

News Release

令和6年能登半島地震以降の 志賀原子力発電所の現況について（4月26日現在）

2024年4月26日
北陸電力株式会社
北陸電力送配電株式会社

志賀原子力発電所は、1、2号機（定期検査により停止中）とも、外部電源や必要な監視設備、冷却設備および非常用電源等の機能を確保しており、原子炉施設の安全確保に問題は生じておりません。また、発電所に設置しているモニタリングポストの数値に変化はなく、外部への放射能の影響はありません。

令和6年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の耐震健全性を現在詳細に評価しているところですが、今般、原子炉建屋および原子炉建屋内設備が健全であることを確認したことから、その結果を取りまとめました。（添付資料1）

また、2号機低圧タービンにおいて「伸び差大」警報が発生したことから、タービン・発電機の詳細点検を実施しております（3月25日にお知らせ済）。これまでの点検の結果、発電機およびスラスト軸受等に損傷が見られたものの、タービンの動翼・静翼等の主要な部位には現時点で大きな損傷は確認されませんでした。引き続き点検を進め、必要な補修を行ってまいります。（添付資料2）

なお、2号機主変圧器については、引き続き復旧方法について検討しているところです。

これらを踏まえ、令和6年能登半島地震以降の志賀原子力発電所の現況について、これまでお知らせした内容を別紙1、2のとおり更新しました。

引き続き発電所設備全般の詳細な点検を継続し、発電所の安全確保に努めてまいります。今後、詳細な点検の過程で新たな不具合が確認された場合は、お知らせしてまいります。

- 添付資料1 令和6年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の耐震健全性確認結果について
- 添付資料2 志賀原子力発電所2号機 タービン・発電機点検状況について
- 別紙1 令和6年能登半島地震以降の志賀原子力発電所の現況について
（4月26日現在）
- 別紙2 発生事象および現時点までの対応状況
- 参考 報告書「令和6年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の耐震健全性確認結果について」

以上

令和6年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の 耐震健全性確認結果について

要 旨

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 . . . 1～2

今回の地震に対して、原子炉建屋の耐震健全性が確保されていることを確認した。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 . . . 3～5

今回の地震に対して、原子炉建屋内設備の耐震健全性が確保されていることを確認した。

3. 敷地地盤の地震観測記録の分析 . . . 6～8

今回の地震の表層地盤の影響を取り除いた地震動（はざとり波）は、新規制基準で申請中の基準地震動 $S_s - 1 \sim 7$ のいずれかを下回ることを確認した。

(参考) 今後の予定

今後、タービン建屋、海水熱交換器建屋及び同建屋内の「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の機能を有する設備等の耐震健全性を確認していく。

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 (1/2)

【経緯】

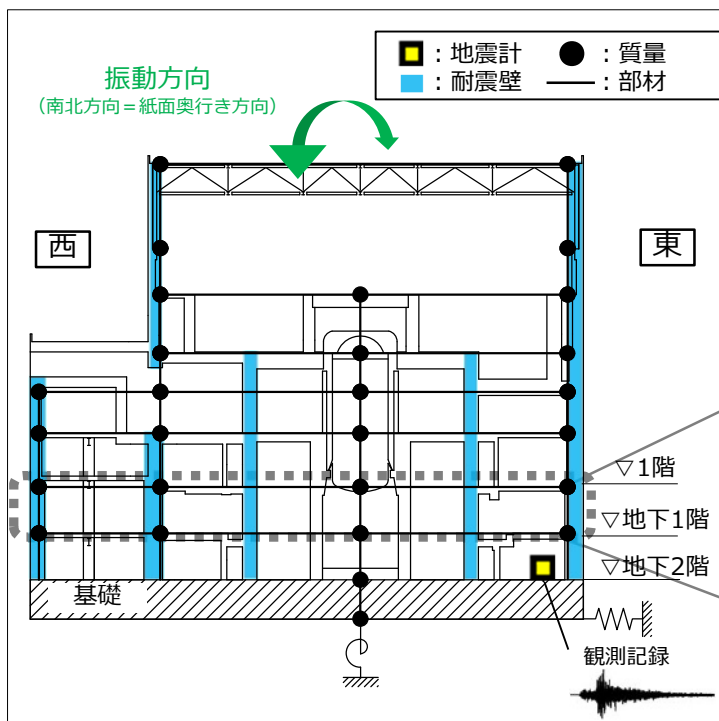
○令和6年能登半島地震では、2007年に発生した能登半島地震で1号原子炉建屋最下階の地下2階の床面上にて観測された226ガルを超える399ガルを観測したことを踏まえ、原子炉建屋及び同建屋内設備の耐震健全性確認を行うこととした。(原子炉建屋内設備の耐震健全性確認は2章参照)

【確認方法】

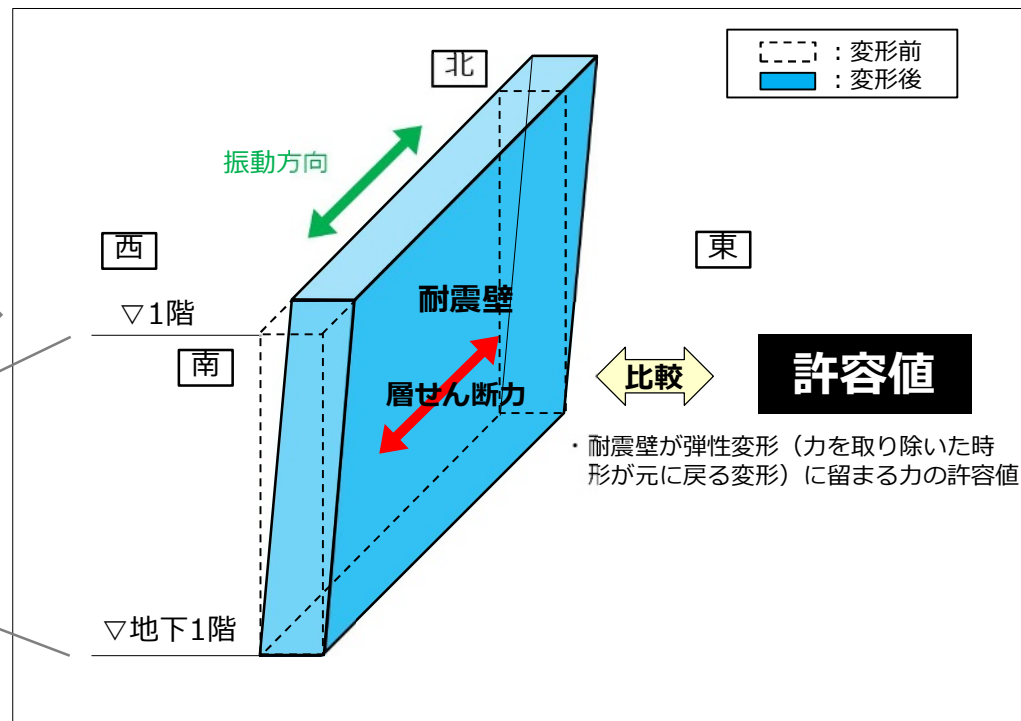
- **原子炉建屋の耐震健全性の確認**は、原子炉建屋の主要な耐震要素である**耐震壁に発生した力(層せん断力)と許容値を比較**※1することで行う。
- 具体的には、1号及び2号原子炉建屋のそれぞれについて、最下階の地下2階の床面上に設置された地震計の今回の地震による観測記録※2を用いて、解析により算定した各階の層せん断力を許容値と比較する。

※1 建設時の工事計画認可と同様の方法に基づき実施。

※2 観測記録のデジタルデータは敷地の地盤や建屋の振動特性の研究に資するため、今後、地盤及び建屋に設置した地震計により得られた観測記録のデジタルデータを公開する予定。



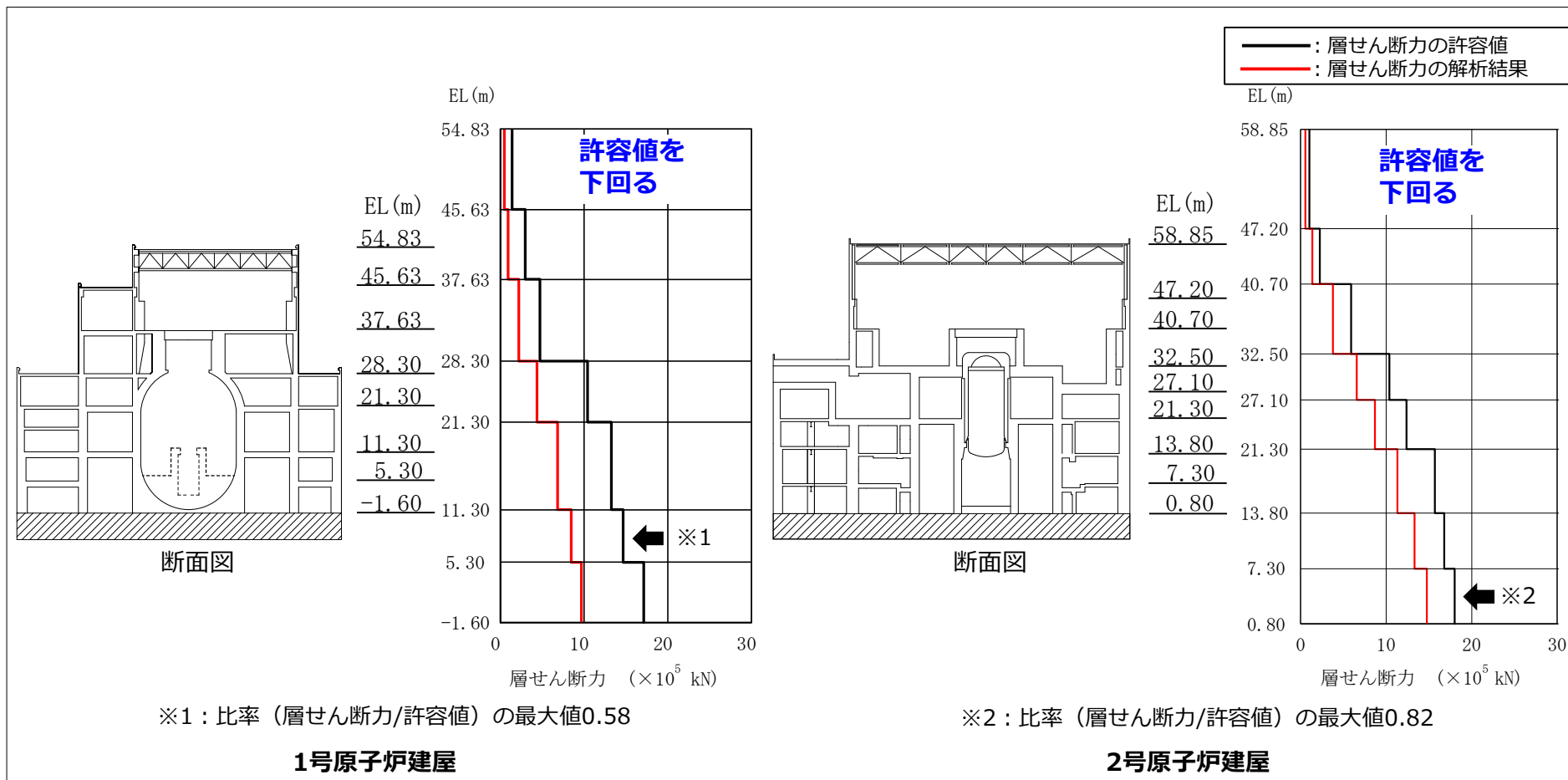
解析のイメージ
(2号原子炉建屋南北方向の例)



原子炉建屋の耐震健全性の確認のイメージ
(地下1階の例)

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 (2/2)

▶ 令和6年能登半島地震に対する原子炉建屋の耐震健全性を確認した結果、**各階の耐震壁に発生した層せん断力は許容値を下回っている**ことから、**原子炉建屋は耐震健全性が確保されている**ことを確認した。



原子炉建屋の耐震健全性の確認結果
(南北方向の例)

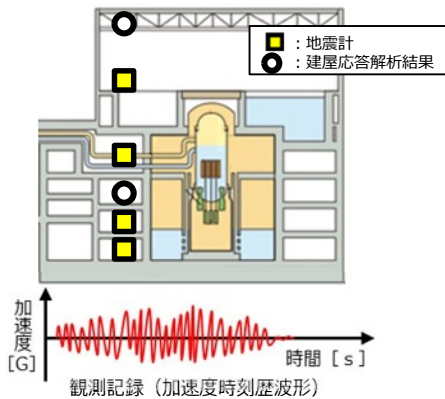
2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認（1/2）

【確認方法】

○1号機及び2号機原子炉建屋内に設置された地震計の観測記録を用いて、**原子炉建屋内の「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の機能を有する設備に加わった力（応力）や作用した加速度を算出し、許容値以下であることで設備の健全性が確保されていることを確認***1する。

*1：建設時の工事計画認可と同様の方法及び「耐震設計に係る工認審査ガイド」に基づき実施。

*2：各階に設置されている地震計の観測記録
(地震計が設置されていない階は建屋の地震応答解析結果を代用)

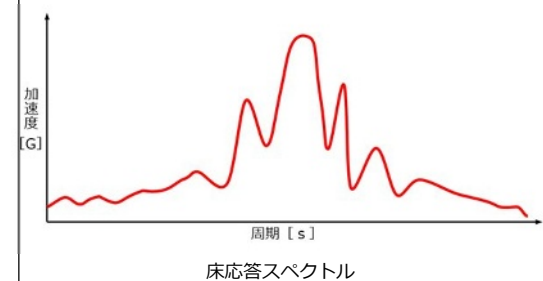


観測記録の取得*2

床応答スペクトル*3等の算出

評価対象：原子炉建屋内設備
(「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能を有する設備)

*3：各階に設置された設備が固有周期に応じて地震と共振してどの程度揺れるか（応答加速度）を把握するための指標



全ての対象機器

動的機器（ポンプ、ファン、弁等）

①構造強度評価

・床応答スペクトルを基に部材（配管、基礎ボルト等）に加わった力（応力）を算出し、許容値以下であることで弾性変形内に留まっていることを評価

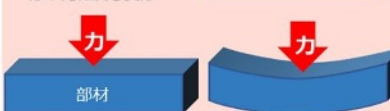
②動的機能維持評価

・床応答スペクトルを基に設備に作用した加速度（G）を算出し、許容値以下であることで動的機能が維持されていることを評価

許容値

材料毎に定まっている部材が弾性変形に留まる力（応力）

弾性変形
力を取り除いた時、形が元に戻る変形



許容値

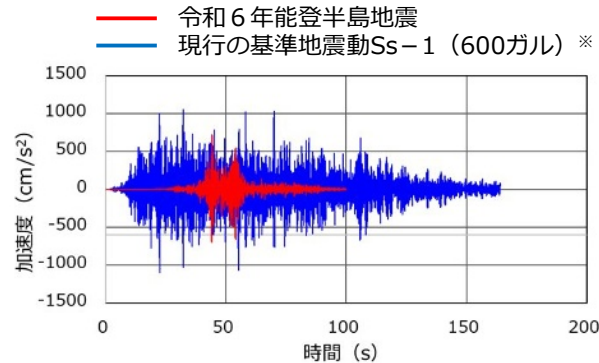
機種毎に地震で動的機能が損なわれない（例えばポンプの羽根車が揺れてポンプ内部でぶつからない）ことが加振試験等にて実証されている加速度



評価終了

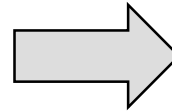
2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 (2/2)

➤ 各設備について、構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した結果、各設備に加わった力(応力)や作用した加速度は全て許容値以下であることから、原子炉建屋内設備の耐震健全性が確保されていることを確認した。

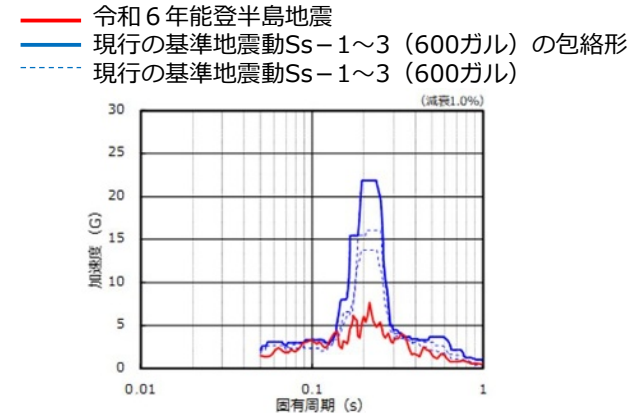


観測記録の一例 (2号機5階EW方向)

※2006年の耐震設計審査指針の改訂を踏まえて策定した基準地震動



取得した観測記録を基に床応答スペクトルを算出



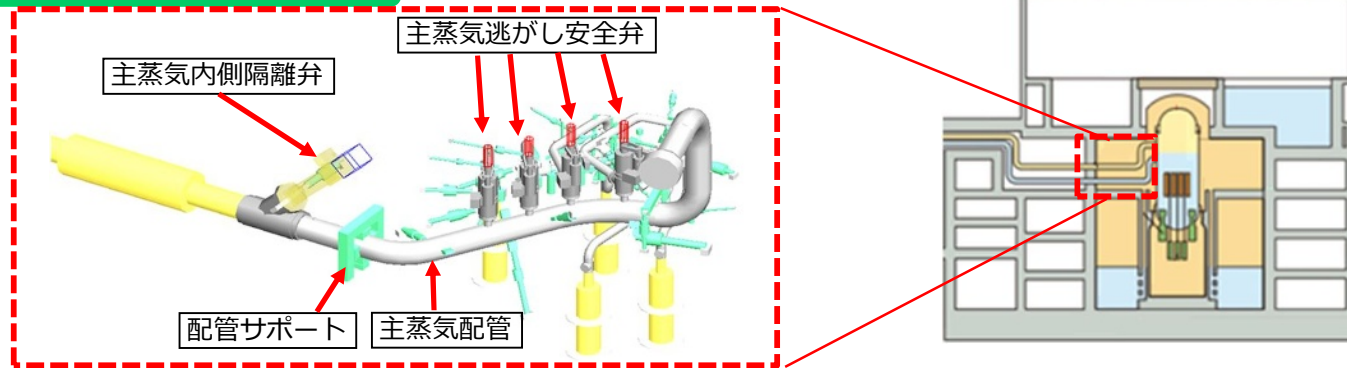
床応答スペクトルの一例 (2号機5階EW方向)

主な設備の評価結果

号機	項目	対象機器	対象数	主な設備の評価結果		
				代表設備	部位	評価結果
1号機	構造強度評価	一般機器(ポンプ、熱交換器等)	47機器	残留熱除去ポンプ	基礎ボルト	許容値以下
		大型機器(格納容器、圧力容器等)	59機器	原子炉圧力容器	基礎ボルト	許容値以下
				原子炉格納容器	ドライウェル基部	許容値以下
	配管	107モデル	残留熱除去系配管	配管本体	許容値以下	
	動的機能維持評価	動的機器(ポンプ、ファン、弁等)	120機器	残留熱除去ポンプ、弁	ポンプ本体、弁本体	許容値以下
2号機	構造強度評価	一般機器(ポンプ、熱交換器等)	52機器	残留熱除去ポンプ	基礎ボルト	許容値以下
		大型機器(格納容器、圧力容器等)	63機器	原子炉圧力容器	基礎ボルト	許容値以下
				原子炉格納容器	フランジプレート(上側)	許容値以下
	配管	84モデル	残留熱除去系配管	配管本体	許容値以下	
	動的機能維持評価	動的機器(ポンプ、ファン、弁等)	139機器	残留熱除去ポンプ、弁	ポンプ本体、弁本体	許容値以下

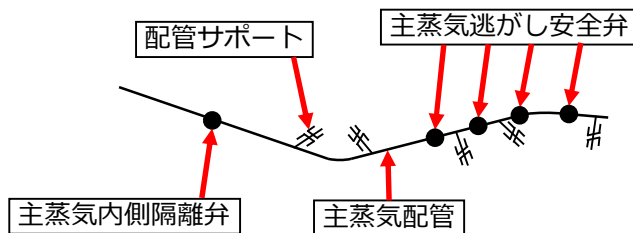
2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認（補足：①構造強度評価とは）

主蒸気配管の構造概要



1. 解析モデルの作成

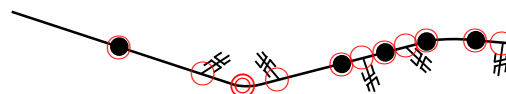
- 配管系を構成している設備（配管本体、配管サポート、弁）を解析モデル化



2. 地震応答解析

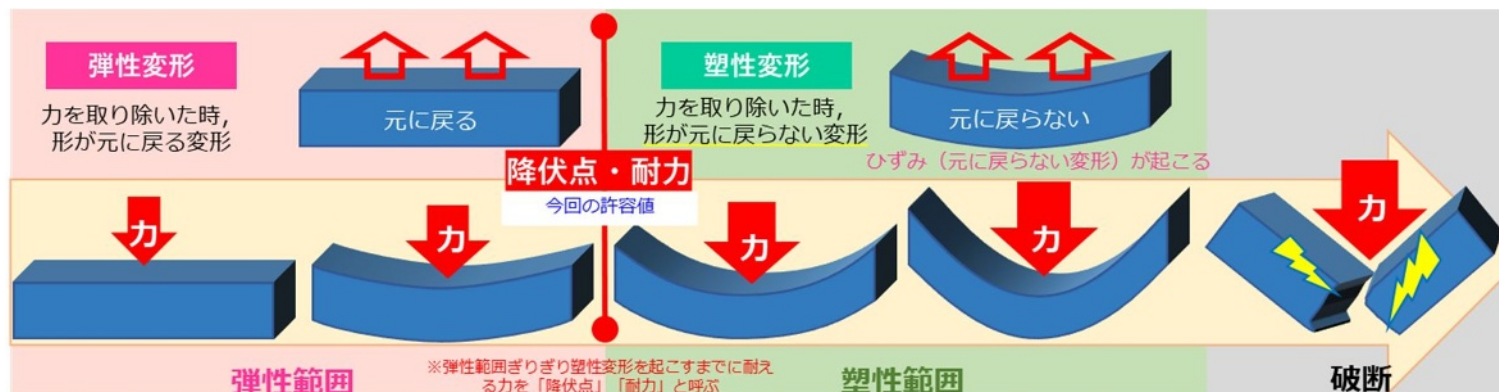
- 1.の解析モデルに床応答スペクトルを入力し、計算機プログラムを用いて配管モデル各部に発生する力（応力）を算定
- 各ポイントにどの程度の力（応力）が発生するかを把握

