6.5-1 最大応答加速度(NS方向)<sup>1)</sup>

図 3.6.5-2 最大応答加速度(EW方向)<sup>1)</sup>





図 3.6.5-4 最大応答せん断力(EW方向)<sup>1)</sup>







図 3.6.5-6 最大応答曲げモーメント(EW方向)<sup>1)</sup>

### 3.6.6 地震応答解析結果に基づく耐震性の評価

検討用地震動による地震応答解析結果の耐震壁のせん断ひずみを表 3.6.6-1 に示す。 耐震壁のせん断ひずみは最大でも 0.17×10<sup>-3</sup>(NS方向,検討用地震動①)となっており, 耐震性評価の目安値と考えた 4.0×10<sup>-3</sup>に対して十分な余裕がある結果となっている。

表 3.6.6-1 耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧<sup>1)より抜粋</sup>

				( 単	<u> 单位:×10<sup>−</sup>°)</u>	
		NS;	方向	EW方向		
階	O.P.(m)	検討用地震動 ①	検討用地震動 ②	検討用地震動 ①	検討用地震動 ②	
4F	39.92 <b>~</b> 32.30	0.06	0.03	0.14	0.08	
3F	32.32 <b>~</b> 26.90	0.12	0.07	0.15	0.08	
2F	26.90 <b>~</b> 18.70	0.11	0.06	0.13	0.07	
1F	18.70 <b>~</b> 10.20	0.17	0.09	0.16	0.08	
B1F	10.20 ~ 2.06	0.12	0.07	0.12	0.06	

検討用地震動による地震応答解析結果に基づく接地率を表 3.6.6-2 に示す。

検討用地震動①に対するEW方向,検討用地震動②に対するNS方向及びEW方向の最 少接地率は基礎浮上り非線形解析の適用限界である 65%以上となっている。しかし,検討 用地震動①に対するNS方向の最少接地率は 64.7%となり,基礎浮上り非線形解析の適用 限界である 65%を下回っているので,次の項で誘発上下動を考慮した地震応答解析を実施 し応答値の妥当性を確認することとしている。

検討用地震動による地震応答解析結果に基づく接地圧を表 3.6.6-3 に示す。

地盤の支持力試験の最大荷重は 9,806kN/m<sup>2</sup>(100kgf/cm<sup>2</sup>)であり,地震時の接地圧は地盤の 支持力試験の最大荷重に対して十分な余裕がある結果となっている。

方向		検①		検2			
鉛直力. モーメント	NS方向	EW方向	反力分布図	NS方向	EW方向	反力分布図	
鉛直力N(kN)	1,197,000 [NS方向] 1,197,000 64.7%		1,197,000		[NS方向]		
浮き上がり限界 転倒モーメント Mo(kN·m)	9.38×10 <sup>6</sup>	11.45×10 <sup>6</sup>	47.0m	9.38×10 <sup>6</sup>	11.45×10 <sup>6</sup>	47. 0m	
転倒モーメント M(kN·m)	15.99×10 <sup>6</sup>	16.81×10 <sup>6</sup>	[EW方向] 76.6%	8.48×10 <sup>6</sup>	8.17×10 <sup>6</sup>	[EW方向] 100%	
接地率η(%)	64.7	76.6	44. On	100	100	67, 4a	

表 3.6.6-2 接地率の評価結果1)

## 表 3.6.6-3 接地圧の評価結果1)

		検①			検②		
		NS方向	EW方向	反力分布図 0内は下向き 地震時	NS方向	EW方向	反力分布図 ()内は下向き 地震時
鉛直力 N (kN)	上向き	959	.720	[NS方向] 1,629.4 kN/m <sup>2</sup>	1,059.668		[NS方向] 794.2 kN/m <sup>2</sup>
	下向き	1,434,280		(1,348.5 klV/m²)	1,334,332		(896,0 kN/m²) 47.0m
転倒モーメント M(×10 <sup>5</sup> kNm)		159.88	168,06	[EW方向] 1,216.7 kN/m <sup>2</sup>	84.817	81,677	[EW方向] 709.3 kN/m <sup>2</sup>
最大接地圧 <sup>※2</sup> (kN/m <sup>2</sup> )	上向き	1,629.4	1,216.7	(1,198.0 kN/m <sup>2</sup> ) 57.4m	794.2	709.3	(811.1 kN/m <sup>2</sup> ) 57.4m
	下向き	1,348.5	1,198.0		896.0	811.1	

※:地盤の支持力試験の最大荷重9.806kN/m2(運用補助共用施設の支持力試験の最大値の平均値)