- ：地震力が算出されるポイント
- ◎：最大の地震力が発生するポイント



3. 構造強度評価

- 2.で算出した各ポイントに発生する力（応力）のうち最大のものが許容値（部材が弾性変形に留まる応力）を超えないことを確認



3. 敷地地盤の地震観測記録の分析 – はぎとり波と2014年に新規制基準で申請中の基準地震動（1000ガル）の比較の経緯 –

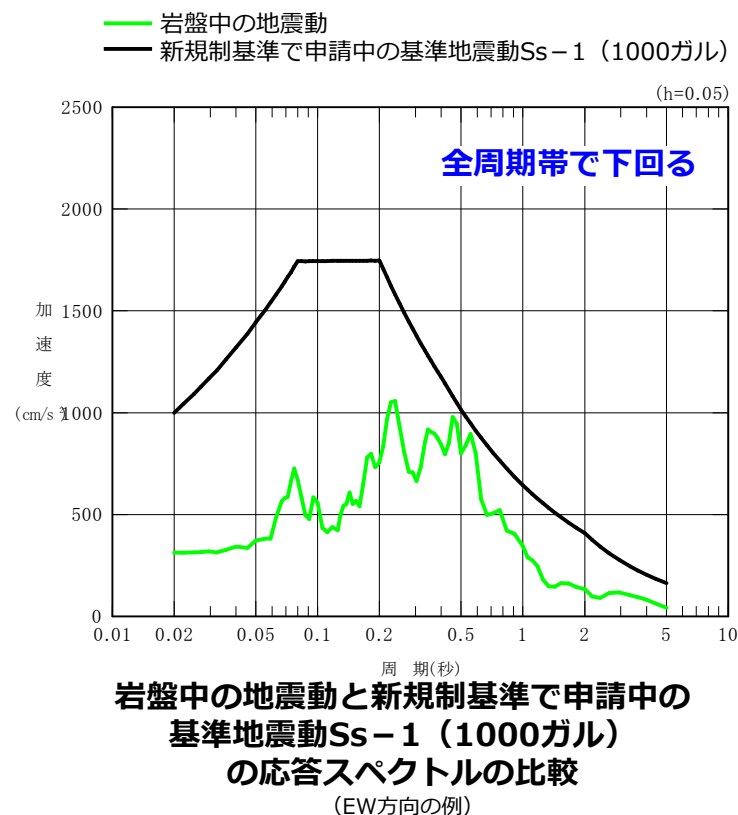
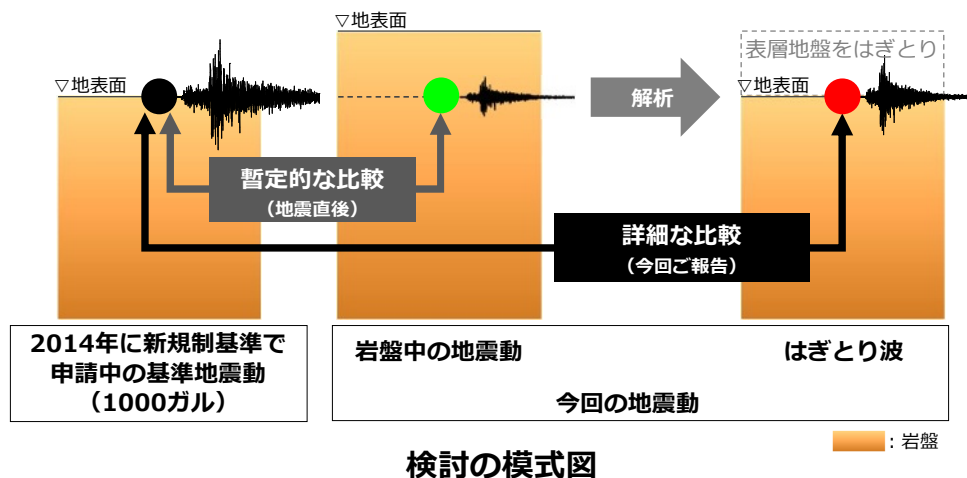
【経緯】

○地震直後に、暫定的な検討※として、敷地の岩盤中の地震動を2014年に新規制基準で申請中の基準地震動 S_s-1 （1000ガル）と比較した結果、新規制基準で申請中の基準地震動 S_s-1 （1000ガル）を下回る（右図）ことを確認するとともに、**今後、詳細な検討として、解析により表層地盤の影響を取り除いた地震動（はぎとり波）と新規制基準で申請中の基準地震動（1000ガル）を比較することとしていた。**

（1月5日の原子力規制庁との面談にて説明）

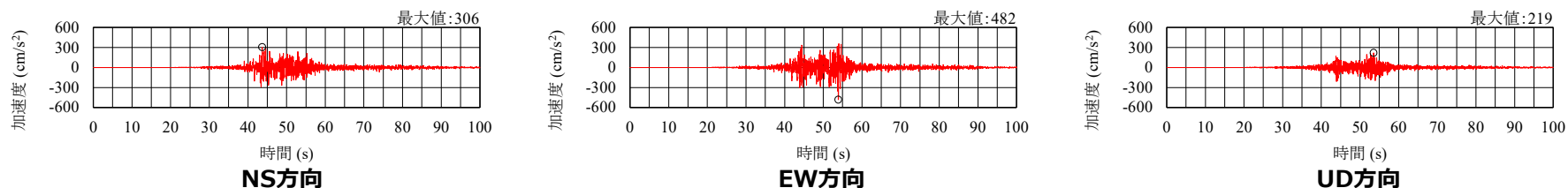
○今般、解析が完了したことから、新規制基準で申請中の基準地震動（1000ガル）と比較した結果についてお知らせ。

※ 基準地震動は、表層地盤のない地表面での地震動として策定している。一方で、岩盤中の地震動は、表層地盤の影響が含まれることから、基準地震動と比較する場合、解析により、表層地盤の影響を取り除く必要がある。

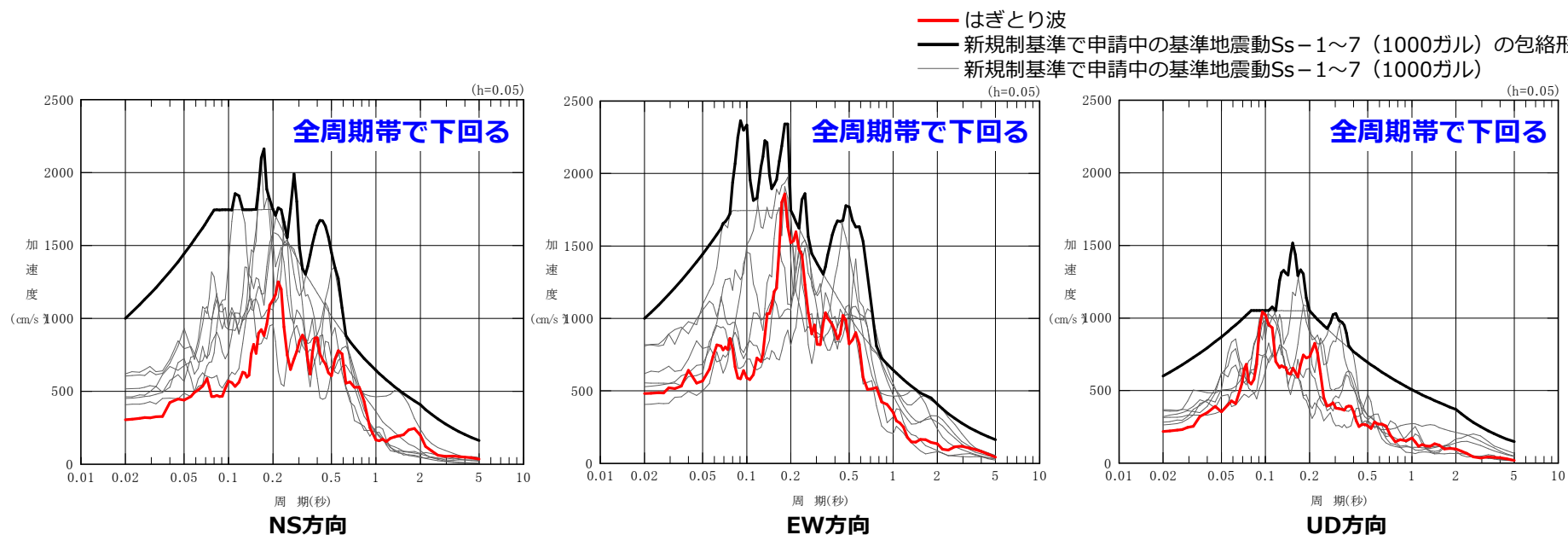


3. 敷地地盤の地震観測記録の分析 – はぎとり波と2014年に新規制基準で申請中の基準地震動（1000ガル）の比較結果 –

- **はぎとり波は、新規制基準で申請中の基準地震動Ss-1~7（1000ガル）のいずれかを下回ることを確認（下図）。**
- 今後の地震動評価においては、今回の地震動に加えて、令和6年能登半島地震に係る知見の収集を行い、**新たな知見については確実に基準地震動Ssの策定に反映し、更なる安全性の向上を図っていく。**



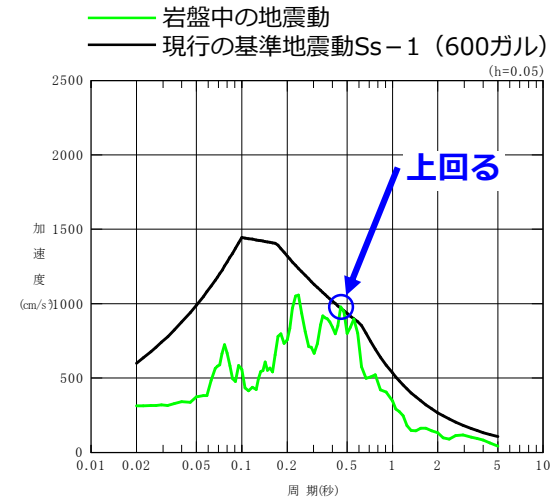
はぎとり波の加速度時刻歴波形



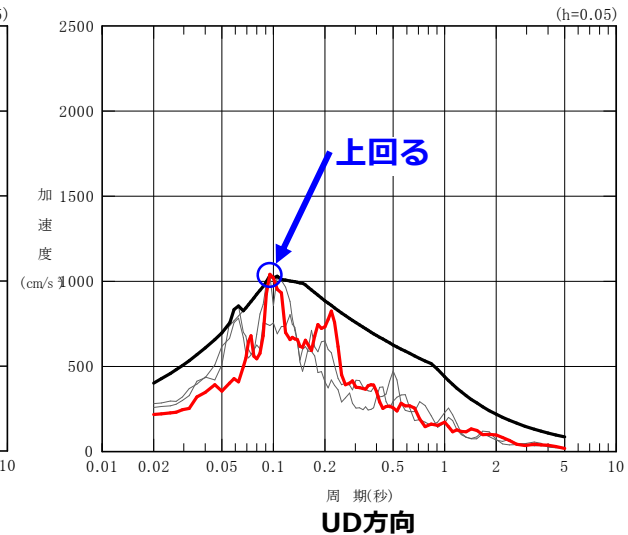
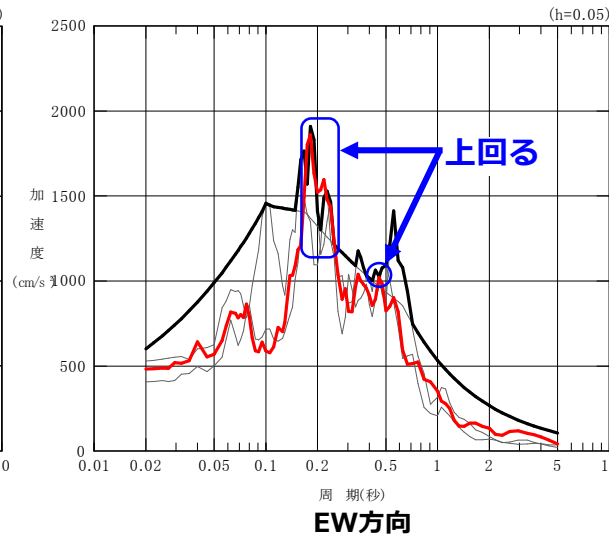
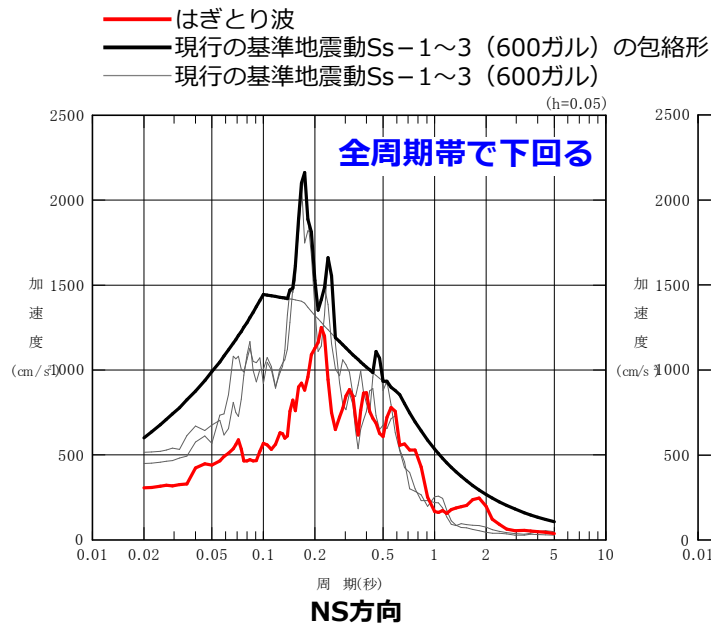
はぎとり波と新規制基準で申請中の基準地震動（1000ガル）の応答スペクトルの比較

(参考) 2006年の耐震設計審査指針の改訂を踏まえた耐震安全性評価(耐震バックチェック)において策定した基準地震動(現行の基準地震動(600ガル))との比較結果

- 地震直後に、暫定的な検討として、敷地の岩盤中の地震動を現行の基準地震動Ss-1(600ガル)のみと比較した結果、現行の基準地震動Ss-1(600ガル)をEW方向の周期0.4~0.5秒で上回ることを確認(右図)。(1月5日の原子力規制庁との面談にて説明)
- 今般、詳細な検討結果であるはぎとり波をSs-2~3も含めた現行の基準地震動Ss-1~3(600ガル)と比較した結果を示す(下図)。はぎとり波は、現行の基準地震動Ss-1~3(600ガル)をEW方向の周期0.4~0.5秒に加え、EW方向の周期0.2秒程度及びUD方向の周期0.1秒程度でも上回るが、2014年に新規基準を踏まえて申請した基準地震動Ss-1~7(1000ガル)を策定しており、今後は、この申請内容をもとに、今回の地震に係る新たな知見を確実に反映し、更なる安全性の向上を図っていく。



岩盤中の地震動と
現行の基準地震動Ss-1(600ガル)
の応答スペクトルの比較
(EW方向の例)

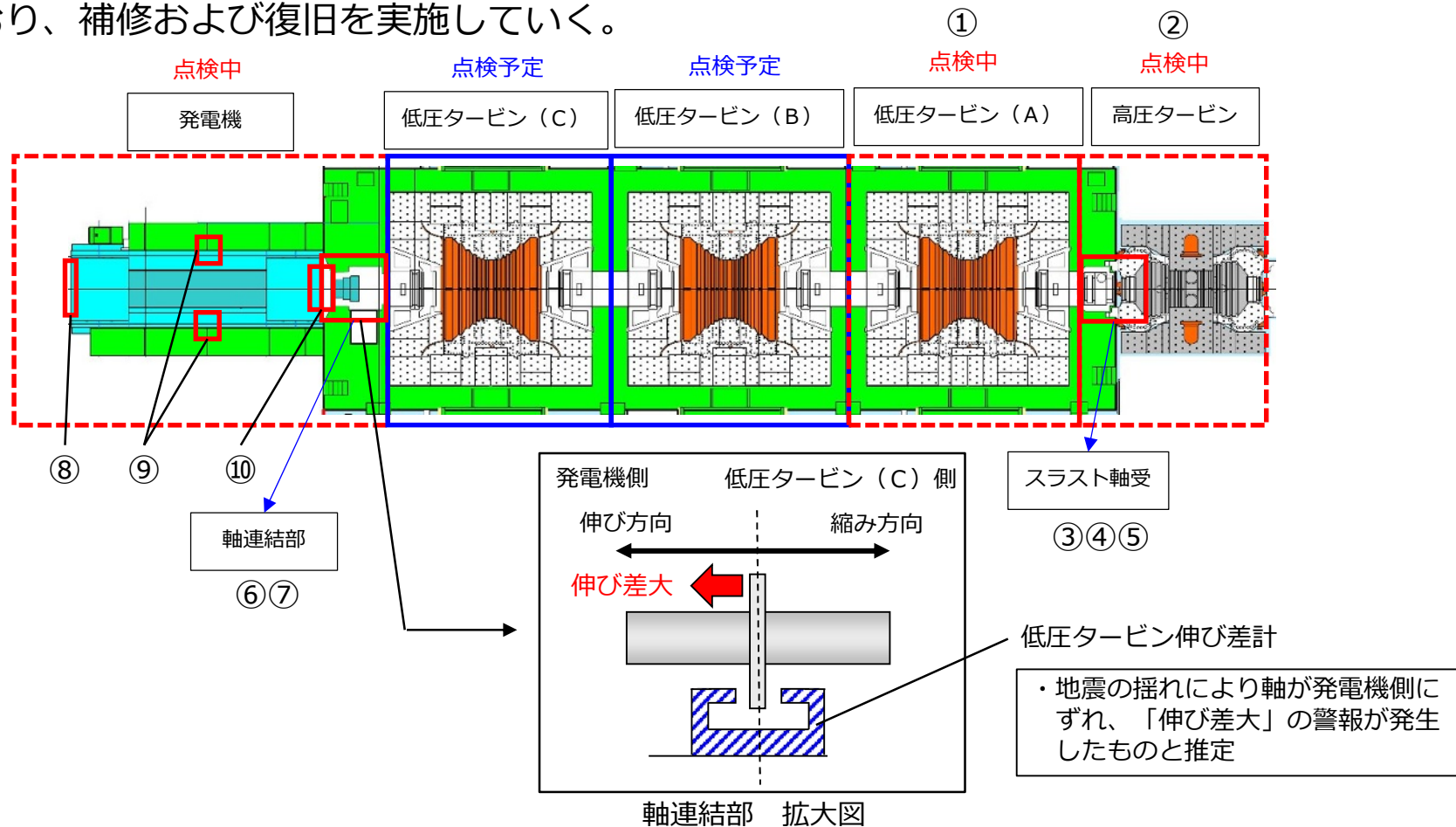


はぎとり波と現行の基準地震動(600ガル)の応答スペクトルの比較

志賀原子力発電所 2号機 タービン・発電機点検状況について

志賀原子力発電所 2号機 タービン・発電機点検状況について

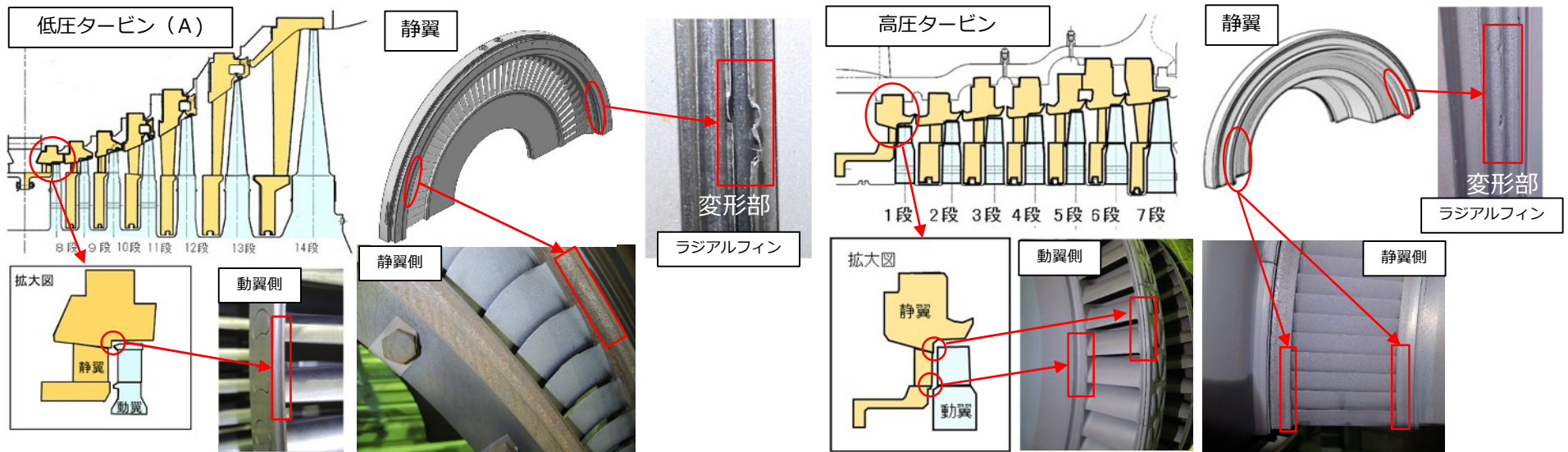
- 令和6年能登半島地震により、志賀原子力発電所2号機低圧タービンに「伸び差大」の警報が発生したことから、タービン・発電機の詳細点検を実施している。
- これまでの点検の結果、発電機およびスラスト軸受等に損傷が見られたものの、低圧タービン（A）および高圧タービンの動翼・静翼等の主要な部位には現時点で大きな損傷は確認されなかった。
- 今後、残りの低圧タービン（B）、（C）も含め、2024年度上期中に点検を完了する予定としており、補修および復旧を実施していく。



志賀原子力発電所 2号機 タービン・発電機点検状況について

- 低圧タービン (A)、高圧タービンの点検の実施結果は以下のとおりであり、現時点で大きな損傷は確認されていない。

分類	点検状況	今後の対応方針
タービン	低圧タービン (A) ① 動翼と静翼との接触痕	<ul style="list-style-type: none"> ・接触痕の手入れを実施予定 ・動翼付け根部の詳細点検を実施予定 ・ラジアルフィンの手入れ（必要に応じ取替え）を実施予定
	高圧タービン ② 動翼と静翼との接触痕	<ul style="list-style-type: none"> ・接触痕の手入れを実施予定 ・動翼付け根部の詳細点検を実施予定 ・ラジアルフィンの手入れ（必要に応じ取替え）を実施予定



志賀原子力発電所2号機 タービン・発電機点検状況について

- 高圧タービン、低圧タービン（A）の動翼と静翼以外に以下の損傷を確認しており、今後補修および復旧を実施していく。

分類		点検状況	今後の対応方針
タービン	軸受 スラスト	③ スラスト軸受箱の浮き上がり、取付ボルトの緩み等	・工場返送による詳細点検および修理を実施予定
		④ スラスト軸受のシールリングの変形、メタル部のへこみ	・工場返送による修理または取替えを実施予定
		⑤ スラスト軸受周りの連結管突起部の破損	・工場返送による修理または取替えを実施予定
	結軸 部連	⑥ タービン-発電機カップリングの油切りの変形	・工場返送による修理を実施予定
		⑦ タービン伸び差計の破損	・取替えを実施予定
発電機		⑧ 発電機回転検出器および回転検出器用ギアの損傷	・取替えを実施予定
		⑨ 発電機スラストキー固定ボルトの折損	・取替えを実施予定
		⑩ 発電機軸受下部の溶接部の一部ひび割れ	・ひび割れ発生箇所に対して補修を実施予定

【まとめ】令和6年能登半島地震以降の志賀原子力発電所の現況について（4月26日現在）

- 外部電源は5回線のうち3回線が受電可能です（必要な所内電源は外部電源1回線で供給可能）。使用済燃料プールの冷却も維持しており安全確保に問題は生じておりません。また、外部電源が使用できない場合の非常用電源として非常用ディーゼル発電機、さらには、これらのバックアップ電源として、大容量電源車および高圧電源車も複数台確保しています。
- 今後、残りの2回線の外部電源の復旧に向けて、被害を受けた中能登変電所のGIS（ガス絶縁開閉装置）は6月の復旧を目指しつつ、2号機主変圧器については引き続き本復旧に向けた検討を進め、改めて復旧の見通しをお知らせいたします。また、2号機タービン・発電機については、損傷の有無について本格的な調査を開始しております。
- 上記以外の被害箇所は、おおむね復旧完了あるいは応急処置済みであり、2024年度中を目処に段階的に復旧を進めてまいります。

電源設備の対応状況

分類	No.	件名	前回のお知らせ（3月25日）後の対応状況等	今後の対応予定	完了予定時期
変圧器 ・ 外部電源	1-①	1号機起動変圧器からの油漏れおよび放圧板の動作、噴霧消火設備の起動	—	・放熱器全6台の交換を実施する。（2024年8月予定） ・No.4放熱器の損傷に関して構造解析等を含め更なる調査、検討を行う。	2024年8月
	2-①	2号機主変圧器からの油漏れおよび噴霧消火設備の起動、放圧板の動作	—	・内部点検結果を踏まえて復旧方法（取替範囲、工法、試験方法等）について調整中であり、復旧時期については未定である。 ・No.11冷却器の損傷に関して構造解析等を含め更なる調査、検討を行う。	未定 （点検結果を踏まえ検討）
	共-③	発電所前面の海面上での油膜確認	・構内で油を発見した場合の対応手順（排水ゲートの運用等）を整備し運用を開始。	・側溝内に油分離槽等の設置を実施。（2024年10月予定）	2024年10月
	共-④	外部電源（送電線・変電所設備）の状況	—	・志賀中能登線500kV中能登変電所内のGIS（ガス絶縁開閉装置）のプッシング（絶縁用の碍管）は2024年6月までに交換予定。	2024年6月
非常用電源	1-⑨	1号機高圧炉心スプレイディーゼル発電機の試運転中における自動停止	—	—	完了
その他変圧器 <small>（停止中は使用しない変圧器であることから、原子力安全の確保に影響はない。）</small>	1-⑥	1号機所内変圧器および主変圧器の放圧板の動作	・4月19日に1号機所内変圧器および主変圧器の放圧板を交換済。	—	完了
	2-⑤	2号機励磁電源変圧器の放圧弁の動作	—	—	完了

その他設備の対応状況（3月25日以前に対応が完了したものを除く）

分類	No.	件名	前回のお知らせ（3月25日）後の対応状況等	今後の対応予定	完了予定時期
冷却水・補給水関連 <small>（漏えいのあった配管等は冷房用の冷却水や分析機器の洗浄等に使用するためのものであり、原子力安全の確保に影響はない。）</small>	1-③	1号機タービン補機冷却水系サージタンクの水位低下	—	—	完了
	1-⑤	1号機純水タンク水位低下	—	・2024年度中に漏えい箇所の補修を実施する予定。	2024年度中
タービン・発電機関連 <small>（タービンの停止中に発生したものであり、原子力安全の確保に影響はない。）</small>	2-③	2号機低圧タービンにおける「伸び差大」警報発生	・低圧タービン(A)の動翼と静翼との接触痕を確認。 ・高圧タービンの動翼と静翼との接触痕を確認。 ・スラスト軸受のシールリングの変形およびタービン伸び差計の破損等を確認。 ・発電機回転検出器および回転検出用ギアの損傷、発電機スラストキー固定ボルトの折損を確認。	・2024年度上期を目途にタービン・発電機点検を行い、損傷の有無を確認の上、補修および復旧を実施予定。	未定 （点検結果を踏まえ検討）
使用済燃料貯蔵プール関連 <small>（落下物は軽量で、燃料から離れた位置に落下したことから使用済燃料への影響はない。）</small>	2-④	2号機使用済燃料貯蔵プール落下物	・3月29日に落下物を回収済。	—	完了
建物・敷地内道路関連 <small>（いずれの設備においても必要な機能を満足するとともに、被害は軽微であり、安全および使用上の支障なし。）</small>	1-④	1号機放水槽防潮壁の傾き	—	・沈下測定等の詳細調査を行い、その結果をもとに2024年度中に復旧予定。	2024年度中
	1-⑦	1号機放水槽および1号機補機冷却排水連絡槽防潮壁の基礎の沈下発生	—	・沈下測定等の詳細調査を行い、その結果をもとに2024年度中に復旧予定。	2024年度中
	1-⑧	1号機高圧電源車使用箇所付近の段差発生	—	・2024年度上期までにアスファルトの再舗装を実施予定。	2024年度上期
	共-①	1, 2号機廃棄物処理建屋のエキスパンションジョイントシールカバーの脱落	—	—	完了
	共-②	物揚場埋立部の舗装コンクリートの沈下発生	—	・2024年度の荷揚げ作業（低レベル放射性廃棄物等）に備え2024年度上期までに復旧予定。	2024年度上期
制御棒駆動機構関連	1-⑩	1号機制御棒駆動機構ハウジングが落下した場合に支持する部品の脱落	・発電設備全般に対する耐震健全性点検（3月1日～27日実施）において、1号機制御棒駆動機構ハウジングが落下した場合に支持する部品の脱落を確認。なお、当該点検において、本事象も含め原子力安全の確保に影響のある不具合はなかった。 ・4月2日に脱落した部品を回収済。 ・4月15日に回収した部品を組込み済。	・2024年度上期中に制御棒駆動機構ハウジングが落下した場合に支持する部品全体の位置ずれ等の有無の確認、修正を実施し、復旧する予定。	2024年度上期

令和6年能登半島地震以降の志賀原子力発電所の現況について（4月26日現在）

【変圧器関連】

○絶縁油漏れ

1号機起動変圧器（1-①）および2号機主変圧器（2-①）の漏れた絶縁油について回収済み。

1、2号機とも外部電源から受電している。

1号機起動変圧器は部品交換等を実施し受電済み。

また、非常用ディーゼル発電機、大容量電源車および高圧電源車が確保されている。

⇒必要な外部電源や非常用の電源が確保されており、使用済燃料の冷却等の原子力安全の確保に影響はない。



1-①



2-①

【外部電源関連】

○系統確保数

2号機主変圧器の故障および中能登変電所のガス絶縁開閉装置（GIS）に一部損傷があることから、外部電源5回線のうち志賀中能登線500kV 2回線が使用できないが、3回線が使用可能である。

また、非常用の電源として、非常用ディーゼル発電機、大容量電源車および高圧電源車が確保されている。

⇒必要な外部電源や非常用の電源が確保されており、使用済燃料の冷却等の原子力安全の確保に影響はない。

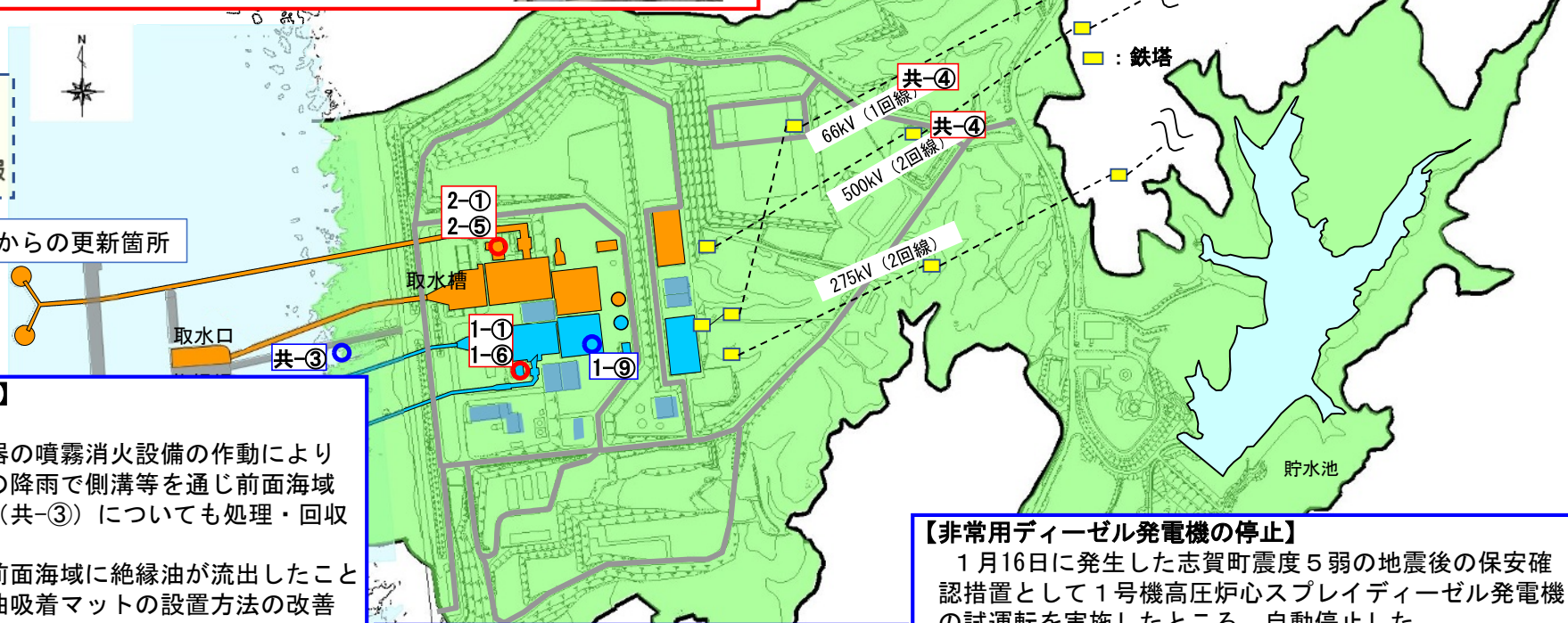
（共-④）

<凡例>

■：被害状況

■：その他情報

青字は3月25日からの更新箇所



【絶縁油流出関連】

○油流出

2号機主変圧器の噴霧消火設備の作動により飛散し、その後の降雨で側溝等を通じ前面海域に流れた絶縁油（共-③）についても処理・回収済み。

その後、再び前面海域に絶縁油が流出したことを受け、側溝の油吸着マットの設置方法の改善等を実施。

防油堤の敷砂利を撤去し、防油堤、地下タンクに損傷がないことを確認。

油が飛散した防油堤外の砕石部、側溝および道路（舗装部）を油流出源と特定し、砕石の除去、洗浄を実施。

構内で油を発見した場合の対応手順（排水ゲートの運用等）を整備し運用を開始。

⇒油の処理・回収および油流出源の特定、砕石除去等を行っており海洋への影響はない。

【変圧器関連】

○放圧板・放圧弁動作

1号機主変圧器、所内変圧器、2号機励磁電源変圧器の放圧板および放圧弁の動作が確認されたが、正常動作であり問題なし。

動作した放圧板および放圧弁は全て交換済。

⇒停止中は使用しない変圧器であることから、原子力安全の確保に影響はない。

（1-⑥、2-⑤）

【非常用ディーゼル発電機の停止】

1月16日に発生した志賀町震度5弱の地震後の保安確認措置として1号機高圧炉心スプレィディーゼル発電機の試運転を実施したところ、自動停止した。

原因調査の結果、設備の故障ではないことを確認し、試運転を実施のうえで待機状態とした。1号機は現在、外部電源3回線を確保しており、また、3台のディーゼル発電機の健全性を確認済み。

⇒1号機で外部電源3回線と3台の非常用ディーゼル発電機が確保されており、使用済燃料の冷却等の原子力安全の確保に影響はない。

（1-⑨）



1-⑨

【津波関連】

今回の地震による津波を以下のとおり確認。

- ・物揚場付近の波高計データおよび取水ピット内の水位データより、約3メートルの水位上昇を確認。
- ・敷地前面の津波遡上高について、解析および痕跡調査を行った結果、約4メートルと確認。

⇒発電所の敷地高さは11メートルであり、発電所への影響はない。

(2-⑥)

【タービン・発電機関連】

○タービン「伸び差大」警報

停止中の2号機低圧タービンにおいて「伸び差大」警報が発生した。現在タービン点検作業を実施中。

低圧タービンおよび高圧タービンの動翼と静翼との接触痕や、発電機回転検出器の損傷等を確認。

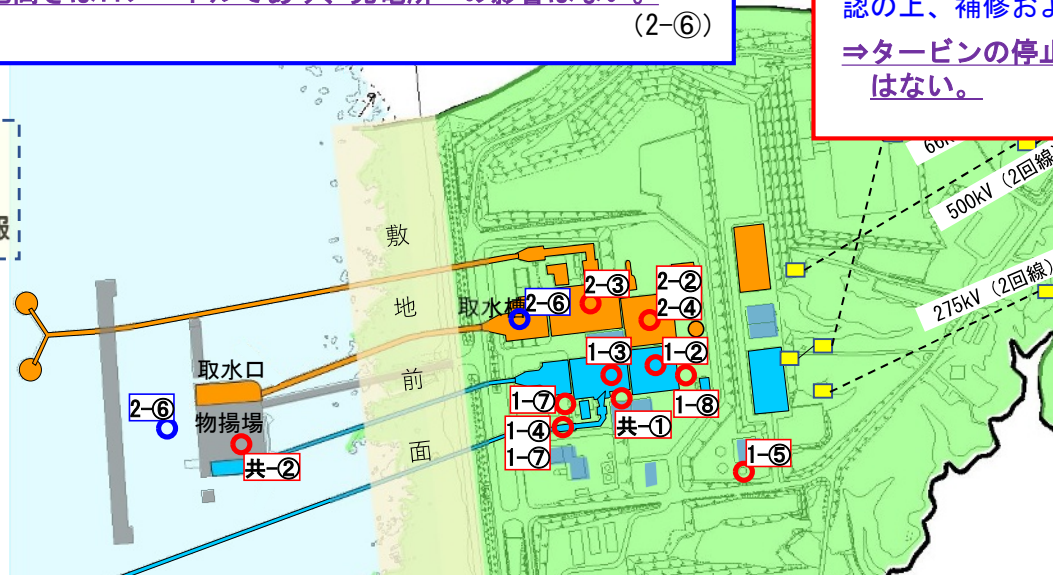
2024年度上期を目途にタービン・発電機点検を行い、損傷の有無を確認の上、補修および復旧を実施予定。

⇒タービンの停止中に発生したものであり、原子力安全の確保に影響はない。

(2-③)

<凡例>

- : 被害状況
- : その他情報



【敷地内断層】

今回の地震の後に、敷地内断層の露頭を直接確認した結果、今回の地震に伴って活動した痕跡（上載地層の変位変形、新たな割れ目やせん断断面、地層の引きずり等）は認められない。

⇒敷地内断層は活断層でないとする評価に影響はない。

【建物・敷地内道路関連】

- ・機能上影響があった段差等の変状（物揚場埋立部のコンクリート舗装（共-②）等※）については順次復旧中。
- ・敷地地盤に生じた変状については、掘削調査により、ごく表層に発生し、深部の岩盤に連続していないことを確認した。このことから、盛土・埋戻土の範囲で確認した変状は揺すり込み沈下が原因、盛土・埋戻土の範囲外で確認した変状は地震力を受けた舗装の変形が原因と評価した。
- ・重要施設は十分な支持性能を有する岩盤に直接支持されていることから、発電所施設の機能に影響を与えるものではない。

⇒いずれの設備においても必要な機能を満足するとともに、被害は軽微であり、安全および使用上の支障なし。

【使用済燃料貯蔵プール関連】

○プール水の飛散

1号機、2号機使用済燃料貯蔵プール水が波打ち現象（スロッシング）により床面に飛散したが、飛散水についてはふき取り済み。

外部への放射能の影響はない。

⇒現在、プール水位は安定しており使用済燃料の冷却等の原子力安全の確保に影響はない。

(1-②、2-②)

○プール落下物

2号機使用済燃料貯蔵プール内に保管してあった原子炉冷却材再循環ポンプの検査装置の一部がプール底部に落下していることを確認した。

3月29日に落下物を回収済。

⇒落下物は軽量であり、燃料から離れた位置に落下したことから使用済燃料への影響はない。

(2-④)

【冷却水・補給水関連】

○水位低下

1号機タービン補機冷却水系サージタンク、純水タンクの水位低下が確認されたが、いずれも原因を特定し水位低下は停止。

⇒漏えいのあった配管等は冷房用の冷却水や分析機器の洗浄等に使用するものであり、原子力安全の確保に影響はない。

(1-③、1-⑤)

※ 物揚場埋立部のコンクリート舗装（共-②）、1号機放水槽および1号機補機冷却排水連絡槽防潮壁の基礎（1-⑦）、1号機高圧電源車使用箇所付近（1-⑧）に地盤沈下、1号機放水槽防潮壁に傾き（1-④）、1、2号機廃棄物処理建屋 エキスパンションジョイントシールカバーの脱落（共-①）

令和6年能登半島地震以降の志賀原子力発電所の現況について（4月26日現在）

「令和6年能登半島地震」により、一部設備に被害が発生しましたが、外部電源や必要な監視設備、冷却設備および非常用電源等の機能を確保するとともに、主要建屋、構内道路等には被害が発生しておらず、原子炉施設の安全確保に問題は生じておりません。

2号機 使用済燃料貯蔵プール
4月17日撮影

構内道路
4月17日撮影

2号機 非常用ディーゼル発電機
4月17日撮影

66 kV 赤住線
4月17日撮影

1号機 使用済燃料貯蔵プール
4月17日撮影

大容量電源車
4月17日撮影

高圧電源車
4月17日撮影

緊急時対策棟
増設緊急時対策所
4月17日撮影

構内道路
4月17日撮影

1号機 非常用ディーゼル発電機
4月17日撮影

275 kV 志賀原子力線
4月17日撮影

66kV (1回線)
500kV (2回線)
275kV (2回線)

<凡例>
— : 電源関係
— : 使用済燃料貯蔵プール
— : その他

発生事象および現時点までの対応状況

別紙2

[2024年4月26日現在]

※青字箇所が3/25公表以降の更新箇所

※黄色ハッチング箇所は対応完了済（応急処置等については全て完了済）

志賀原子力発電所1号機

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
1-①	2024/1/2	1号機 起動変圧器からの油 漏れおよび放圧板の 動作、噴霧消火設備の 起動	<ul style="list-style-type: none"> 変圧器の絶縁油※が約3,600リットル（推定） 堰内に漏えいしたことを確認。 ※保有量：52,200リットル（変圧器本体：42,000 リットル） 地震発生時に放圧板が動作したことを確認。 噴霧消火設備を手動起動。 予備電源変圧器に切替え、赤住線（66kV）より受 電中。2号機の所内電源系統からの融通により、 志賀原子力線（275kV）からも受電可能。また、非 常用の電源として非常用ディーゼル発電機、大 容量電源車および高圧電源車が確保されてい る。 ⇒必要な外部電源や非常用の電源が確保されてお り、使用済燃料の冷却等の原子力安全の確保に 影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 1月2日に雨水等を含めると約4,200リ ットル回収済。 絶縁油が漏えいしている放熱器の仕切弁 を閉止するとともに、雨水浸入を防止する ための養生を実施。また、他の放熱器も余 震による損傷で絶縁油が漏えいするのを 防止するため、仕切弁の閉止を実施。 No.4放熱器の取り外しおよびコンサー ベータ内部のゴム袋を交換済。 低圧電気試験実施し異常なし。 No.4を除く放熱器上部に耐震性を高める ための応急措置として振れ止め金具を設 置済。 確認試験を実施し受電可能な状態に復帰。 3月14日に志賀1号機の志賀原子力線（275 kV）からの受電を2号機の所内電源融通から 起動変圧器の受電に切替。 放熱器全6台（No.1～6）の交換は2024年8 月に実施予定。 No.4放熱器の損傷に関して構造解析等も 含め更なる調査、検討を行う。
1-②	2024/1/2	1号機 使用済燃料貯蔵プー ル水の飛散	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵プールの波打ち現象（スロッシ ング）を確認。 飛散した量は約95リットル（プール水位低下量 は0.8mm相当）、放射エネルギーは約17,100Bq、外部 への放射能の影響はなし） ⇒プール水位はほとんど変化しておらず、使用済 燃料の冷却等の原子力安全の確保に影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 1月4日にふき取り実施済。 現在、使用済燃料を安定して冷却中。

発生事象および現時点までの対応状況

別紙2

[2024年4月26日現在]

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
1-③	2024/1/2	1号機 タービン補機冷却水 系サージタンクの水位低下	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋、タービン建屋の換気空調系の冷却コイルから冷却水が漏えいし、水位が低下していることを確認。 ⇒冷房用の冷却水であり、原子力安全の確保に影響はない。	<ul style="list-style-type: none"> 弁を閉止し水位低下停止を確認済。 2月29日に冷却コイルを補修済。
1-④	2024/1/2	1号機 放水槽防潮壁の傾き	<ul style="list-style-type: none"> 1号機放水槽の周囲（全周約108m）に津波対策として自主的に設置した鋼製の防潮壁（高さ4m）の南側壁が、地震の影響により数cm程度傾いていることを確認。 ⇒変形は軽微であり、機能に影響はない。なお、その他の側壁に傾きはみられない。	<ul style="list-style-type: none"> 放水槽防潮壁とコンクリート基礎部との間で確認された隙間に土嚢を設置。 今後、沈下測定等の詳細調査を行い、その結果をもとに2024年度中に復旧予定。
1-⑤	2024/1/2	1号機 純水タンク水位低下	<ul style="list-style-type: none"> 純水タンクの水位が、毎分7.3リットル程度（438リットル/時）で低下していることを確認。 漏えい量は純水の製造能力（20,000リットル/時）に比べてわずかであった。 ⇒純水タンクの水は分析機器の洗浄等に使用するものであり、原子力安全の確保に影響はない。	<ul style="list-style-type: none"> 漏えいしている屋外の埋設配管を特定。弁を閉止し水位低下停止を確認済。 漏えいのみられた配管の供給先の純水は別の手段にて供給しており、2024年度中に漏えい箇所の補修を実施予定。
1-⑥	2024/1/5	1号機 所内変圧器および主 変圧器の放圧板の動作	<ul style="list-style-type: none"> 地震発生時に1号機所内変圧器および1号機主変圧器の放圧板が動作していたことを確認。（地震により変圧器内部の油が揺れることで、内圧が一時的に上昇し、放圧板が正常に動作したものであり、この事象に伴う油漏れはないことを確認） ⇒所内変圧器および主変圧器の放圧板の動作が確認されたが、正常動作であり、問題なし。	<ul style="list-style-type: none"> 主変圧器の外観点検を実施し異常がないことを確認済。 所内変圧器の外観点検を実施し、全ての放熱器に補強板とフィンの溶接部の一部に割れが確認されたが、機能性能に異常がないことを確認済。 4月19日に1号機所内変圧器および主変圧器の放圧板を交換済。

発生事象および現時点までの対応状況

別紙2

[2024年4月26日現在]

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
1-⑦	2024/1/5	1号機 放水槽および1号機 補機冷却排水連絡槽 防潮壁の基礎の沈下 発生	<ul style="list-style-type: none"> 1号機放水槽および1号機補機冷却排水連絡槽の周囲に津波対策として自主的に設置した鋼製の防潮壁（高さ4m）の基礎の一部が、地震の影響により数cm沈下していることを確認。 ⇒防潮壁本体の一部の傾き（1-④）を除き異常がなく、また沈下部分に生じた数cmの隙間についても土嚢による閉塞を完了していることから、現時点で機能に影響はない。	<ul style="list-style-type: none"> 放水槽防潮壁とコンクリート基礎部との間で確認された隙間に土嚢を設置。 今後、沈下測定等の詳細調査を行い、その結果をもとに2024年度中に復旧予定。
1-⑧	2024/1/5	1号機 高圧電源車使用箇所 付近の段差発生	<ul style="list-style-type: none"> 1号機高圧電源車使用箇所付近の道路に数cm程度の段差が発生していることを確認。 ⇒高圧電源車は、近隣の別の場所に配置しても支障なく対応できるため影響はない。	<ul style="list-style-type: none"> 当該エリアについて、立入制限についての区画表示を実施中。 段差が発生したアスファルトの再舗装を2024年度上期までに実施予定。
1-⑨	2024/1/17	1号機 高圧炉心スプレイ ディーゼル発電機の試 運転中における自動 停止	<ul style="list-style-type: none"> 1月16日に発生した志賀町震度5弱の地震後の保安確認措置として、ディーゼル機関を起動し、発電機を所内電源系統に接続する試運転をしていたところ自動停止した。 なお、1月1日に発生した志賀町震度7の地震を受けた試運転（1月4日実施）では異常はなかった。 ⇒外部電源3回線（赤住線（66kV 1回線）および志賀原子力線（275kV 2回線））を確保しており、1号機非常用ディーゼル発電機3台のうち2台は健全であることから電源供給に影響はない。	<ul style="list-style-type: none"> 今回の事象について、要因調査において設備の異常は認められなかった。また、その後実施した実負荷試験においても異常がなかった。 推定原因への対策内容を手順書に反映し、高圧炉心スプレイディーゼル発電機を待機とした。