### 3.6.7 誘発上下動を考慮した解析

3号機原子炉建屋の地震応答解析結果に基づく検討用地震動①のNS方向の接地率が基礎浮上り非線形解析の適用範囲である65%を下回っていたことから,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実施し,誘発上下動を無視した場合の応答値との比較を実施している。誘発上下動を考慮した地震応答解析モデルを図3.6.7-1に示す。

誘発上下動を考慮した場合の接地率と誘発上下動を考慮しない接地率を比較して表 3.6.7-1 に示す。誘発上下動を考慮した場合の最少接地率は65.9%で誘発上下動を考慮し た基礎浮上り非線形解析の適用限界である50%を上回っており,適用範囲内の解析を実施 している。



図 3.6.7-1 誘発上下動を考慮した地震応答解析モデル(NS 方向)<sup>1)</sup>

方向	地震動	誘発上下動 の有無	最大転倒 モーメント ×10 <sup>7</sup> kNm	浮上り限界 モーメント ×10 <sup>7</sup> kNm	接地率 %
NS	検①	無視	1,599	0.028	64.7
		考慮	1.622	0.938	65.9

表 3.6.7-1 接地率の評価結果(誘発上下動考慮の有無, NS 方向)<sup>1)</sup>

検①:検討用地震動①

誘発上下動を考慮した場合の地震応答解析結果の耐震壁のせん断ひずみを表 3.6.7-2 に 示す。誘発上下動を考慮した場合の地震応答解析結果の耐震壁のせん断ひずみは、最大で 0.17×10<sup>-3</sup>となっており、耐震性評価の目安値と考えた 4.0×10<sup>-3</sup>に対して十分な余裕があ る結果となっている。

誘発上下動を考慮した場合の解析結果と誘発上下動を考慮しない解析結果を比較して図 3.6.7-2~図3.6.7-4に示す。誘発上下動を考慮した場合の解析結果と誘発上下動を考慮 しない解析結果は同等であり,誘発上下動の建屋応答への影響はほとんど見られない結果 となっている。

表 3.6.7-2 耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧(誘発上下動考慮の有無, NS 方向)<sup>1)より抜粋</sup>

		· · ·			
		検討用地震動①NS方向			
階	O.P.(m)	誘発上下動 無視	誘発上下動 考慮		
4F	39.92 <b>~</b> 32.30	0.06	0.06		
3F	32.32 <b>~</b> 26.90	0.12	0.13		
2F	26.90 <b>~</b> 18.70	0.11	0.12		
1F	18.70 <b>~</b> 10.20	0.17	0.17		
B1F	10.20 ~ 2.06	0.12	0.12		

( 単位 · × 10<sup>−3</sup> )





図 3.6.7-2 最大応答加速度(誘発上下動考慮の有無, NS 方向)<sup>1)</sup>

図 3.6.7-3 最大応答せん断力(誘発上下動考慮の有無, NS 方向)<sup>1)</sup>



図 3.6.7-4 最大応答曲げモーメント(誘発上下動考慮の有無, NS 方向)<sup>1)</sup>

### 3.6.8 耐震性評価

3号機原子炉建屋を代表号機として,検討用地震動に対する地震応答解析結果より原子炉 建屋の耐震性を評価した。

地震応答解析結果の耐震壁(生体遮蔽壁および地下外壁を含む)のせん断ひずみは,最大で 0.17×10<sup>-3</sup>となっており,耐震性評価の目安値と考えた 4.0×10<sup>-3</sup>に対して十分な余裕がある結果となっている。

これらより,原子炉建屋は検討用地震動が生じた場合においても大きな損傷はなく,原 子炉建屋の構造体としての機能は保持されていると評価することができる。

**3.6**の参考文献

1) 東京電力株式会社:「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(その2)」), 平成23年7月.

#### 3.7 対象施設の耐震性について

3 号機原子炉建屋を代表号機として,基準地震動 Ss および検討用地震動に対する地震 応答解析より原子炉建屋の耐震性を評価した結果をとりまとめた。

地震応答解析に用いている地震応答解析モデルおよび地震応答解析手法は,JEAC4601-2015 に基づいていること,2008 年岩手・宮城内陸地震のシミュレーション解析において 観測波との整合が確認されている地震応答解析手法やコンクリート等の定数と整合してい ること,水素爆発による原子炉建屋の損傷が写真等に基づいて反映されていることを確認 した。