発生事象および現時点までの対応状況

別紙2

[2024年4月26日現在]

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
1-⑩	2024/4/10	1号機 制御棒駆動機構ハウジングが落下した場合に支持する部品の脱落	<ul style="list-style-type: none"> 令和6年能登半島地震後の発電設備全般に対する耐震健全性点検（3月1日～27日実施）において、制御棒駆動機構ハウジングが落下した場合に支持する部品の脱落を確認。 <p>⇒当該部品は、制御棒駆動機構を支持するものではなく、制御棒駆動機構ハウジングが落下した場合に支持するよう念のために設置されていることから、制御棒駆動機構の機能に影響はない。仮に運転中に本事象が発生したとしても制御棒駆動機構は正常に動作する。</p> <p>なお、令和6年能登半島地震後の発電設備全般に対する耐震健全性点検において、本事象も含めて原子力安全の確保に影響のある不具合はなかった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> 4月2日に脱落した部品を回収済。 4月15日に回収した部品を組込み済。 2024年度上期中に制御棒駆動機構ハウジングが落下した場合に支持する部品全体の位置ずれ等の有無の確認、修正を実施し、復旧する予定。

発生事象および現時点までの対応状況

別紙2

[2024年4月26日現在]

志賀原子力発電所2号機

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
2-①	2024/1/2	2号機 主変圧器からの油漏れおよび噴霧消火設備の起動、放圧板の動作	<ul style="list-style-type: none"> 変圧器の絶縁油※が約3,500リットル（推定）堰内に漏えいしていることを確認。 ※保有量：122,500リットル（変圧器本体：122,500リットル） 噴霧消火設備の自動起動、放圧板が動作したことを確認。 （火災の発生はないことを確認） 予備電源変圧器に切替え、志賀原子力線(275kV)より受電中。所内電源系統の切替により、赤住線(66kV)からも受電可能。また、非常用の電源として非常用ディーゼル発電機、大容量電源車および高圧電源車が確保されている。 ⇒必要な外部電源や非常用の電源が確保されており、使用済燃料の冷却等の原子力安全の確保に影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> 1月5日に油約19,800リットル（推定）回収済。（雨水等を含めると約24,600リットル。回収量訂正（1月5日）） 絶縁油が漏えいしている放熱器の仕切弁を閉止するとともに、雨水浸入を防止するための養生を実施。また、他の放熱器も余震による損傷で絶縁油が漏えいするのを防止するため、仕切弁の閉止を実施。 No.11冷却器の取り外しを実施。 T相ブッシングに放電痕とブッシング損傷を確認。また、ブッシングケースにも放電痕を確認。 変圧器本体壁面にカーボン付着があったが、コイルおよび鉄心に異常なしを確認。R、S相のブッシングおよびブッシングケースの異常なしを確認。 No.1～10冷却器上部配管接続部の塗装ひび割れ箇所について塗装を剥がして目視確認した結果、損傷を確認済。 内部点検結果を踏まえて復旧方法（取替範囲、工法および試験方法等）について調整中であり、復旧時期については未定である。 No.11冷却器の損傷に関して構造解析等も含め更なる調査、検討を行う。
2-②	2024/1/2	2号機 使用済燃料貯蔵プール水の飛散	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料貯蔵プールの波打ち現象（スロッシング）を確認。 飛散した量は約326リットル（水位低下量は1.3mm相当）、放射エネルギーは約4,600Bq、外部への放射能の影響はなし） 	<ul style="list-style-type: none"> 1月3日にふき取り実施済。 現在、使用済燃料を安定に冷却中。

発生事象および現時点までの対応状況

別紙2

[2024年4月26日現在]

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
			⇒プール水位はほとんど変化しておらず、使用済燃料の冷却等の原子力安全の確保に影響はない。	
2-③	2024/1/2	2号機 低圧タービンにおける「伸び差大」警報発生	<ul style="list-style-type: none"> ・地震の揺れにより「伸び差大」の警報発生。 ⇒タービンの停止中に発生したものであり、原子力安全の確保に影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・3月8日よりタービン点検作業を開始。 ・タービンと発電機の軸結合部の切離しのため、タービン潤滑油系統を起動したところ、発電機軸受下部より油の滴下（1滴／分）があり、溶接部の一部にひび割れを確認。今後、補修を実施。 ・スラスト軸受箱※の浮き上がりやボルトの緩み等を確認。今後、詳細点検および補修を実施。 <p>※：軸方向に働く力を受け止めるスラスト軸受を収納する箱</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧タービン（A）の動翼と静翼との接触痕を確認。 ・高圧タービンの動翼と静翼との接触痕を確認。 ・スラスト軸受のシールリングの変形、メタル部のへこみを確認。 ・スラスト軸受周りの連結管突起部の破損を確認。 ・軸連結部のタービン-発電機カップリングの油切りの変形を確認。 ・軸連結部のタービン伸び差計の破損を確認。

発生事象および現時点までの対応状況

別紙2

[2024年4月26日現在]

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
				<ul style="list-style-type: none"> ・発電機回転検出器および回転検出用ギアの損傷を確認。 ・発電機スラストキー固定ボルトの折損を確認。 ・2024年度上期を目途にタービン点検を行い、損傷の有無を確認の上、補修および復旧を実施予定。
2-④	2024/1/2	2号機 使用済燃料貯蔵プール 落下物	<ul style="list-style-type: none"> ・2号機使用済燃料貯蔵プール内に保管してあった原子炉冷却材再循環ポンプの検査装置の一部が使用済燃料貯蔵プールの底部に落下していることを確認。 ⇒落下物は軽量（ポリエステル製）であり、燃料から離れた位置（約4m）に落下したことから使用済燃料への影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・3月29日に落下物を回収済。
2-⑤	2024/1/3	2号機 励磁電源変圧器の放 圧弁の動作	<ul style="list-style-type: none"> ・変圧器上部にある放圧弁の動作により導油管を通じて変圧器の絶縁油 約100リットル（推定）が堰内に排出されたことを確認。 （地震により変圧器内部の油が揺れることで、内圧が一時的に上昇し、放圧弁が正常に動作したもの） ⇒励磁電源変圧器はプラント運転時に使用する変圧器であり、原子力安全の確保に影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・1月5日に油約100リットル回収済。 ・2月26日までに低圧電気試験および放圧弁を交換済。
2-⑥	2024/1/3 2024/3/25 （追加）	2号機 取水槽内の海水面の 上昇	<ul style="list-style-type: none"> ・1月1日の発電所のデータの再確認により、2号機取水槽内の海水面が通常より約3m上昇していたことを確認。 ⇒発電所の敷地高さ11mの地点に高さ4mの防潮堤・防潮壁を設置しており、約3mの上昇による発電所設備への影響はない。 	<ul style="list-style-type: none"> ・2号機取水槽内の水位計で約3mの水位上昇を確認し、海域における水位変動を解析することとしていた。その後、取水槽内の水位データを用いて解析した結果、取水口付近で約3mの水位上昇と評価した。

発生事象および現時点までの対応状況

別紙 2

[2024 年 4 月 26 日現在]

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
				<p>また、波高計データを収集・分析・評価した結果、物揚場付近でも約 3m の水位上昇を確認した。</p> <p>今回新たに、今回の地震による敷地前面の津波遡上高について、解析および痕跡調査を行った結果、約 4m と確認した。</p>

発生事象および現時点までの対応状況

別紙2

[2024年4月26日現在]

志賀原子力発電所1、2号機共通

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
共-①	2024/1/2	1, 2号機 廃棄物処理建屋エキ スパンションジョイ ントシールカバーの 脱落	<ul style="list-style-type: none"> 1号機廃棄物処理建屋と2号機廃棄物処理建屋を接続するゴム製のシール部材（エキスパンション）を覆う金属製のカバーが脱落していることを確認。また、当該のシールカバーはシール部材の劣化防止用の部品である。 ⇒シール部材自体に損傷はなく、外部への放射能等の影響がないことを確認。	<ul style="list-style-type: none"> 3月19日にシールカバーを交換済。
共-②	2024/1/5	物揚場埋立部の舗装 コンクリートの沈下 発生	<ul style="list-style-type: none"> 物揚場の埋立部において、地震の影響により舗装コンクリートが沈下し、段差が発生していることを確認。 ⇒物揚場の構造自体に問題なし。	<ul style="list-style-type: none"> 詳細調査にて沈下範囲および沈下量を確認。 土嚢による段差解消の仮復旧を実施済。コンクリート補修を実施中。 2024年度の荷揚げ作業（低レベル放射性廃棄物等）に備え2024年度上期までに復旧予定。
共-③	2024/1/7	発電所前面の海面上 での油膜確認	<ul style="list-style-type: none"> 志賀原子力発電所前面の海面上に、油膜（約5m×10m）が浮いていることを確認。 1月1日の地震時に変圧器絶縁油の漏えいが発生した際の噴霧消火設備の作動により飛散し、その後の降雨で側溝等を通じ前面海域に流れた絶縁油と推定される。 ⇒漏えい油は中和、回収等を行い、環境への影響はない。	<ul style="list-style-type: none"> 1月7日に中和剤等による油膜の処理を実施。 発電所全域について油の漏えい等がないことを確認済。 側溝等に油がないか重点的な確認を実施。
	2024/1/10	発電所前面の海面上 での油膜確認	<ul style="list-style-type: none"> 2号機主変圧器周辺の側溝に油膜が確認され、その下流側の確認により、前面の海面上に、油膜（約100m×30m、推定約6リットル）が浮いていることを確認。 ⇒海岸部にオイルフェンスを設置したことから環境への影響はない。	<ul style="list-style-type: none"> 側溝に設置した油吸着マットの設置方法の改善および監視を実施。 漏れた油が溜まっていた防油堤の敷砂利を撤去し、防油堤、地下タンクに損傷がないことを確認。

発生事象および現時点までの対応状況

別紙 2

[2024年4月26日現在]

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
				<ul style="list-style-type: none"> ・油が飛散した防油堤外の砕石部、側溝および道路（舗装部）を油流出源と特定し、砕石の除去、洗浄を実施。 ・構内で油を発見した場合の対応手順（排水ゲートの運用等）を整備し運用を開始。 ・側溝内に油分離槽等の設置を実施。 (2024年10月予定)
共-④	2024/1/9	外部電源（送電線・変電所設備）の状況	<ul style="list-style-type: none"> ・志賀原子力発電所に繋がる送電線の点検を行い、以下を確認。 (志賀原子力線 275kV 2回線) <ul style="list-style-type: none"> ・異常なし (赤住線 66kV 1回線) <ul style="list-style-type: none"> ・送電線の絶縁用の碍子の欠損（1箇所）、ジャンパ線（鉄塔前後の碍子装置間をつなぐ電線）の素線切れ（1箇所）が確認されたが、現時点で送電線の機能に問題なし。 [No.5鉄塔：6個のうち1個欠損] [No.3鉄塔：素線30本中5本断線] ・赤住線No.10鉄塔のジャンパ部接続端子の変形（1箇所）を確認（2月9日お知らせ済） <ul style="list-style-type: none"> (志賀中能登線 500kV 2回線) <ul style="list-style-type: none"> ・中能登変電所内のGIS（ガス絶縁開閉装置）のブッシング（絶縁用の碍管）の破損、送電線の絶縁用の碍子の欠損（2箇所）を確認。 [2号線開閉所引留鉄構：53個中4個欠損] [1号線No.2鉄塔：36個中1個欠損] 	<ul style="list-style-type: none"> (赤住線 66kV) <ul style="list-style-type: none"> 1月13日に欠損した絶縁用の碍子（1箇所）および素線切れのジャンパ線（1箇所）の交換を実施。 2月10日にジャンパ部接続端子およびジャンパ線（1箇所）の交換を実施。 (志賀中能登線 500kV) <ul style="list-style-type: none"> 1月31日に送電線絶縁用碍子2箇所の交換を実施。 中能登変電所内の破損したGISのブッシング（絶縁用の碍管）は、2024年6月までに交換予定。

発生事象および現時点までの対応状況

別紙 2

[2024 年 4 月 26 日現在]

No.	公表日	件名	事象概要	対応状況
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 志賀中能登線は 2 回線中 1 回線が使用可能であるが、2 号機主変圧器が使用不可であり、受電できない。 ・ 志賀原子力発電所の外部電源が 3 回線（志賀原子力線 1 号線、志賀原子力線 2 号線、赤住線）となっているが、1, 2 号機それぞれに電源供給が可能である。 また、非常用の電源として非常用ディーゼル発電機、大容量電源車および高圧電源車が確保されている。 <p>⇒ 必要な外部電源や非常用の電源が確保されており、使用済燃料の冷却等の原子力安全の確保に影響はない。</p>	

令和6年能登半島地震に対する 志賀原子力発電所の 耐震健全性確認について

2024年4月26日
北陸電力株式会社

目 次

今回報告の概要	・・・ i ~ iv
1. 原子炉建屋の耐震健全性確認	・・・ 1 ~ 17
2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認	・・・ 18 ~ 49
3. まとめ	・・・ 50 ~ 51

今回報告の概要 – 耐震健全性確認の経緯 –

- 令和6年1月1日16時10分に石川県能登地方でM7.6の地震（以下、「令和6年能登半島地震」という）が発生し、石川県の輪島市や志賀町で最大震度7を観測したほか、能登地方の広い範囲で震度6強や6弱の揺れを観測した。令和6年能登半島地震の概要は以下のとおり。
- 令和6年能登半島地震では、2007年に発生した能登半島地震で1号原子炉建屋基礎スラブ上にて観測された226ガルを超える399ガルを観測したことを踏まえ、原子炉建屋及び同建屋内設備の耐震健全性確認を行うこととした。

発生日時：2024年1月1日16時10分

震央地名：石川県能登地方

地震諸元

- 地震規模: マグニチュード7.6
- 震央位置: 北緯37度29.8分 東経137度16.2分
- 震源深さ: 16km

志賀原子力発電所との距離

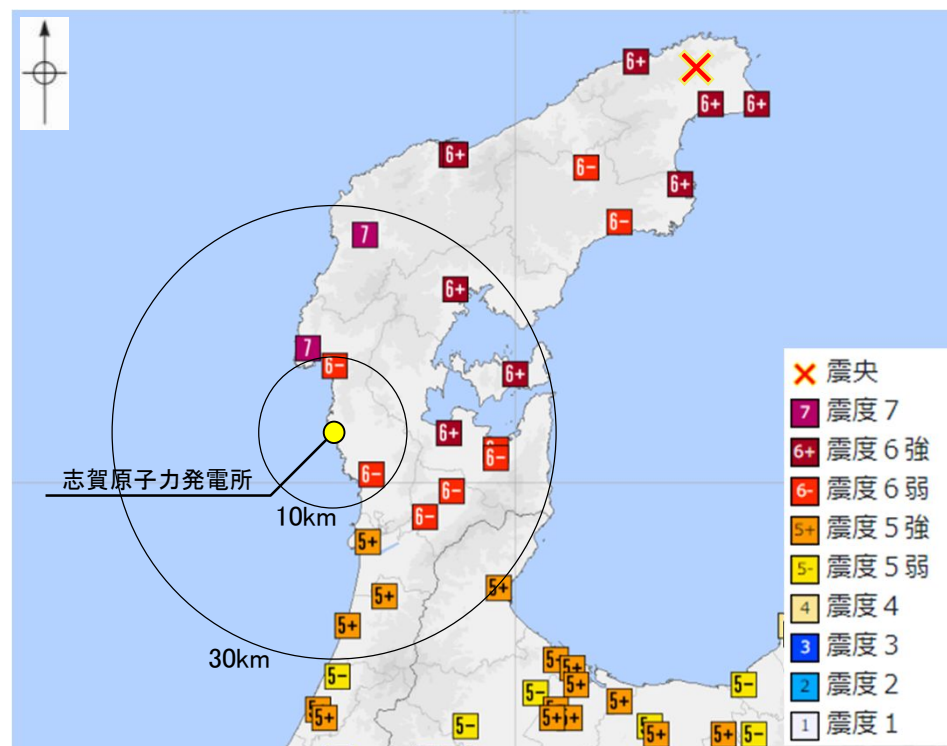
- 震央距離: 約68km
- 震源距離: 約70km

各地の震度

- 震度7 (輪島市門前町走出、志賀町香能)
- 震度6強 (珠洲市大谷町、珠洲市正院町、珠洲市三崎町、能登町松波、輪島市鳳至町、輪島市河井町、穴水町大町、七尾市能登島向田町、七尾市垣吉町)
- 震度6弱 (能登町柳田、能登町宇出津、志賀町富来領家町、志賀町末吉千古、七尾市袖ヶ江町、七尾市本府中町、中能登町末坂、中能登町能登部下、等)

津波観測値

- 金沢観測点 (港湾局) : 80cm
- 酒田観測点 (気象庁) : 0.8m 等

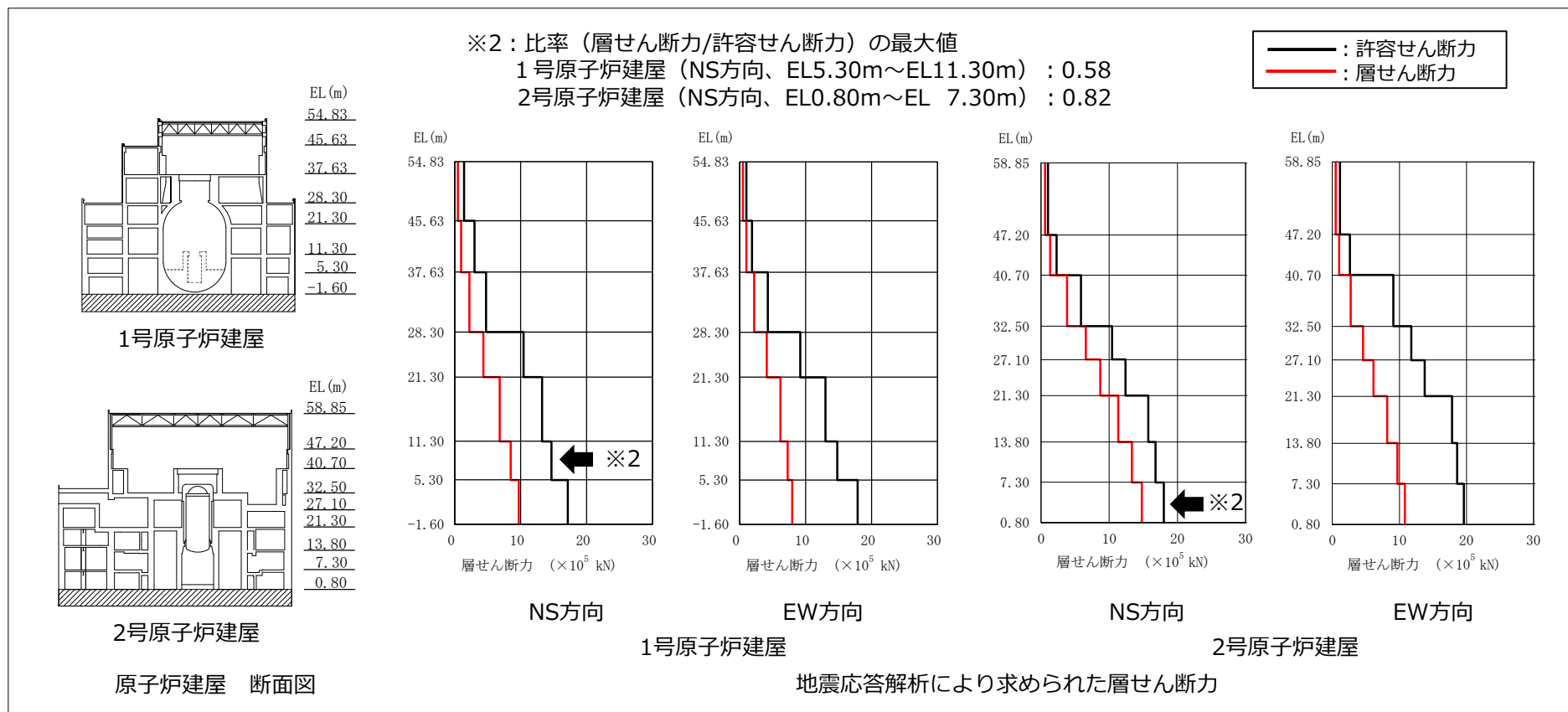


各地の震度 (能登半島周辺)

今回報告の概要 - 1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 -

○ 原子炉建屋の耐震健全性確認は、基礎スラブ上の観測記録を用いた地震応答解析により求められる**層せん断力**と、耐震壁の鉄筋のみの弾性範囲で負担できるせん断応力度 ($p_w \times \sigma_y$) ※1から求めた**許容せん断力**を比較することで行う。

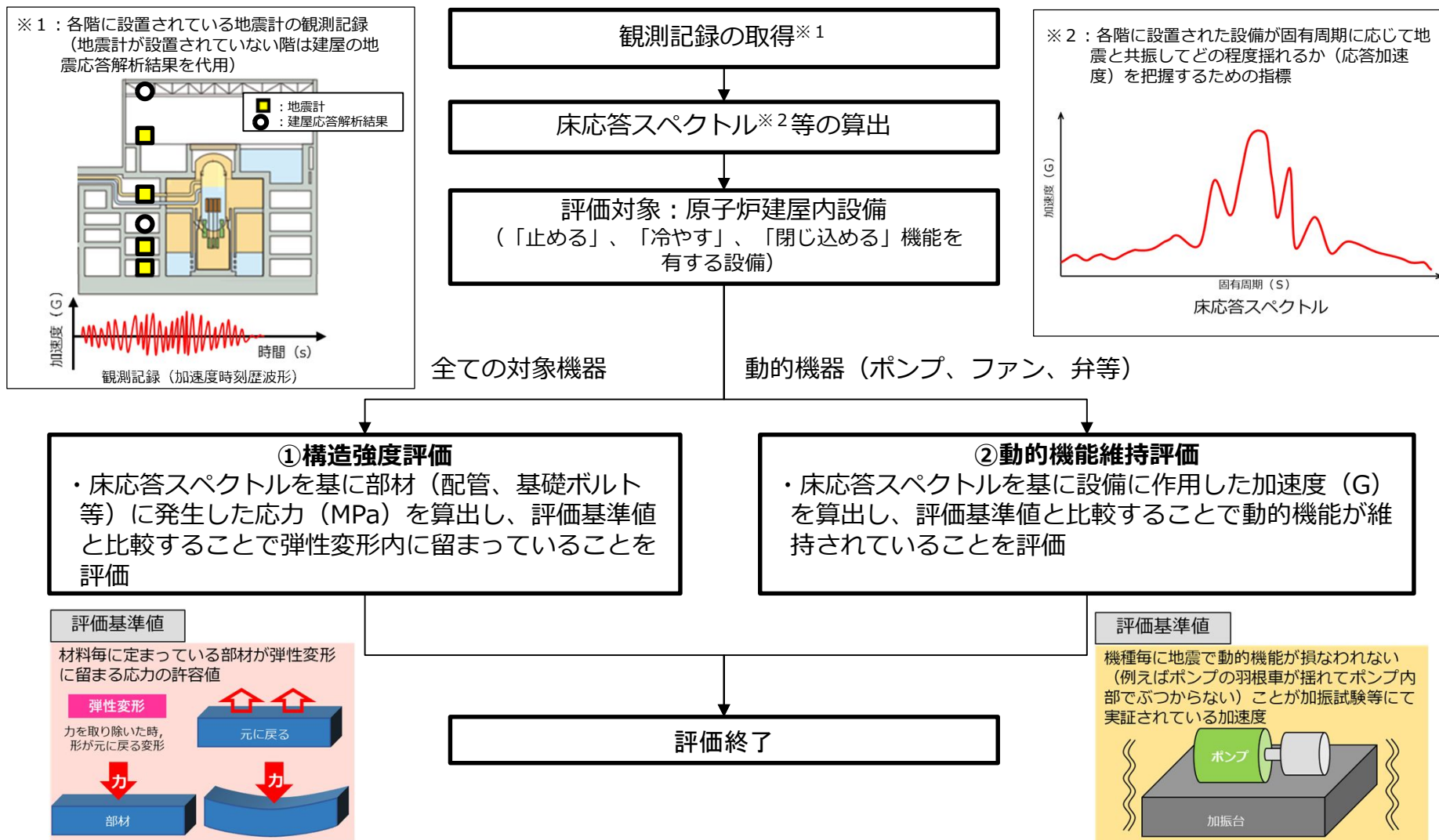
※1： p_w は耐震壁の実鉄筋比、 σ_y は鉄筋の短期許容せん断応力度であり、コンクリートの付与分を考慮していないせん断応力度。



➤ 令和6年能登半島地震に対する原子炉建屋の耐震健全性を確認した結果、**層せん断力は許容せん断力を下回っていることから、原子炉建屋の耐震健全性が確保されていることを確認した。**

今回報告の概要 - 2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 (1/2) -

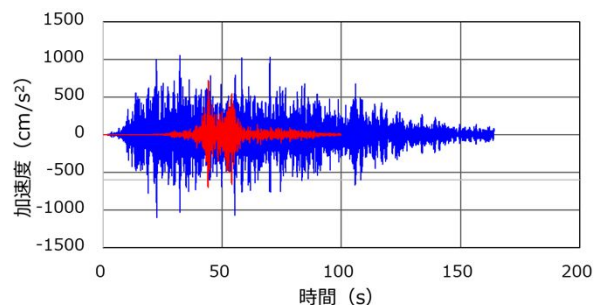
○1号機及び2号機原子炉建屋内に設置された地震計の観測記録（建屋の地震応答解析結果）を用いて、**原子炉建屋内の「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の機能を有する設備に発生した応力や作用した応答加速度等を算出し、評価基準値と比較**することで設備の健全性が確保されていることを確認する。



今回報告の概要 - 2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 (2/2) -

各設備について構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した結果、**各設備の応力や応答加速度は全て評価基準値以下であることから、原子炉建屋内設備の耐震健全性が確保されている**ことを確認した。

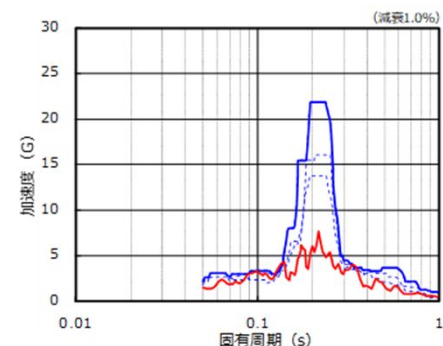
— 令和6年能登半島地震
— 耐震バックチェック※時に策定した基準地震動Ss-1



観測記録の一例 (2号機5階EW方向)

※2006年の耐震設計審査指針の改訂を踏まえた耐震安全性評価

— 令和6年能登半島地震
— 耐震バックチェック※時に策定した基準地震動の包絡線
- - - 耐震バックチェック※時に策定した基準地震動 (個別のSs-1~3)



床応答スペクトルの一例 (2号機5階EW方向)

取得した観測記録を基に
床応答スペクトルを算出

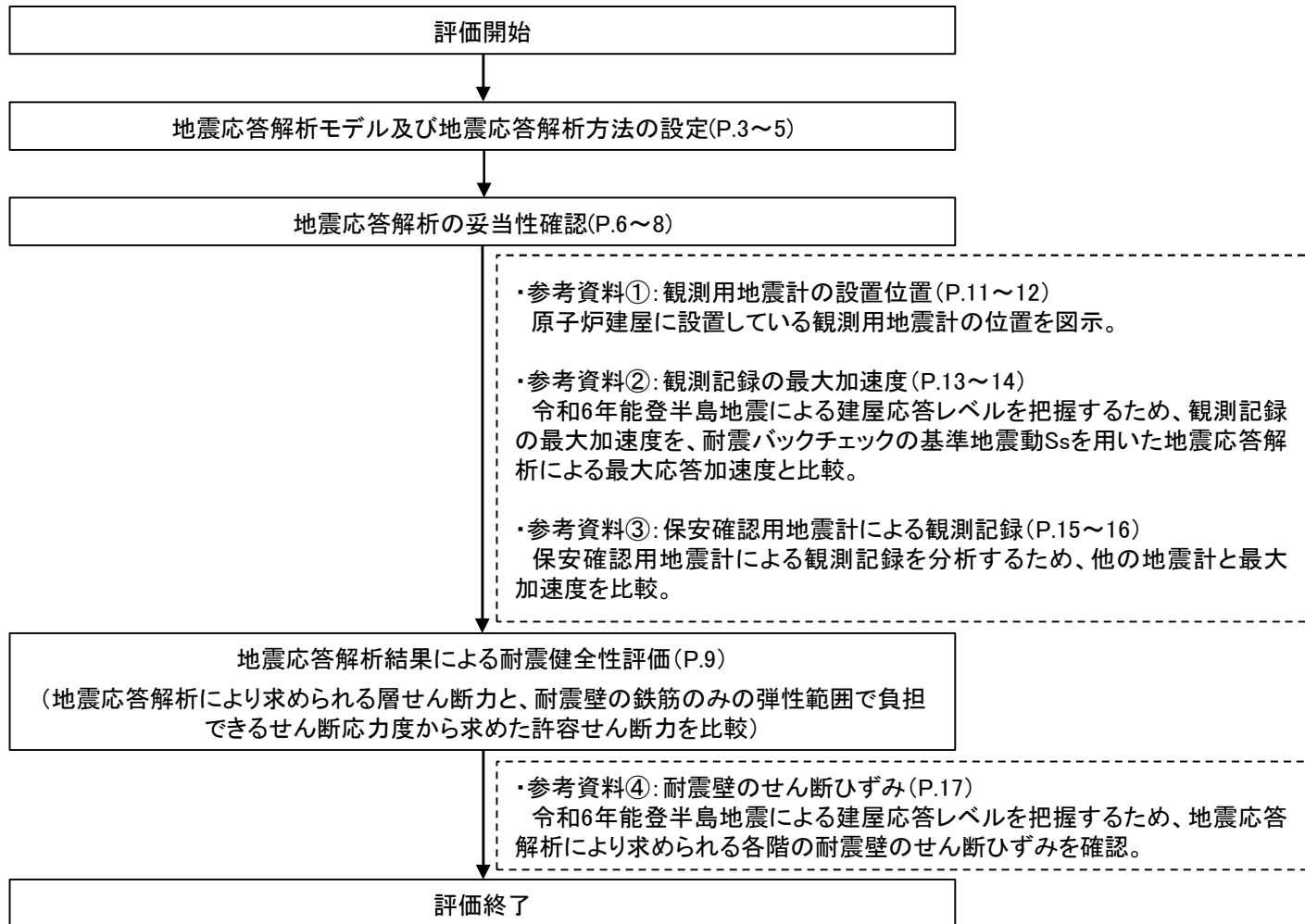
主な設備の評価結果

号機	項目	対象機器	対象数	主な設備の評価結果		
				代表設備	部位	評価結果
1号機	構造強度評価	一般機器(ポンプ、熱交換器等)	47機器	残留熱除去ポンプ	基礎ボルト	評価基準値以下
		大型機器(格納容器、圧力容器等)	59機器	原子炉圧力容器	基礎ボルト	評価基準値以下
				原子炉格納容器	ドライウェル基部	評価基準値以下
	配管	107モデル	残留熱除去系配管	配管本体	評価基準値以下	
	動的機能維持評価	動的機器(ポンプ、ファン、弁等)	120機器	残留熱除去ポンプ、弁	ポンプ本体、弁本体	評価基準値以下
2号機	構造強度評価	一般機器(ポンプ、熱交換器等)	52機器	残留熱除去ポンプ	基礎ボルト	評価基準値以下
		大型機器(格納容器、圧力容器等)	63機器	原子炉圧力容器	基礎ボルト	評価基準値以下
				原子炉格納容器	フランジプレート(上側)	評価基準値以下
	配管	84モデル	残留熱除去系配管	配管本体	評価基準値以下	
	動的機能維持評価	動的機器(ポンプ、ファン、弁等)	139機器	残留熱除去ポンプ、弁	ポンプ本体、弁本体	評価基準値以下

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 – 評価方法 –

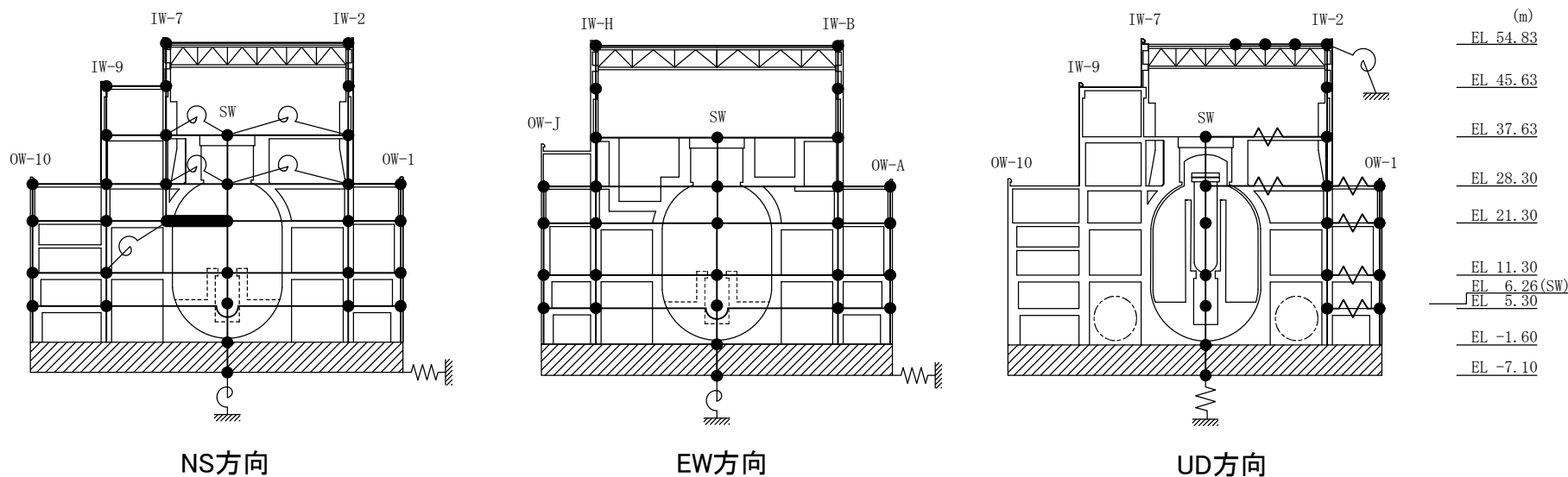
○ 原子炉建屋で得られた観測記録を用いて、原子炉建屋の耐震健全性が確保されていることを下記の方法で確認する。



原子炉建屋の耐震健全性評価方法

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 –地震応答解析モデル（1号機原子炉建屋）–

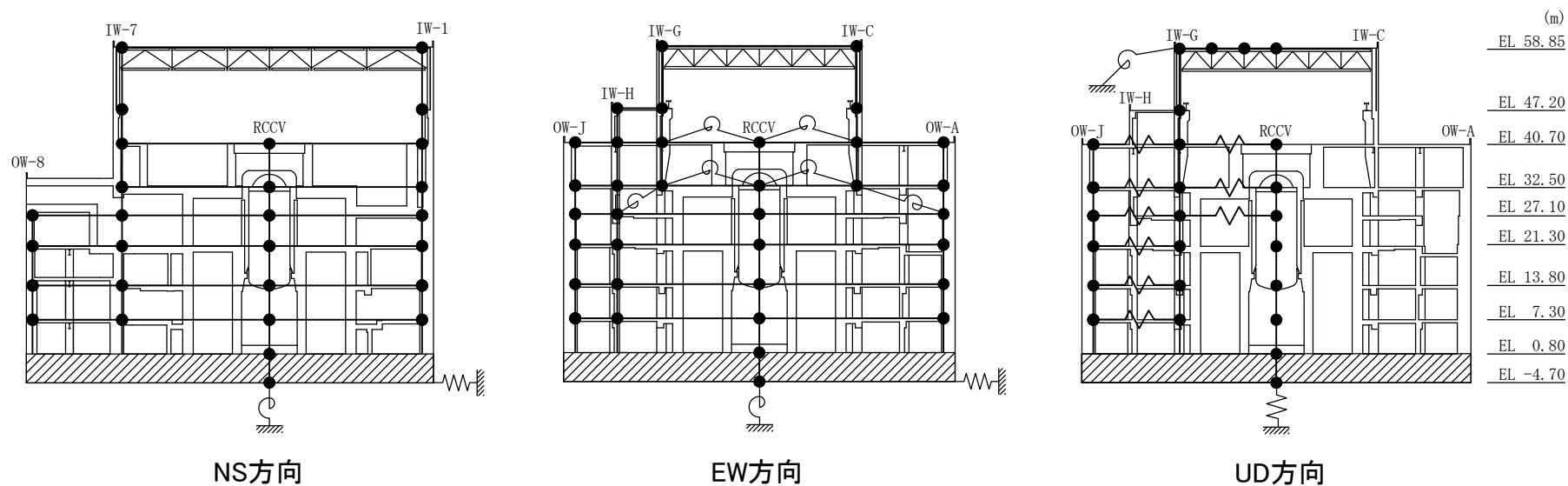
- 耐震健全性評価に用いる1号機原子炉建屋の地震応答解析モデルを下図に示す。
- 地震応答解析モデルは、建設工認のモデルを基に、令和6年能登半島地震時の状況を踏まえ、積雪荷重を考慮しないモデルとする。
- 水平方向の地震応答解析モデルは、建屋と地盤の相互作用を考慮し、耐震壁の曲げ及びせん断剛性を考慮した質点系モデル（非線形モデル）とする。
- 鉛直方向の地震応答解析モデルは、建屋と地盤の相互作用を考慮し、耐震壁の軸剛性及びせん断剛性並びに屋根トラスの曲げせん断剛性を考慮した質点系モデル（線形モデル）とする。
- 耐震壁の復元力特性は、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 追補版）」（日本電気協会）に基づき設定する。
- 基礎底面の地盤ばねは、振動アドミタンス理論に基づき求めた地盤ばねを近似法により定数化して用いる。
- 建屋の減衰定数は鉄筋コンクリート造部で5%、鉄骨造部で2%とする。



1号機原子炉建屋 地震応答解析モデル

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 –地震応答解析モデル（2号機原子炉建屋）–

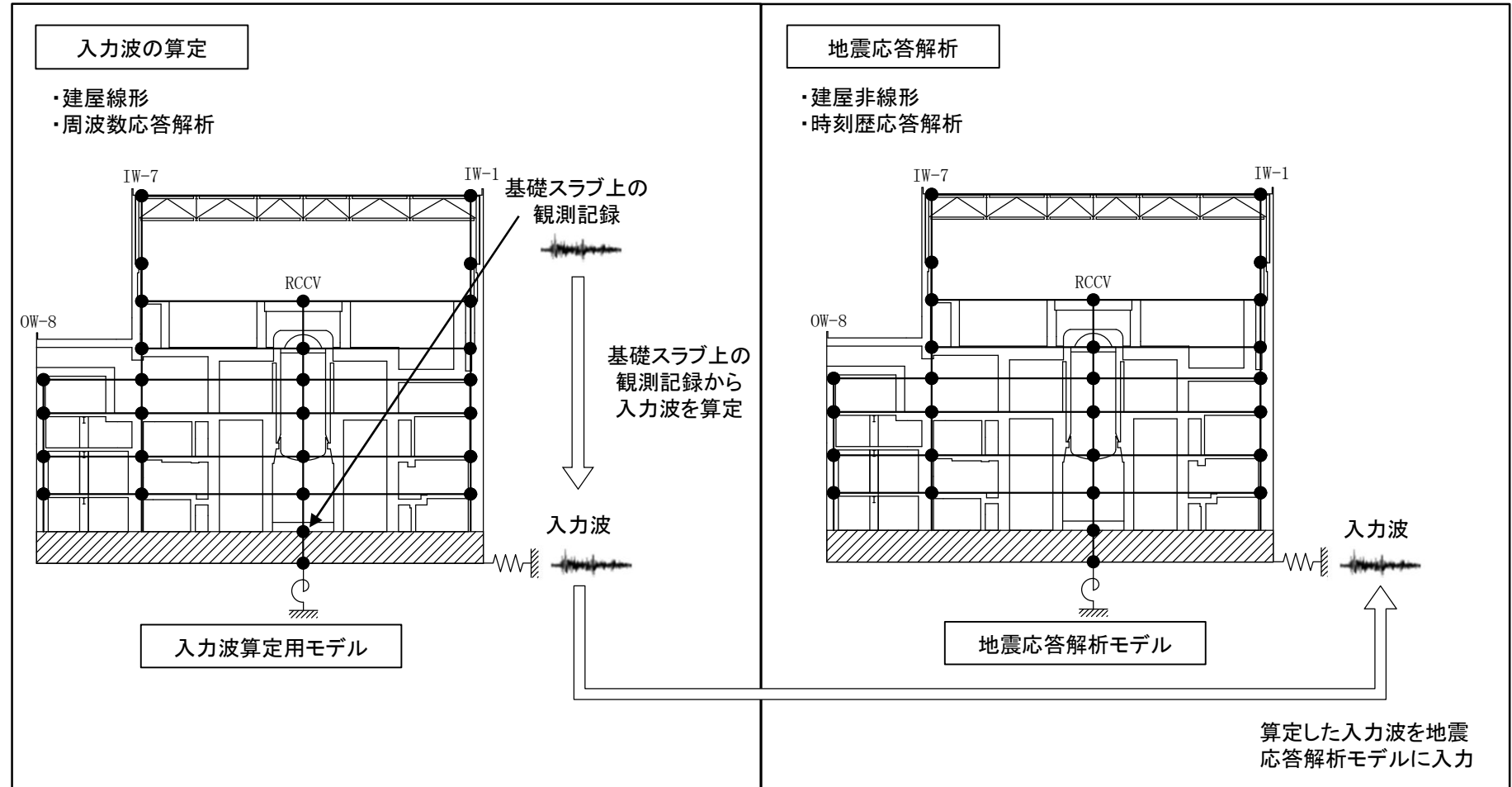
- 耐震健全性評価に用いる2号機原子炉建屋の地震応答解析モデルを下図に示す。
- 地震応答解析モデルは、建設工認のモデルを基に、令和6年能登半島地震時の状況を踏まえ、積雪荷重を考慮しないモデルとする。
- 水平方向の地震応答解析モデルは、建屋と地盤の相互作用を考慮し、耐震壁の曲げ及びせん断剛性を考慮した質点系モデル（非線形モデル）とする。
- 鉛直方向の地震応答解析モデルは、建屋と地盤の相互作用を考慮し、耐震壁の軸剛性及びせん断剛性並びに屋根トラスの曲げせん断剛性を考慮した質点系モデル（線形モデル）とする。
- 耐震壁の復元力特性は、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1991 追補版）」（日本電気協会）に基づき設定する。
- 基礎底面の地盤ばねは、振動アドミタンス理論に基づき求めた地盤ばねを近似法により定数化して用いる。
- 建屋の減衰定数は鉄筋コンクリート造部で5%、鉄骨造部で2%とする。



2号機原子炉建屋 地震応答解析モデル

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 –地震応答解析方法–

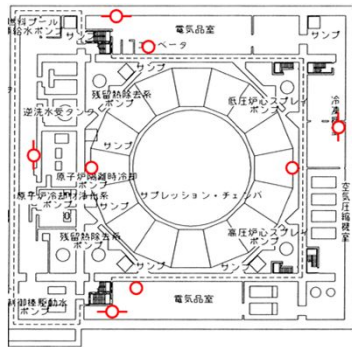
- 耐震健全性評価に用いる地震応答解析方法の概要を2号機原子炉建屋（NS方向）を例として下図に示す。
- 地震応答解析は、基礎スラブ上の観測記録より算定した入力波を基礎スラブ下端に取り付く地盤ばねを介して入力する時刻歴応答解析により行う。
- 入力波は、建屋を線形モデルとし、基礎スラブ上の観測記録を用いて周波数応答解析により算定する。



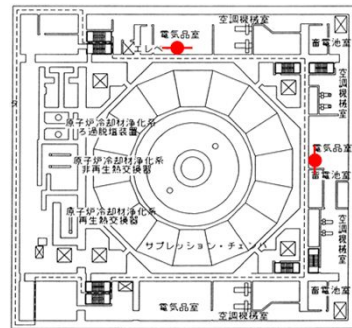
地震応答解析方法の概要(2号機原子炉建屋(NS方向)の例)

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 –地震応答解析の妥当性確認に用いる観測用地震計（1号機原子炉建屋）–

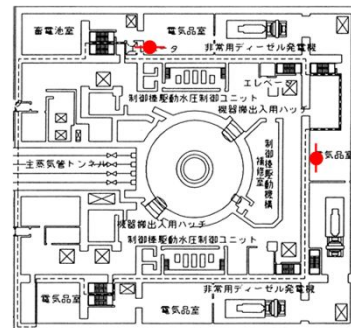
- 1号機原子炉建屋の地震応答解析の妥当性確認は、建屋の基本的な振動特性を把握するために地下2階から屋上階までの構造的連続性が明確な耐震壁の近傍に設置した、下図に示す観測用地震計の観測記録を用いて行う。
- 屋上階については、鉛直応答が支配的となる屋根中央の観測用地震計の観測記録も用いる。



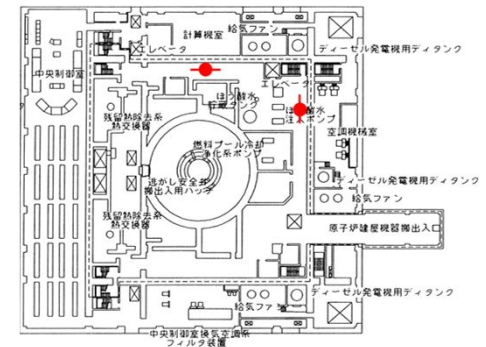
地下2階 (EL -1.60m)



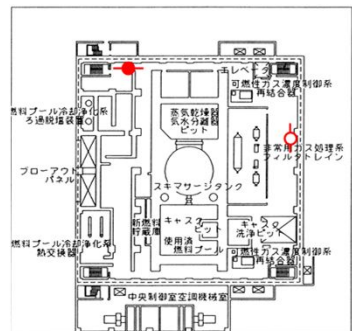
地下1階 (EL 5.30m)