耐震性は地震応答解析結果の耐震壁のせん断ひずみにより評価することとし、その耐震 性評価における許容限界の目安値について検討した。過去の実験データや学協会での議論 を参考に、事故後の福島第一原子力発電所の原子炉建屋においては、地震後も形状保持さ れており波及的影響防止に関わる構造安全性が確保されればよいという前提に基づき、許 容限界の目安値を $\gamma = 4 \times 10^{-3}$ とした上で、応答値の余裕とあわせて評価することとした。

基準地震動 Ss に対する原子炉建屋の地震応答解析結果においては,耐震壁(生体遮蔽 壁および地下外壁を含む)のせん断ひずみが,最大で 0.14×10<sup>-3</sup>となっており,耐震性評 価の許容限界の目安値と考えた 4.0×10<sup>-3</sup> に対して十分な余裕がある結果となっている。

また,検討用地震動に対する地震応答解析結果の耐震壁(生体遮蔽壁および地下外壁を 含む)のせん断ひずみは,最大で $0.17 \times 10^{-3}$ となっており,耐震性評価の目安値と考えた  $4.0 \times 10^{-3}$ に対して十分な余裕がある結果となっている。

これらより,原子炉建屋の想定する地震動に対する構造体としての機能は保持されてい ると評価することができる。

### 4 建屋の構造性能に関する今後の課題について

本報告書では、福島第一原子力発電所 3 号機を対象に、使用済燃料プールからの燃料取 り出し開始までの原子炉建屋の耐震性に関する検討を実施した。1 号機や 2 号機について は、本報告書の対象としておらず、同様の検討が必要である。

また,3号機については,本報告書作成時において,使用済燃料プール内の燃料取り出し 用カバー等の設置工事が進められており,2018年度中頃に燃料取り出しが開始される予定 である。本報告書では,使用済燃料プールからの燃料取り出し中およびそれ以降の建屋を含 めた鉄筋コンクリート構造物の構造安全性に関する検討は実施しておらず,今後の検討が 必要である。

以上に加え、次の3つの課題などが挙げられる。

- ・ 溶融燃料により高温となった原子炉圧力容器本体基礎(RPVペデスタル)の耐震性
- ・ 燃料デブリ取り出しの段階での, 生体遮へい壁の耐震性能(選択される取り出し工法 による追加開口等の影響)
- 海水注入による塩分あるいは飛来塩分の影響を受けた鉄筋コンクリートの経年変化 が耐震性へ与える影響

これらの項目について,廃炉完了までの期間が非常に長いことを前提として,その耐震性 能が検討される必要がある。しかし,同様な条件下における鉄筋コンクリート構造物の性能 に関する知見は限られていることから,どのような形で耐震性能を確認するかが課題であ る。

なお,運転中の原子力発電所については,決定論的に評価する地震動を超える揺れに対し ても,耐震裕度を確保したり,アクシデントマネジメント策を用意したりすることにより, 残存するリスクを可能な限り小さくすることが要求される。本報告書の検討結果は,事故を 受けた原子炉建屋のフラジリティ評価など,福島第一原子力発電所における地震リスクの 評価に資すると考えられる。

#### 5 おわりに

本報告書は,2018年度時点で,建屋の構造性能検討分科会でとりまとめたものである。 燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性を論じている。

福島第一原子力発電所の廃炉の過程は長期間にわたり,かつ,建屋の構造問題に極限し ても,未経験の領域が多い。そこで,分科会ではコンセンサスの得られた事項については 報告書に取りまとめた。

後記:多くの方々に見ていただき,意見・感想・要望などをいただければ幸いである。多 くの方々から忌憚のないご意見がよせられることを期待する。いただいた意見は,必要な 個所に修正・加筆する。また,当分科会での議論の進め方についての提言・助言もありが たい。

# 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会および建屋の構造性能検討分科会への連絡方法 問合せ先 日本原子力学会事務局 廃炉検討委員会担当 電話:03-3508-1261 Email : kikaku@aesj.or.jp

付.日本原子力学会「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」委員リスト(2018年7月5日現在)