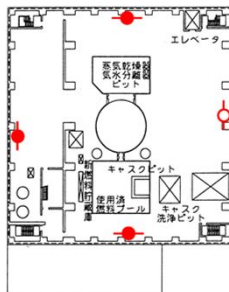
1階 (EL 11.30m)



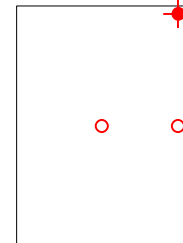
2階 (EL 21.30m)



3階 (EL 28.30m)



4階 (EL 37.63m)



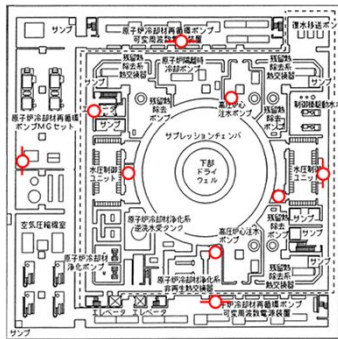
屋上階 (EL 54.83m)

● : NS方向 ● : EW方向 ○ : UD方向

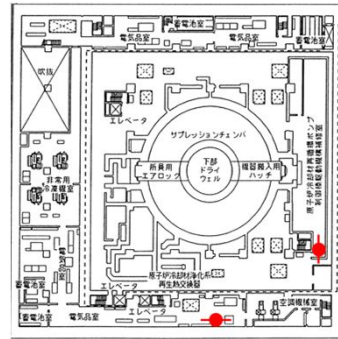
1号機原子炉建屋の地震応答解析の妥当性確認に用いる観測用地震計の設置位置

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 –地震応答解析の妥当性確認に用いる観測用地震計（2号機原子炉建屋）–

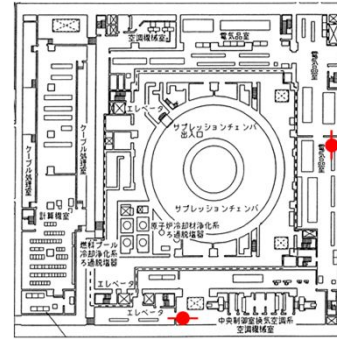
- 2号機原子炉建屋の地震応答解析の妥当性確認は、建屋の基本的な振動特性を把握するために地下2階から屋上階までの構造的連続性が明確な耐震壁の近傍に設置した、下図に示す観測用地震計の観測記録を用いて行う。
- 屋上階については、鉛直応答が支配的となる屋根中央の観測用地震計の観測記録も用いる。



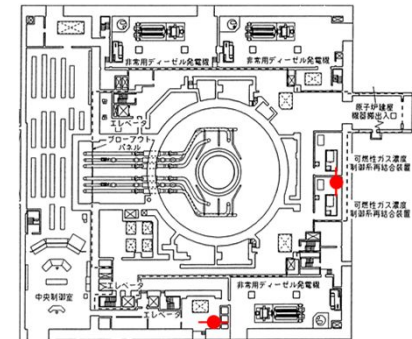
地下2階 (EL 0.80m)



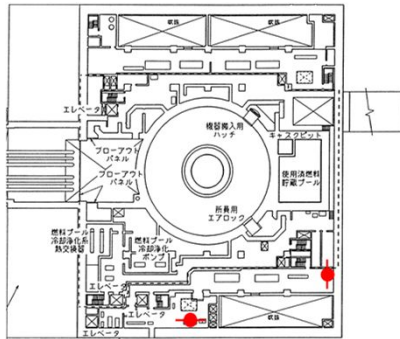
地下1階 (EL 7.30m)



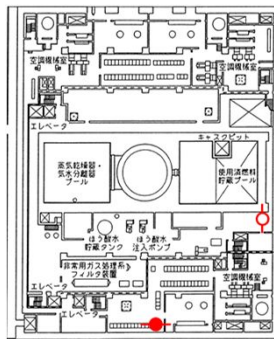
1階 (EL 13.80m)



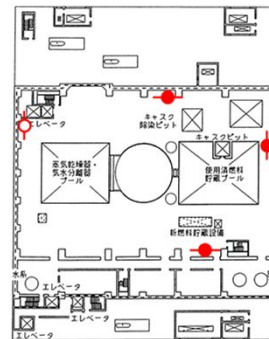
2階 (EL 21.30m)



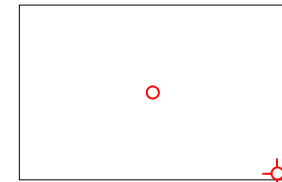
3階 (EL 27.10m)



4階 (EL 32.50m)



5階 (EL 40.70m)



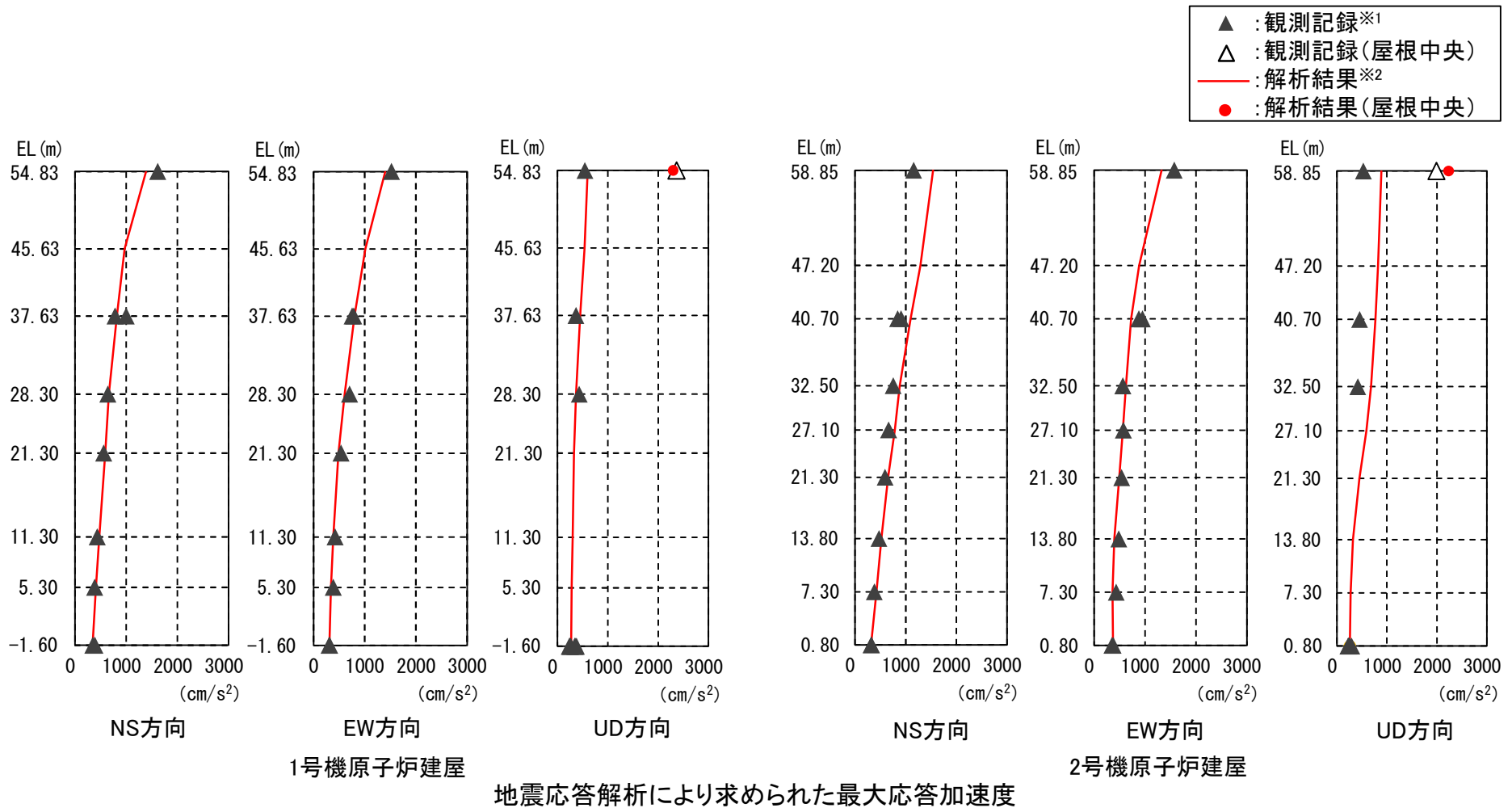
屋上階 (EL 58.85m)

● : NS方向 ● : EW方向 ○ : UD方向

2号機原子炉建屋の地震応答解析の妥当性確認に用いる観測用地震計の設置位置

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 – 地震応答解析の妥当性確認 –

- 地震応答解析により求められた最大応答加速度を観測記録の最大加速度と比較して下図に示す。
- 地震応答解析により求められた最大応答加速度は、観測記録の最大加速度とおおむね一致しており、地震応答解析の妥当性を確認した。



※1: 各方向で複数の観測点がある場合は、それぞれの値を示す。

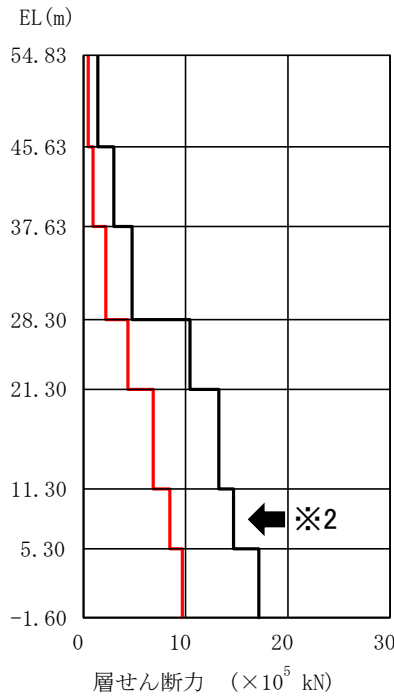
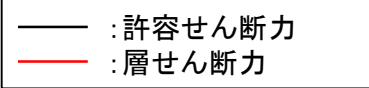
※2: UD方向は、観測用地震計の設置位置に対応するIW軸(P.3~4参照)の応答値を示す。

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 –地震応答解析結果による耐震健全性評価–

- 地震応答解析により求められた層せん断力を下図に示す。
- 層せん断力は、耐震壁の鉄筋のみの弾性範囲で負担できるせん断応力度 ($p_w \times \sigma_y$) ※1から求めた許容せん断力を下回っていることを確認した。

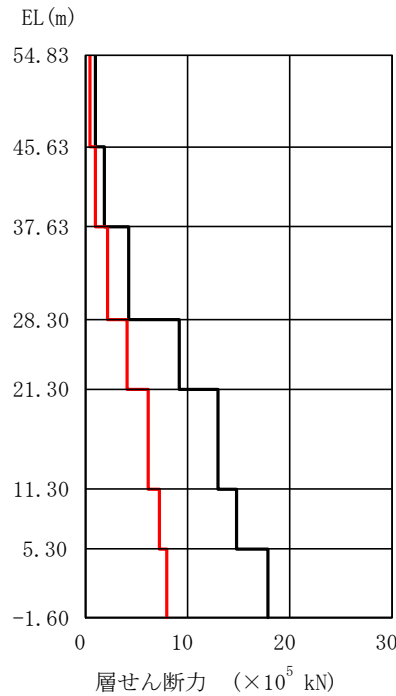
※1: p_w は耐震壁の実鉄筋比、 σ_y は鉄筋の短期許容せん断応力度であり、コンクリートの付与分を考慮していないせん断応力度。

※2: 比率(層せん断力/許容せん断力)の最大値
 1号機原子炉建屋(NS方向、EL 5.30m~EL11.30m):0.58
 2号機原子炉建屋(NS方向、EL 0.80m~EL 7.30m):0.82

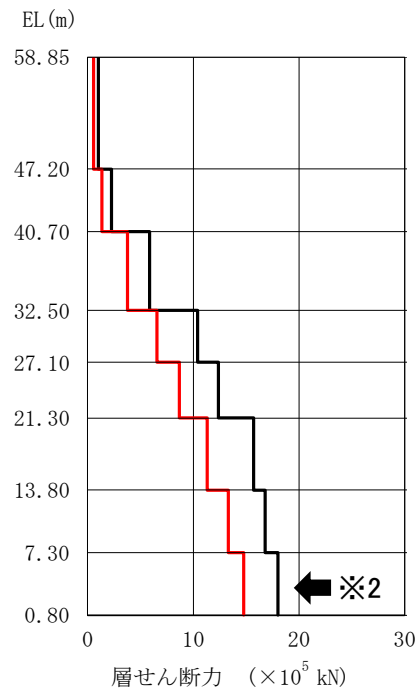


NS方向

1号機原子炉建屋

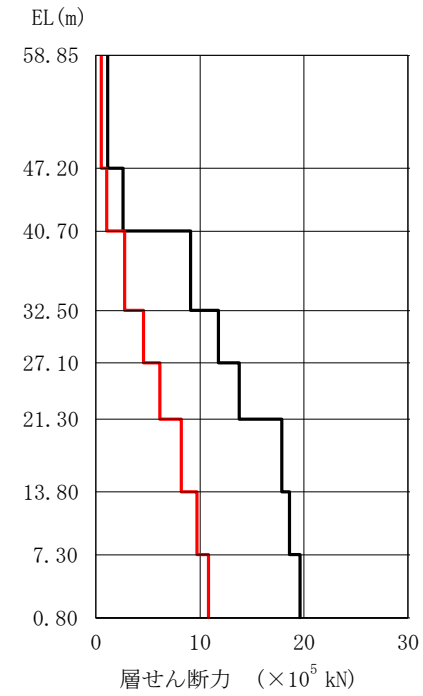


EW方向



NS方向

2号機原子炉建屋



EW方向

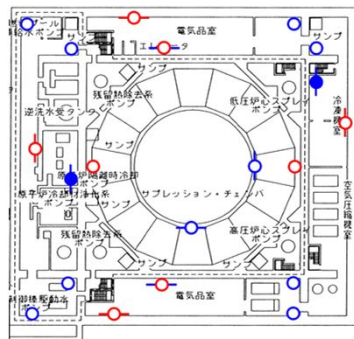
地震応答解析により求められた層せん断力

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 -まとめ-

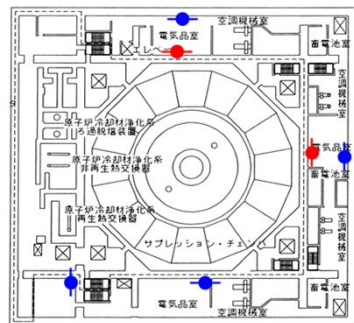
- 令和6年能登半島地震に対する原子炉建屋の耐震健全性を確認した結果、層せん断力は耐震壁の鉄筋のみの弾性範囲で負担できるせん断応力度から求めた許容せん断力を下回っていることから、原子炉建屋の耐震健全性が確保されていることを確認した。

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 – 参考資料①：観測用地震計の設置位置 (1号機原子炉建屋) –

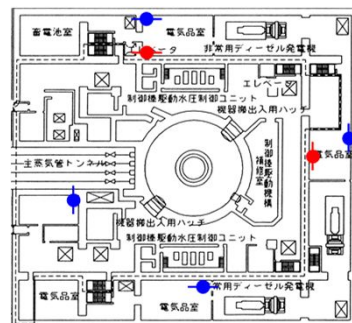
○ 1号機原子炉建屋に設置している観測用地震計の位置を下図に示す。



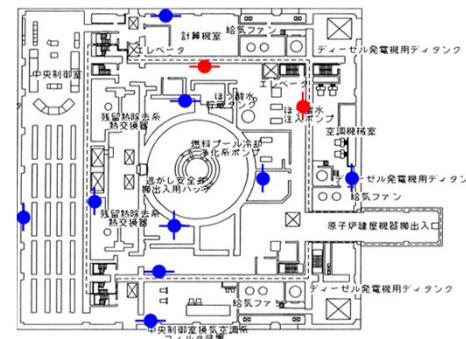
地下2階 (EL-1.60m)



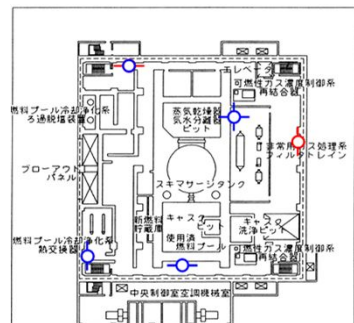
地下1階 (EL 5.30m)



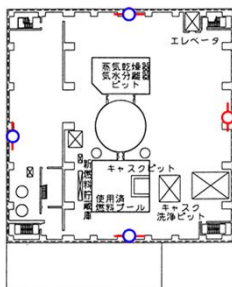
1階 (EL 11.30m)



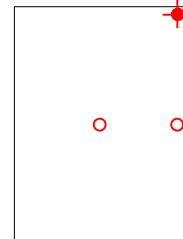
2階 (EL 21.30m)



3階 (EL 28.30m)



4階 (EL 37.63m)



屋上階 (EL 54.83m)

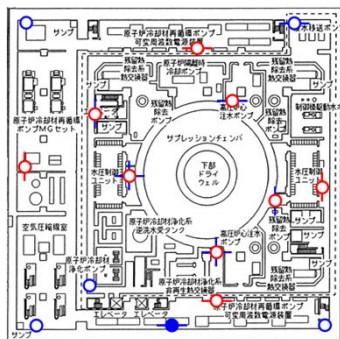
地震応答解析の妥当性確認に用いた観測用地震計
 上記以外の観測用地震計

● : NS方向 ● : EW方向 ○ : UD方向
 ● : NS方向 ● : EW方向 ○ : UD方向

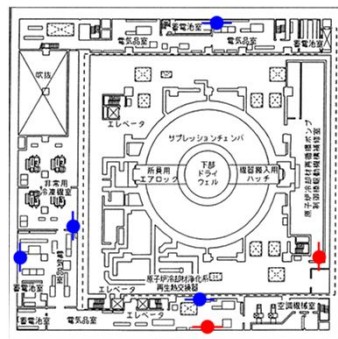
1号機原子炉建屋に設置している観測用地震計の位置

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 – 参考資料①：観測用地震計の設置位置 (2号機原子炉建屋) –

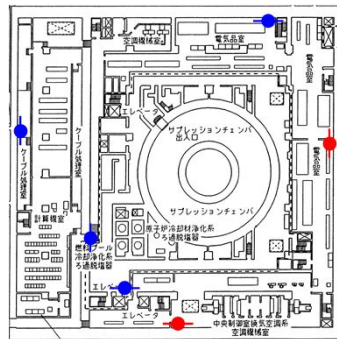
○ 2号機原子炉建屋に設置している観測用地震計の位置を下図に示す。



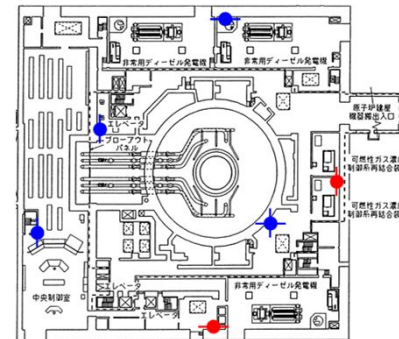
地下2階 (EL 0.80m)



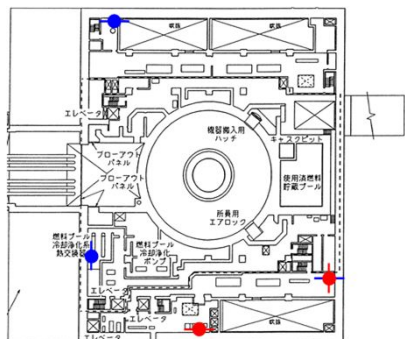
地下1階 (EL 7.30m)



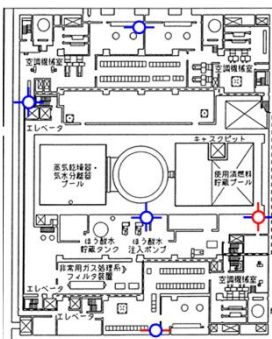
1階 (EL 13.80m)



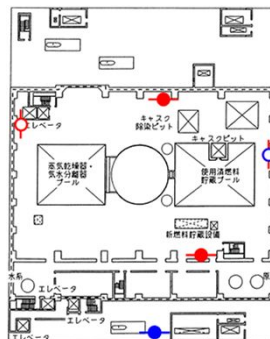
2階 (EL 21.30m)



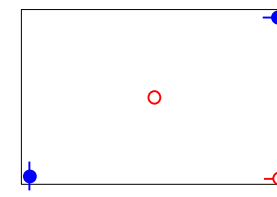
3階 (EL 27.10m)



4階 (EL 32.50m)



5階 (EL 40.70m)



屋上階 (EL 58.85m)

地震応答解析の妥当性確認に用いた観測用地震計
 上記以外の観測用地震計

● (Red)	: NS方向	● (Red)	: EW方向	○ (Red)	: UD方向
● (Blue)	: NS方向	● (Blue)	: EW方向	○ (Blue)	: UD方向

2号機原子炉建屋に設置している観測用地震計の位置

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 – 参考資料②：観測記録の最大加速度 –

- 令和6年能登半島地震による建屋応答レベルを把握するため、P.6～7に示す観測用地震計で観測された各階の最大加速度を、耐震バックチェックの基準地震動 S_s を用いた地震応答解析による最大応答加速度と比較して下表に示す。なお、新規制基準の基準地震動 S_s -1～7を用いた地震応答解析結果は設工認段階で説明予定であるため、耐震バックチェックの基準地震動 S_s -1～3を用いた地震応答解析結果と比較する。
- 観測記録の最大加速度は、耐震バックチェックの基準地震動 S_s による最大応答加速度を下回っている。

最大加速度

位置			観測記録の 最大加速度 ^{※1} (cm/s^2)			耐震バックチェックの基準地震動 S_s による 最大応答加速度 ^{※2、※3} (cm/s^2)		
建屋	階	EL(m)	NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向
1号機 原子炉建屋	屋上階	54.83	1614	1526	2364	1865	2531	2758
	4階(燃料取替床)	37.63	1002	788	366	1136	1229	675
	3階	28.30	641	711	432	852	989	561
	2階	21.30	560	544	— ^{※4}	742	859	517
	1階	11.30	433	427	— ^{※4}	564	715	495
	地下1階	5.30	383	391	— ^{※4}	545	630	478
	地下2階(基礎スラブ上)	-1.60	389	318	378	517	511	452
2号機 原子炉建屋	屋上階	58.85	1158	1572	1992	1627	2233	2401
	5階(燃料取替床)	40.70	913	949	450	1052	1110	816
	4階	32.50	758	566	416	904	946	713
	3階	27.10	665	576	— ^{※4}	823	816	628
	2階	21.30	595	537	— ^{※4}	684	742	601
	1階	13.80	475	483	— ^{※4}	586	673	564
	地下1階	7.30	381	436	— ^{※4}	535	542	502
	地下2階(基礎スラブ上)	0.80	325	375	293	492	485	431

※1:各方向で複数の観測点がある場合は、それぞれの最大値を記載。

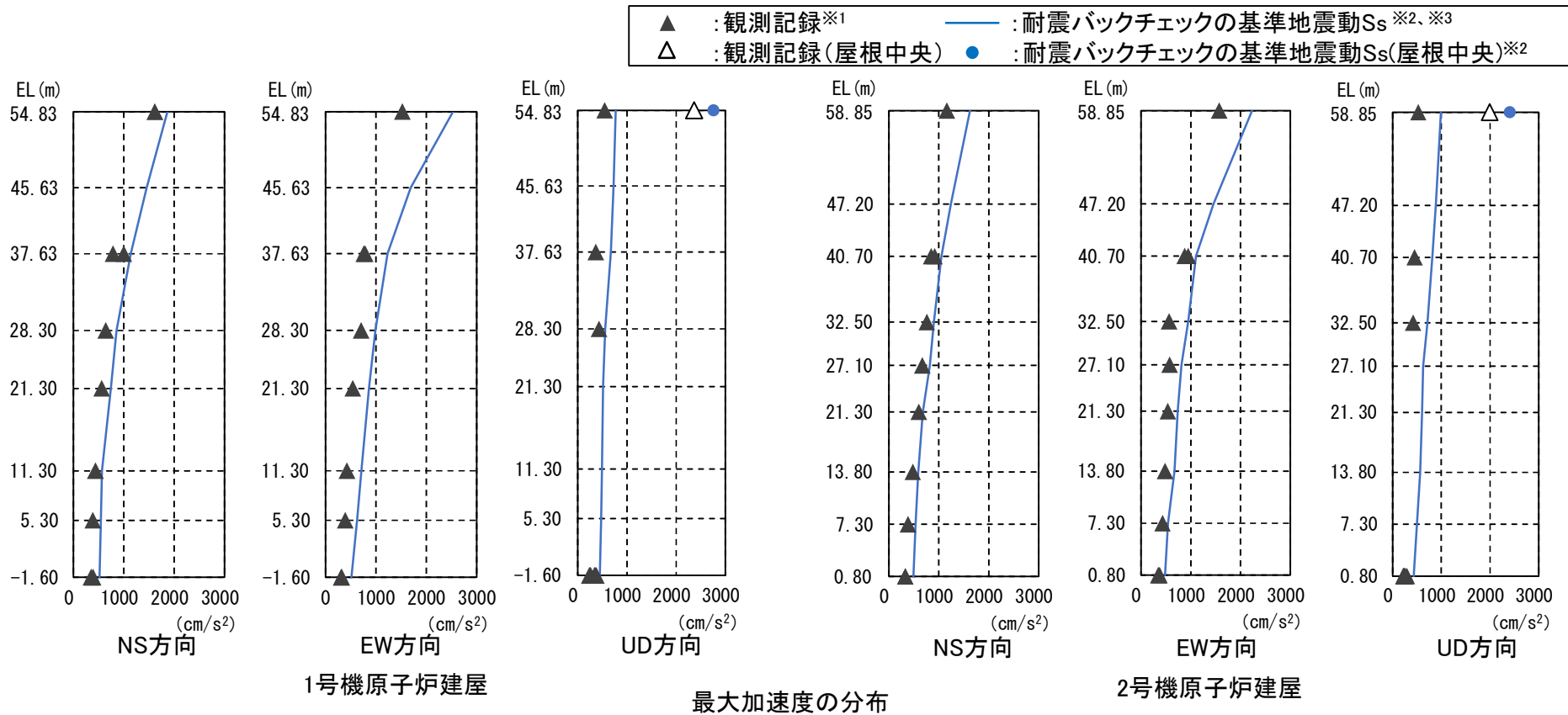
※2:耐震バックチェックの基準地震動 S_s -1～3による最大応答加速度の最大値を記載。

※3:UD方向は、観測用地震計の設置位置に対応するIW軸(P.3～4参照)の応答値を記載。屋上階については、屋根中央の応答値を記載。

※4:UD方向を観測する観測用地震計は設置していない。

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 – 参考資料②：観測記録の最大加速度 –

- 令和6年能登半島地震による建屋応答レベルを把握するため、P.6～7に示す観測用地震計で観測された各階の最大加速度の分布を、耐震バックチェックの基準地震動Ssを用いた地震応答解析による最大応答加速度の分布と比較して下図に示す。なお、新規制基準の基準地震動Ss-1～7を用いた地震応答解析結果は設工認段階で説明予定であるため、耐震バックチェックの基準地震動Ss-1～3を用いた地震応答解析結果と比較する。
- 観測記録の最大加速度は、耐震バックチェックの基準地震動Ssによる最大応答加速度を下回っている。



※1: 各方向で複数の観測点がある場合は、それぞれの値を示す。
 ※2: 耐震バックチェックの基準地震動Ss-1～3による最大応答加速度の最大値を示す。
 ※3: UD方向は、観測用地震計の設置位置に対応するIW軸(P.3～4参照)の応答値を示す。

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 – 参考資料③：保安確認用地震計による観測記録 –

- 保安確認用地震計において、水平方向の最大加速度が 336.4cm/s^2 ※¹、鉛直方向の最大加速度が 329.9cm/s^2 であり、鉛直方向の最大加速度が比較的大きかったことから、その要因について分析する。
- 保安確認用地震計と自由地盤地震観測点の最大加速度の比較を下記に示す。
- 保安確認用地震計では水平方向の最大加速度と鉛直方向の最大加速度の大きさが同程度となっているが、自由地盤地震観測点ではいずれも水平方向の最大加速度が鉛直方向の最大加速度よりも1.5倍程度大きい。このことから、保安確認用地震計の鉛直加速度が大きくなった要因は、地震の特性によるものではなく、建屋の振動特性によるものと考えられる。建屋の振動特性に係る考察については次頁に示す。

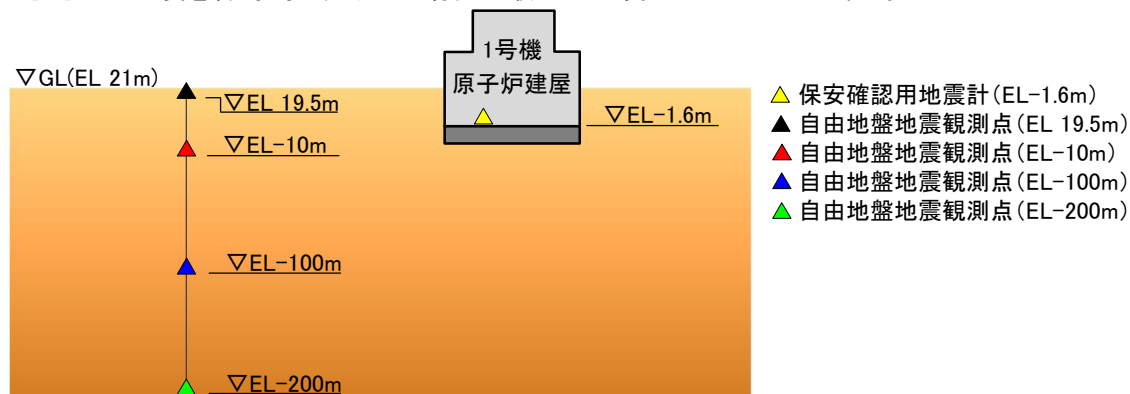
※1: NS方向及びEW方向の加速度を各時刻で合成した場合の最大加速度を示す。

保安確認用地震計と自由地盤地震観測点の最大加速度

観測点	最大加速度 (cm/s^2)			H/V※ ²
	NS方向	EW方向	UD方向	
▲ 保安確認用地震計 (EL-1.6m)	335.3※ ³	318.8※ ³	329.9※ ³	1.02
▲ 自由地盤地震観測点 (EL 19.5m)	717	858	602	1.43
▲ 自由地盤地震観測点 (EL-10m)	250	313	192	1.63
▲ 自由地盤地震観測点 (EL-100m)	178	247	144	1.72
▲ 自由地盤地震観測点 (EL-200m)	164	209	139	1.50

※2: 水平方向の最大加速度(H)と鉛直方向の最大加速度(V)の比率。

※3: NS方向、EW方向及びUD方向の加速度を各時刻で合成した場合の最大加速度は 399.3cm/s^2 である。



保安確認用地震計と自由地盤地震観測点の設置位置

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 – 参考資料③：保安確認用地震計による観測記録 –

- 保安確認用地震計と観測用地震計の最大加速度の比較を下記に示す。なお、比較に用いる観測用地震計は、保安確認用地震計に近接しているものを代表して選定した。
- EW方向の最大加速度は、観測用地震計①で310cm/s²、保安確認用地震計で318.8cm/s²であり、同程度の値となっている。
- UD方向の最大加速度は、建屋の外周に近くなるほど大きくなる傾向がある。このことから、保安確認用地震計の鉛直方向の最大加速度が水平方向の最大加速度と同程度となった要因は、原子炉建屋のロッキングの影響により鉛直方向の加速度が大きくなったことによるものと考えられる。

保安確認用地震計と観測用地震計の最大加速度

観測点	EL(m)	最大加速度 (cm/s ²)		
		NS方向	EW方向	UD方向
● 観測用地震計①※1	-1.60	—※2	310	378
▲ 保安確認用地震計	-1.60	335.3	318.8	329.9
● 観測用地震計②※1	-1.60	—※2	—※2	250

※1: 保安確認用地震計に近接している観測用地震計を選定。

※2: 本地震計では当該方向を観測していない。



1号機原子炉建屋 地下2階(EL-1.60m)

※3:()内の数値は最大加速度(単位:cm/s²)を示す。

保安確認用地震計及び近接する観測用地震計の設置位置

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認 – 参考資料④：耐震壁のせん断ひずみ –

- 令和6年能登半島地震による建屋応答レベルを把握するため、耐震壁のせん断ひずみを確認する。
- 地震応答解析により求められた各階の耐震壁の最大応答せん断ひずみを下表に示す。
- 耐震壁の最大応答せん断ひずみの最大値は、1号機原子炉建屋で 0.23×10^{-3} (NS方向)、2号機原子炉建屋で 0.22×10^{-3} (NS方向) であり、いずれも構造強度を確保するため及び支持機能を維持するための許容限界 (2.0×10^{-3}) ※1以下であることを確認した。なお、壁のせん断初ひび割れが発生するせん断ひずみの目安値 ($0.2 \sim 0.3 \times 10^{-3}$) ※2と同程度であり、地震発生直後の目視点検において、原子炉建屋の耐震壁にせん断ひび割れの発生は確認されていない。
- 以上より、耐震壁のせん断ひずみは十分小さく、耐震安全性が確保されていることを確認した。

※1:「原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2008)」（日本電気協会）に定められており、鉄筋コンクリート造耐震壁の終局せん断ひずみに2倍の安全率を持たせたもの。

※2:「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 – 許容応力度設計法 –」（日本建築学会、1999年）

地震応答解析により求められた各階の耐震壁の最大応答せん断ひずみ 0.23 × 10⁻³ :各建屋の最大値

建屋	位置		解析結果		構造強度を確保するため及び支持機能を維持するための許容限界
	階	EL(m)	NS方向	EW方向	
1号機 原子炉建屋	クレーン階	45.63~54.83	0.13×10^{-3}	0.13×10^{-3}	2.0×10^{-3}
	4階(燃料取替床)	37.63~45.63	0.12×10^{-3}	0.15×10^{-3}	
	3階	28.30~37.63	0.13×10^{-3}	0.15×10^{-3}	
	2階	21.30~28.30	0.12×10^{-3}	0.14×10^{-3}	
	1階	11.30~21.30	0.15×10^{-3}	0.14×10^{-3}	
	地下1階	5.30~11.30	0.23×10^{-3}	0.18×10^{-3}	
	地下2階(基礎スラブ上)	-1.60~ 5.30	0.15×10^{-3}	0.12×10^{-3}	
2号機 原子炉建屋	クレーン階	47.20~58.85	0.14×10^{-3}	0.12×10^{-3}	
	5階(燃料取替床)	40.70~47.20	0.16×10^{-3}	0.08×10^{-3}	
	4階	32.50~40.70	0.16×10^{-3}	0.09×10^{-3}	
	3階	27.10~32.50	0.20×10^{-3}	0.13×10^{-3}	
	2階	21.30~27.10	0.22×10^{-3}	0.14×10^{-3}	
	1階	13.80~21.30	0.20×10^{-3}	0.15×10^{-3}	
	地下1階	7.30~13.80	0.21×10^{-3}	0.16×10^{-3}	
地下2階(基礎スラブ上)	0.80~ 7.30	0.21×10^{-3}	0.17×10^{-3}		

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認

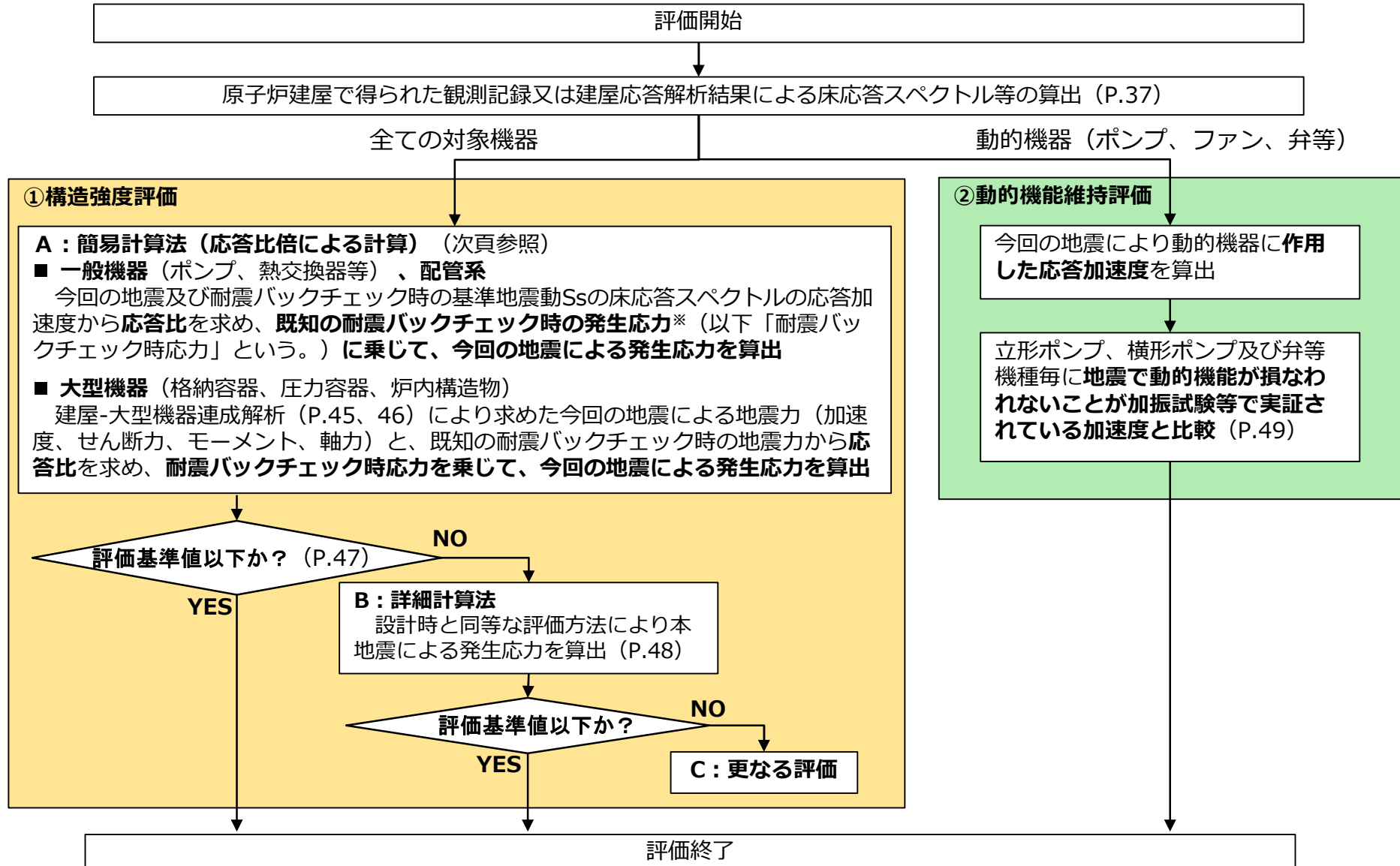
2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 耐震健全性確認の概要及び対象設備 –

- 概要
令和6年能登半島地震を踏まえた「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の機能を有する設備に対する耐震健全性を確認する。
- 対象設備
原子炉建屋内の耐震重要度が高い設備（Sクラス）のうち建設時の工認において耐震計算書を添付している設備及び波及的影響評価対象設備を対象とする。（評価方法①）
上記設備のうち動的機能が必要となるもの（ポンプ、ファン、弁）については動的機能維持評価も行う。（評価方法②）
- 評価方法
「耐震設計に係る工認審査ガイド」に準拠し、構造強度及び動的機能について評価する。
 - ①構造強度評価
今回の地震により各設備に発生した応力等を算出し、評価基準値以下であることを確認する。
 - ②動的機能維持評価
今回の地震により各設備に発生した加速度を算出し、評価基準値以下であることを確認する。

機能	主な評価対象設備又は系統
止める	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心支持構造物 ・ 水圧制御ユニット ・ ほう酸水注入系
冷やす	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系 ・ 原子炉隔離時冷却系 ・ 高圧炉心スプレイ系、高圧炉心注水系 ・ サプレッションチェンバ
閉じ込める	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器 ・ 原子炉格納容器
波及的影響 評価対象	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替機 ・ 原子炉建屋クレーン ・ 原子炉遮へい壁

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 耐震健全性確認の評価方法 –

- 原子炉建屋で得られた観測記録及び観測記録による地震応答解析結果 (P.5) を用いて、原子炉建屋内設備の耐震健全性について下記の方法で確認する。



※ 「応力」には、設備によっては応力以外に荷重やひずみ等も含む。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 簡易計算手法（応答比倍による計算） –

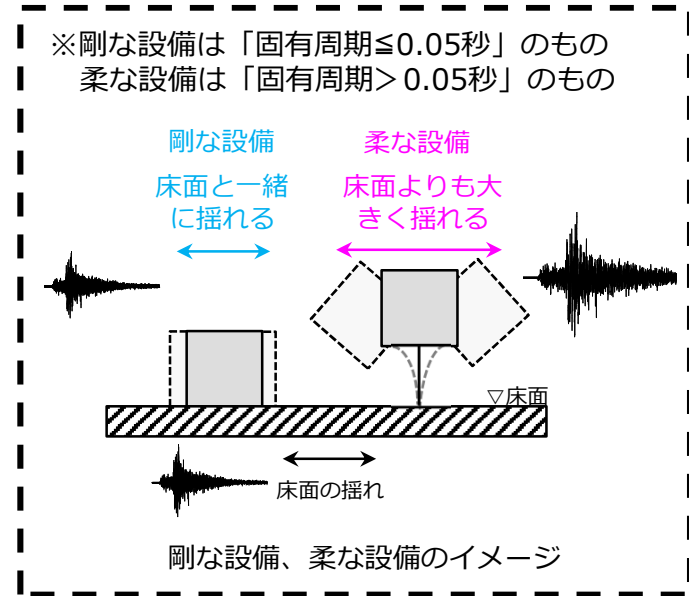
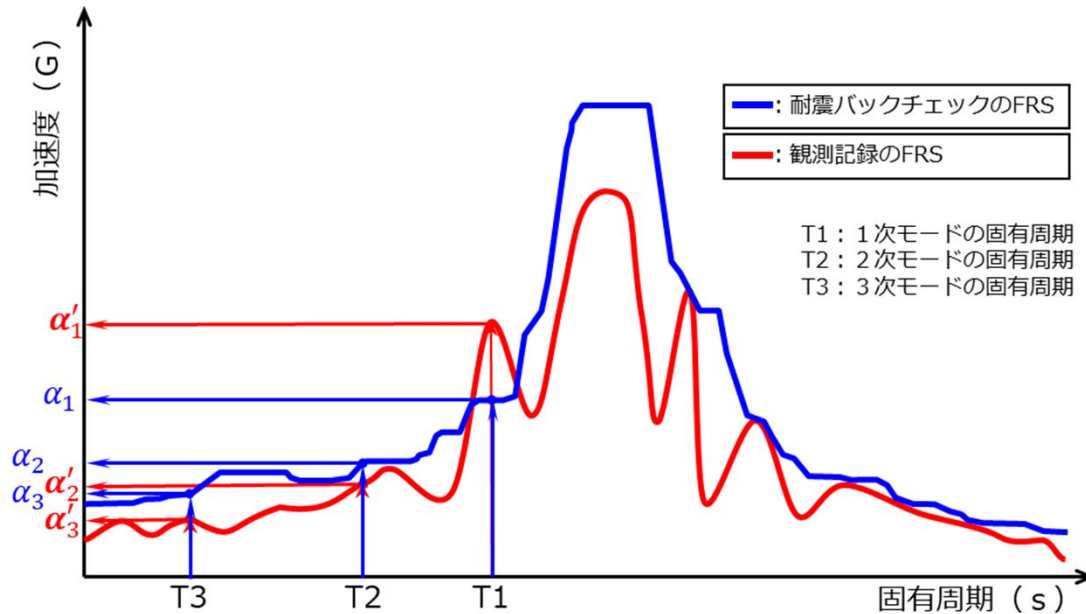
- **柔な設備**※については、固有周期毎（1次、2次、3次・・・）に床応答スペクトルの加速度比（ α'_1/α_1 ）を求め、これらの**加速度比の最大値を応答比**とする。
- **剛な設備**※については、設置床の**最大応答加速度の比（ β'_0/β_0 ）を応答比**とする。
- 耐震バックチェック時の応力に、この応答比を乗じることで本地震による発生応力を算出する。

応答比

柔な設備の応答比 = MAX $\left[\frac{\text{地震観測記録にもとづく床応答スペクトルの加速度}}{\text{耐震バックチェックにおける基準地震動Ssの床応答スペクトルの加速度}} \right] = \text{MAX} \left[\frac{\alpha'_1}{\alpha_1}, \frac{\alpha'_2}{\alpha_2}, \frac{\alpha'_3}{\alpha_3} \right]$

剛な設備の応答比 = $\frac{\text{地震観測記録にもとづく最大床応答加速度}}{\text{耐震バックチェックにおける基準地震動Ssの最大床応答加速度}} = \frac{\beta'_0}{\beta_0}$

本地震による発生応力 = 耐震バックチェック時の応力 × **応答比**



2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 構造強度評価結果（1号機 一般機器（1/2）） –

○ 評価対象設備のうち主な設備の評価結果を本頁以降に示す。（全評価対象設備の評価結果は別紙参照）

確認対象	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力※2 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果
ほう酸水注入ポンプ	基礎ボルト	A	11	133	OK
残留熱除去ポンプ	基礎ボルト	A	18	350	OK
低圧炉心スプレイポンプ	基礎ボルト	A	9	350	OK
高圧炉心スプレイポンプ	基礎ボルト	A	12	350	OK
原子炉隔離時冷却系 蒸気駆動タービン	タービン取付ボルト	A	46	443	OK
原子炉隔離時冷却ポンプ	基礎ボルト	A	32	455	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 構造強度評価結果（1号機 一般機器（2/2）） –

確認対象	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力※2 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果
非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	基礎ボルト	A	50	254	OK
非常用ディーゼル発電設備 発電機	機関側軸受台 取付ボルト	A	15	117	OK
高圧炉心スプレィディーゼル 発電設備ディーゼル機関	基礎ボルト	A	50	254	OK
高圧炉心スプレィディーゼル 発電設備発電機	機関側軸受台 取付ボルト	A	15	117	OK
非常用ガス処理系排風機	排風機取付ボルト	A	25	150	OK
可燃性ガス濃度制御系 再結合装置	ベース取付溶接部	A	25	52	OK
中央制御室送風機	基礎ボルト	A	50	180	OK
中央制御室排風機	基礎ボルト	A	8	180	OK
中央制御室再循環送風機	基礎ボルト	A	9	180	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 - 構造強度評価結果 (1号機 大型機器) -