委員長		宮野 廣	法政大学 大学院デザインエ学研究科	
副委員長		関村 直人	東京大学 大学院工学系研究科原子力国際専攻	
		岡本 孝司	東京大学 大学院工学系研究科原子力専攻	
幹事	FP·廃棄物処理· 汚染水対策	浅沼 徳子	東海大学 工学部原子力工学科	
	燃料デブリ	阿部 弘亨	東京大学 大学院工学系研究科原子力専攻	
	福島特別プロジェ クト代表	井上 正	(一財)電力中央研究所 原子力技術研究所	
	分科会主査	瀧口 克己	東京工業大学名誉教授	
	福島第一廃炉	早瀬 佑一	エネルギー・環境研究会	
	分科会主査	山口彰	東京大学 大学院工学系研究科原子力専攻	
	分科会主査	山本 章夫	名古屋大学 大学院工学研究科総合エネルギー工学専攻	
	分科会主査	吉見 卓	芝浦工業大学 工学部電気電子学群電気工学科	
	分科会主查	柳原 敏	福井大学 学術研究院工学系部門 (兼)附属国際原子力 研究所	
	福島第一廃炉	矢板 由美	東芝エネルギーシステムズ(株) 原子炉化学・サイクル技術開 発部	
		林道 寛	(一財)エネルギー総合工学研究所	
	廃炉シナリオ/除染	山内 豊明	日本原子力発電(株) 廃止措置プロジェクト推進室	
	燃料デブリ	安部田 貞昭	元三菱重工業	
		出光 一哉	九州大学 大学院工学研究院エネルギー量子工学部門	
		内田 俊介	(国研)日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門	
	ED· 感 棄 物 加 珊 ·	可児 祐子	(株)日立製作所 研究開発グループ 原子カシステム研究部	
委員	FP·廃棄物処理· 汚染水対策	小西 哲之	京都大学 大学院エネルギー理工学研究所/エネルギー科学 研究科	
		高木 純一	(株)東芝 原子力機械システム設計部	
		蛭沢 重信	元原子力安全研究協会	
	ロボット	大隅 久	中央大学 理工学部精密機械工学科	
	材料・構造 (特に耐震構造)	安部 浩	(一社)日本原子力学会	
		加治 芳行	(国研)日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門	
		鈴木 俊一	東京大学 大学院工学系研究科原子力国際専攻	
		高田 毅士	東京大学 大学院工学系研究科建築学専攻	
		渡邊 豊	東北大学 大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻	
	放射線影響	服部 隆利	(一財)電力中央研究所 原子力技術研究所	
	(旧)事故調	越塚 誠一	東京大学 大学院工学系研究科システム創成学専攻	
		奈良林 直	東京工業大学 科学技術創成研究院先導原子力研究所	

安部 浩	(一社)日本原子力学会	
浅沼 徳子	東海大学 工学部原子力工学科	
可児 祐子	(株)日立製作所 研究開発グループ 原子カシステム研究部	
矢板 由美	東芝エネルギーシステムズ(株) 原子炉化学・サイクル技術開発部	
成宮 祥介*	【リスク評価分科会】(一社)原子力安全推進協会	
笹沼 美和*	【建屋の構造性能検討分科会】東京電力ホールディングス(株) 福 島第一廃炉推進カンパニープロジェクト計画部	
芦澤 怜史*	【ロボット分科会】名城大学 理工学部メカトロニクス工学科	
川崎 大介*	【廃棄物検討分科会】福井大学 学術研究院工学系部門原子力・エネル ギー安全工学専攻	
力者		
近藤 駿介	原子力発電整備機構	
石榑 顕吉	埼玉工業大学	
石川 迪夫	原子カデコミッショニング研究会	
青木 常吉	資源エネルギー庁原子力政策課	
比良井 慎司	資源エネルギー庁原子力政策課(原子力発電所事故収束対応室長)	
舟橋 卓也	資源エネルギー庁原子力政策課(原子力発電所事故収束対応室課 長補佐)	
福田 俊彦	原子力損害賠償·廃炉等支援機構 (NDF)	
野田 耕一	日本原子力研究開発機構	
今村 功	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)	
清浦 英明	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)	
長谷部 伸治	化学工学会副会長(兼 福島原発事故対策検討委員長、京都大学)	
	東京電力 廃炉推進カンパニー	
	原子力規制委員会	
駒野 康男	学会会長(MHIニュークリアシステムス・ソリューションエンシ゛ニアリンク゛(株))	
三倉 通孝	学会理事((株)東芝)	
上坂 充	学会元会長 (東京大学)	
上塚 寛	学会前会長(放射線計測協会)	
田中 隆則	学会元理事(原子力環境整備促進・資金管理センター)	
藤田 玲子	学会元会長(科学技術振興機構)	
堀池 寛	学会元会長 (大阪大学)	
宮原 要	学会元理事(日本原子力研究開発機構)	
宮田 姞	(一社)日本原子力学会	
	安部 浩   浅可 午   河 午   河 午   市 田   市 市 <t< td=""></t<>	