確認対象	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力※2 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果
シュラウドサポート	下部胴	A	93	161	OK
炉心シュラウド	中間胴	A	55	92	OK
炉心支持板	支持板	A	122	214	OK
ジェットポンプ	ライザブレース	A	105	174	OK
制御棒駆動機構ハウジング支持金具	レストレント ビーム端部	A	127	201	OK
給水スパーチャ	レジューサ	A	5	92	OK
高圧及び低圧炉心スプレイスパーチャ	ヘッダ	A	11	139	OK
原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	A	147	207	OK
原子炉圧力容器胴板	胴板	A	170	303	OK
差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部)	差圧検出管	A	30	160	OK
残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内部)	リング	A	4	142	OK
ドライウェル (円筒部・基部)	基部	A	0.29 (座屈評価)	1 (座屈評価)	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 構造強度評価結果（1号機 配管（1/2）） –

確認対象	評価部位	発生応力の算出方法 ^{※1}	発生応力 ^{※2} (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果
主蒸気系配管	配管本体	B	91	308	OK
給水系配管	配管本体	A	157	209	OK
原子炉冷却材再循環系配管	配管本体	A	232	274	OK
制御棒駆動系配管	配管本体	B	81	159	OK
ほう酸水注入系配管	配管本体	A	138	283	OK
残留熱除去系配管	配管本体	B	140	219	OK
低圧炉心スプレイ系配管	配管本体	A	194	221	OK
高圧炉心スプレイ系配管	配管本体	A	176	221	OK
原子炉隔離時冷却系配管	配管本体	B	139	187	OK
原子炉冷却材浄化系配管	配管本体	B	122	182	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 構造強度評価結果（1号機 配管（2/2）） –

確認対象	評価部位	発生応力の算出方法 ^{※1}	発生応力 ^{※2} (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果
燃料プール冷却浄化系配管	配管本体	A	21	188	OK
放射性ドレン移送系配管	配管本体	A	147	211	OK
原子炉補機冷却水系配管	配管本体	B	168	233	OK
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系配管	配管本体	A	219	229	OK
非常用ガス処理系配管	配管本体	A	154	215	OK
不活性ガス系配管	配管本体	B	202	219	OK
可燃性ガス濃度制御系配管	配管本体	A	175	211	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 動的機能維持評価結果（1号機 一般機器） –

評価対象設備	水平加速度 (G)		鉛直加速度 (G)		評価結果
	応答 加速度※	評価 基準値	応答 加速度※	評価 基準値	
ほう酸水注入ポンプ	0.93	1.6	0.66	1.0	OK
残留熱除去ポンプ	0.40	2.5	0.63	1.0	OK
低圧炉心スプレイポンプ	0.40	2.5	0.27	1.0	OK
高圧炉心スプレイポンプ	0.40	2.5	0.27	1.0	OK
原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	0.40	2.4	0.63	1.0	OK
原子炉隔離時冷却ポンプ	0.40	1.4	0.63	1.0	OK
非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関	0.66	1.1	0.43	1.0	OK
非常用ディーゼル発電設備発電機	0.66	1.1	0.43	1.0	OK
高圧炉心スプレイディーゼル発電設備 ディーゼル機関	0.66	1.1	0.43	1.0	OK
高圧炉心スプレイディーゼル発電設備発電機	0.66	1.1	0.43	1.0	OK
非常用ガス処理系排風機	1.03	2.3	0.45	1.0	OK
可燃性ガス濃度制御系再結合装置	1.03	2.6	0.45	1.0	OK
中央制御室送風機	1.03	2.3	0.45	1.0	OK
中央制御室排風機	0.93	2.6	0.66	1.0	OK
中央制御室再循環送風機	0.93	2.6	0.66	1.0	OK

※ 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 動的機能維持評価結果（1号機 弁） –

評価対象設備	水平加速度 (G)		鉛直加速度 (G)		評価結果
	応答 加速度※	評価 基準値	応答 加速度※	評価 基準値	
主蒸気系弁	3.57	10.0	0.57	6.2	OK
給水系弁	1.23	6.0	3.27	6.0	OK
ほう酸水注入系弁	3.36	6.0	1.82	6.0	OK
残留熱除去系弁	4.39	6.0	1.74	6.0	OK
低圧炉心スプレイ系弁	5.25	6.0	1.96	6.0	OK
高圧炉心スプレイ系弁	2.53	6.0	1.38	6.0	OK
原子炉隔離時冷却系弁	1.63	6.0	0.92	6.0	OK
原子炉冷却材浄化系弁	5.01	6.0	1.10	6.0	OK
放射性ドレン移送系弁	3.50	6.0	0.90	6.0	OK
原子炉補機冷却水系弁	4.76	6.0	2.14	6.0	OK
高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系弁	4.29	6.0	4.46	6.0	OK
非常用ガス処理系弁	1.57	6.0	2.18	6.0	OK
不活性ガス系弁	2.76	6.0	4.29	6.0	OK
可燃性ガス濃度制御系弁	5.22	6.0	3.88	6.0	OK

※ 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 - 構造強度評価結果（2号機 一般機器（1/2）） -

確認対象	評価部位	発生応力の 算出方法※1	発生応力※2 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価 結果
ほう酸水注入ポンプ	ポンプ取付ボルト	A	14	122	OK
残留熱除去ポンプ	基礎ボルト	A	9	350	OK
高圧炉心注水ポンプ	基礎ボルト	A	12	350	OK
原子炉隔離時冷却系 蒸気駆動タービン	タービン取付ボルト	A	26	443	OK
原子炉隔離時冷却ポンプ	基礎ボルト	A	28	455	OK
非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	基準軸受面圧	A	18	25	OK
非常用ディーゼル発電設備 発電機	機関側軸受台下部 ベース取付ボルト	A	106	243	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 構造強度評価結果（2号機 一般機器（2/2）） –

確認対象	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力※2 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果
非常用ガス処理系排風機	排風機取付ボルト	A	64	148	OK
可燃性ガス濃度制御系再結合装置	ベース取付溶接部	A	19	52	OK
中央制御室送風機	基礎ボルト	A	12	173	OK
中央制御室排風機	基礎ボルト	A	4	180	OK
中央制御室再循環送風機	基礎ボルト	A	4	139	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 構造強度評価結果（2号機 大型機器） –

確認対象	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力※2 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果
シュラウドサポート	下部胴	A	49	128	OK
炉心シュラウド	下部胴上端	A	41	127	OK
炉心支持板	支持板	A	120	213	OK
原子炉冷却材再循環ポンプ	スタッドボルト	A	189	300	OK
制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム	プレート	A	117	176	OK
給水スパージャ	ヘッド	A	23	213	OK
低圧炉心注水スパージャ	ヘッド	A	19	213	OK
高圧炉心注水スパージャ	ヘッド	A	34	213	OK
原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	A	195	499	OK
原子炉圧力容器胴板	胴板	A	185	303	OK
高圧炉心注水系配管 (原子炉圧力容器内部)	配管	A	20	213	OK
原子炉再循環ポンプ差圧検出配管	配管 (炉外)	A	6	85	OK
ドライウェル上鏡	フランジプレート (上側)	A	26	264	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 構造強度評価結果（2号機 配管（1/2）） –

確認対象	評価部位	発生応力の算出方法 ^{※1}	発生応力 ^{※2} (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果
主蒸気系配管	配管本体	B	153	281	OK
給水系配管	配管本体	A	144	182	OK
制御棒駆動系配管	配管本体	A	188	243	OK
ほう酸水注入系配管	配管本体	A	254	283	OK
残留熱除去系配管	配管本体	B	85	198	OK
高圧炉心注水系配管	配管本体	A	151	219	OK
原子炉隔離時冷却系配管	配管本体	A	172	182	OK
原子炉冷却材浄化系配管	配管本体	B	157	187	OK
燃料プール冷却浄化系配管	配管本体	A	20	188	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 構造強度評価結果（2号機 配管（2/2）） –

確認対象	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力※2 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果
放射性ドレン移送系配管	配管本体	A	215	231	OK
原子炉補機冷却水系配管	配管本体	B	137	233	OK
非常用ガス処理系配管	配管本体	A	79	214	OK
不活性ガス系配管	配管本体	A	75	225	OK
可燃性ガス濃度制御系配管	配管本体	A	155	231	OK

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 動的機能維持評価結果（2号機 一般機器） –

評価対象設備	水平加速度 (G)		鉛直加速度 (G)		評価結果
	応答加速度※	評価基準値	応答加速度※	評価基準値	
ほう酸水注入ポンプ	0.84	1.6	0.48	1.0	OK
残留熱除去ポンプ	0.39	2.5	0.27	1.0	OK
高圧炉心注水ポンプ	0.39	2.5	0.27	1.0	OK
原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	0.40	2.4	0.27	1.0	OK
原子炉隔離時冷却ポンプ	0.40	1.4	0.27	1.0	OK
非常用ディーゼル発電設備ディーゼル機関	0.65	1.1	0.64	1.0	OK
非常用ディーゼル発電設備発電機	0.65	1.1	0.64	1.0	OK
非常用ガス処理系排風機	0.86	2.3	0.48	1.0	OK
可燃性ガス濃度制御系再結合装置	0.63	2.6	0.64	1.0	OK
中央制御室送風機	0.55	2.3	0.44	1.0	OK
中央制御室排風機	0.55	2.6	0.44	1.0	OK
中央制御室再循環送風機	0.55	2.6	0.44	1.0	OK

※ 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 動的機能維持評価結果（2号機 弁） –

評価対象設備	水平加速度 (G)		鉛直加速度 (G)		評価結果
	応答加速度※	評価基準値	応答加速度※	評価基準値	
主蒸気系弁	4.80	9.6	1.23	6.1	OK
給水系弁	1.24	6.0	0.62	6.0	OK
ほう酸水注入系弁	1.40	6.0	0.58	6.0	OK
残留熱除去系弁	1.43	6.0	0.53	6.0	OK
高圧炉心注水系弁	3.81	6.0	1.73	6.0	OK
原子炉隔離時冷却系弁	1.51	6.0	1.84	6.0	OK
原子炉冷却材浄化系弁	4.01	6.0	1.46	6.0	OK
放射性ドレン移送系弁	4.38	6.0	0.99	6.0	OK
原子炉補機冷却水系弁	1.13	6.0	0.53	6.0	OK
非常用ガス処理系弁	3.30	6.0	0.63	6.0	OK
不活性ガス系弁	1.86	6.0	3.54	6.0	OK
可燃性ガス濃度制御系弁	1.08	6.0	0.80	6.0	OK

※ 今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 -まとめ-

○令和6年能登半島地震に対し各設備について構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した結果、各設備の発生応力や発生加速度等は全て評価基準値以下であり設計余裕に十分収まっていることから、原子炉建屋内設備の耐震健全性が確保されていることを確認した。

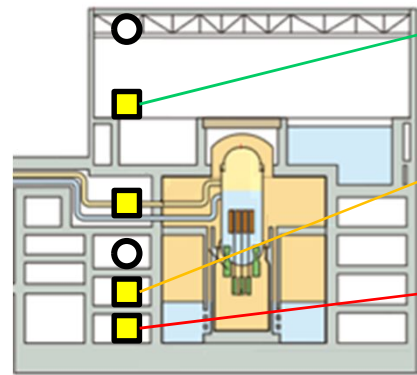
2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 参考資料①：床応答スペクトルの算出について –

○ 地震観測記録を取得してから床応答スペクトル算出に至るまでの大まかな流れを以下のとおり。

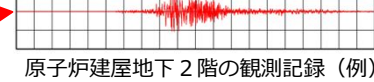
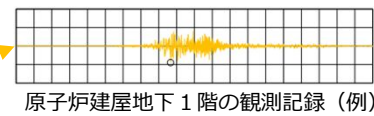
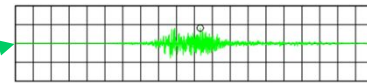
地震観測記録から床応答スペクトルを算出

①-1 地震観測記録の取得

■: 地震計
○: 建屋応答解析結果



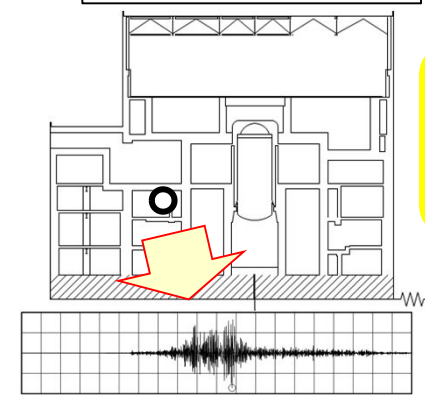
建屋各階の床面の揺れ(応答)を地震観測記録から取得する。



建屋応答解析から床応答スペクトルを算出

①-2 建屋床面の揺れの程度を計算 (建屋の地震応答解析)

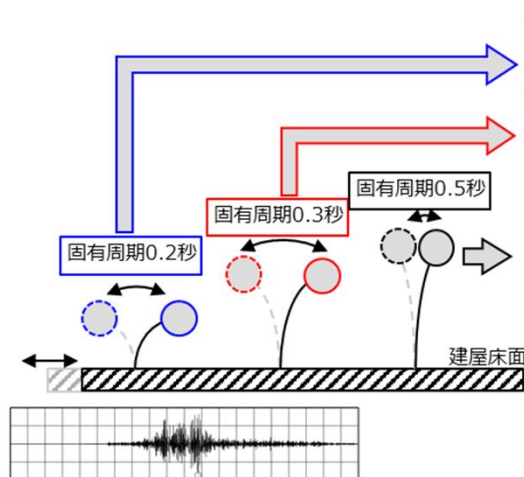
建屋の地震応答解析モデル



今回の観測記録を基に、原子炉建屋の床面の揺れの程度の時間的変化を算出(建屋の地震応答解析)し、地震観測記録がない階については、建屋の地震応答解析結果を用いる。

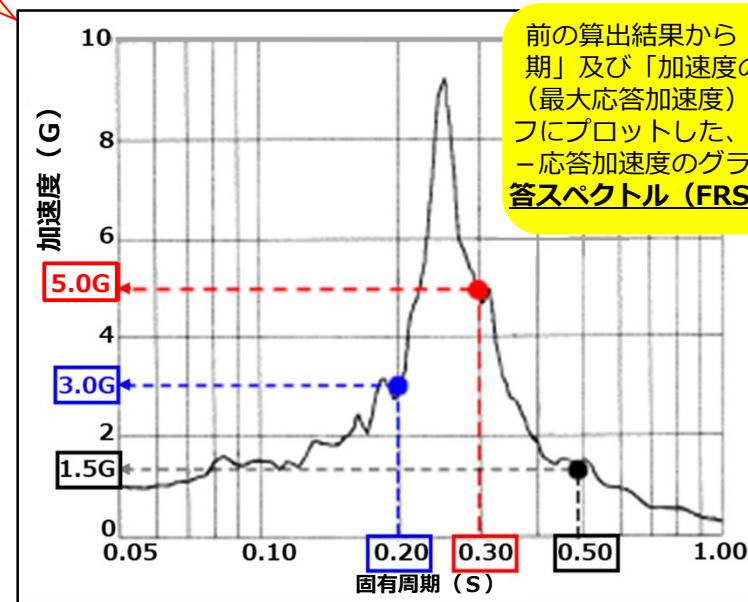
建屋の地震応答解析結果(加速度時刻歴) (例)

② 設備の揺れの程度を計算 (床応答スペクトル算出)



様々な固有周期を持つ一質点系モデル(建屋内の設備を模擬)ごとに揺れの程度の時間的変化を算出

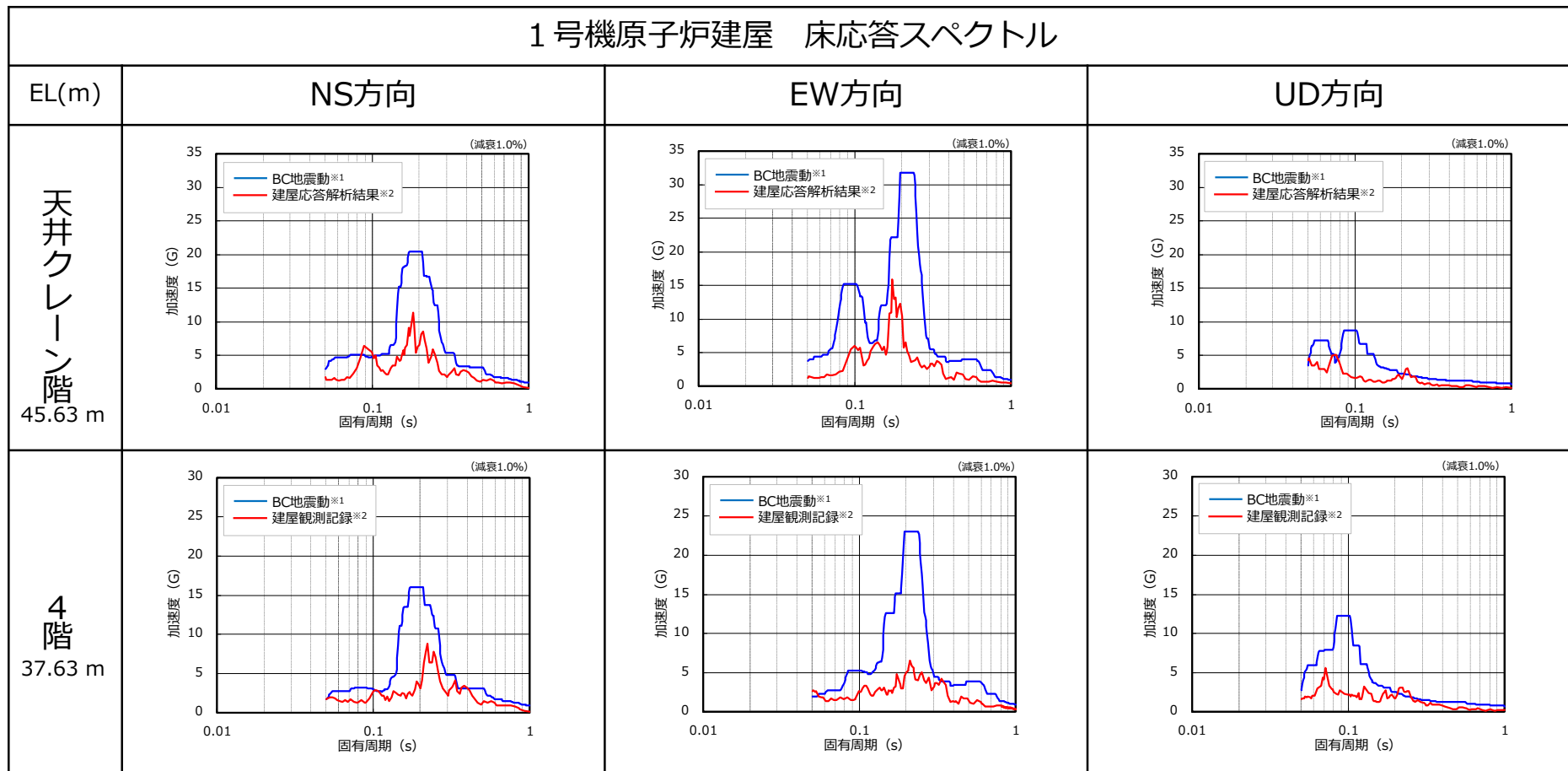
観測記録又は建屋の地震応答解析による加速度時刻歴波形を入力する



前の算出結果から「固有周期」及び「加速度の最大値(最大応答加速度)」をグラフにプロットした、固有周期-応答加速度のグラフを床応答スペクトル(FRS)という。

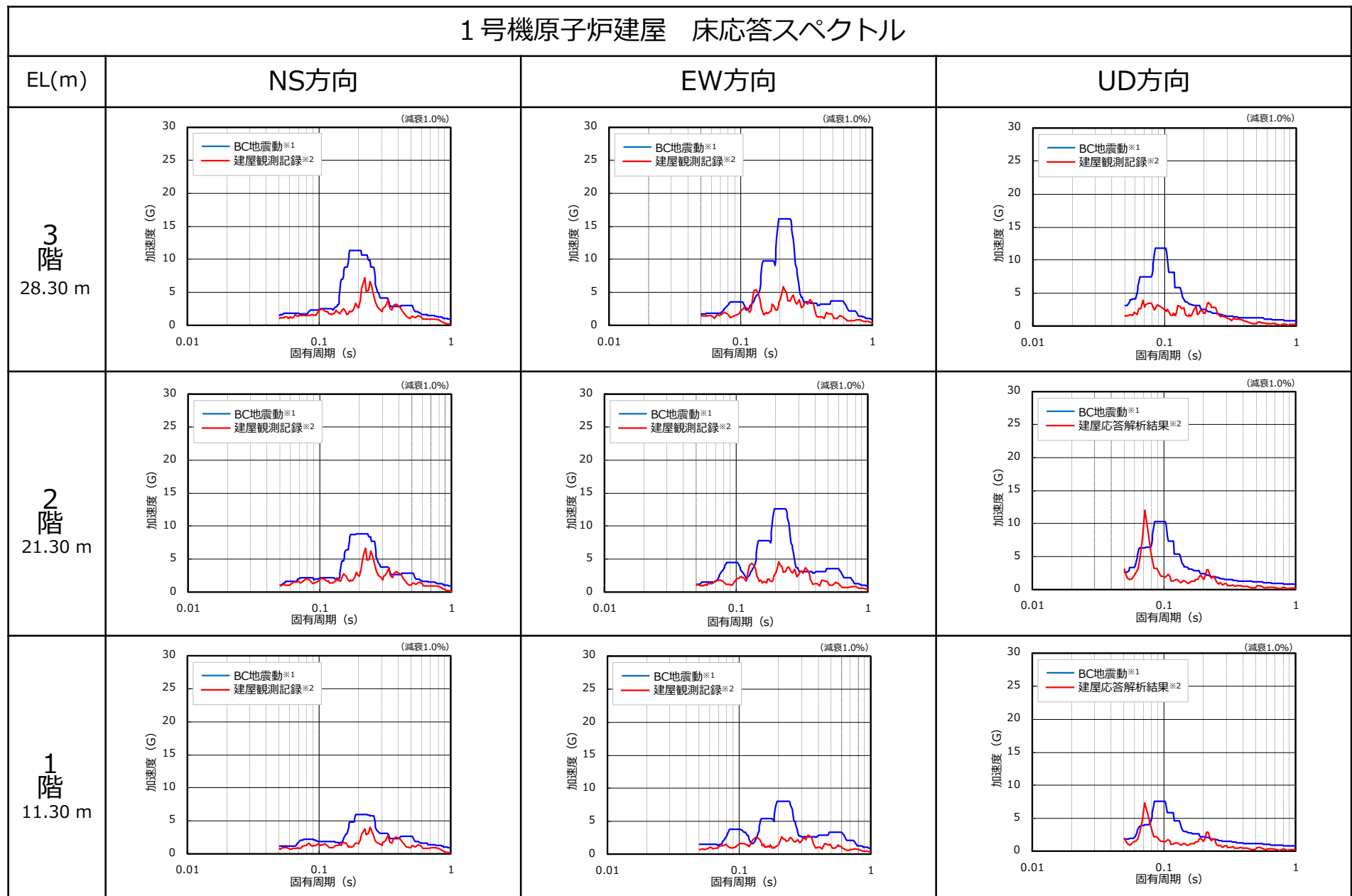
2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 参考資料②：床応答スペクトル（1号機原子炉建屋（1/3）） –

- 地震計が設置されている階については、**地震計の観測記録**を用いて評価用の床応答スペクトルや最大加速度を算出する。
- 地震計が設置されていない階については、原子炉建屋地下2階の地震計の観測記録をもとに**建屋応答解析**で算出された結果を観測記録の代わりとする。



※1：耐震バックチェック地震動（包絡波） ※2：令和6年能登半島地震動

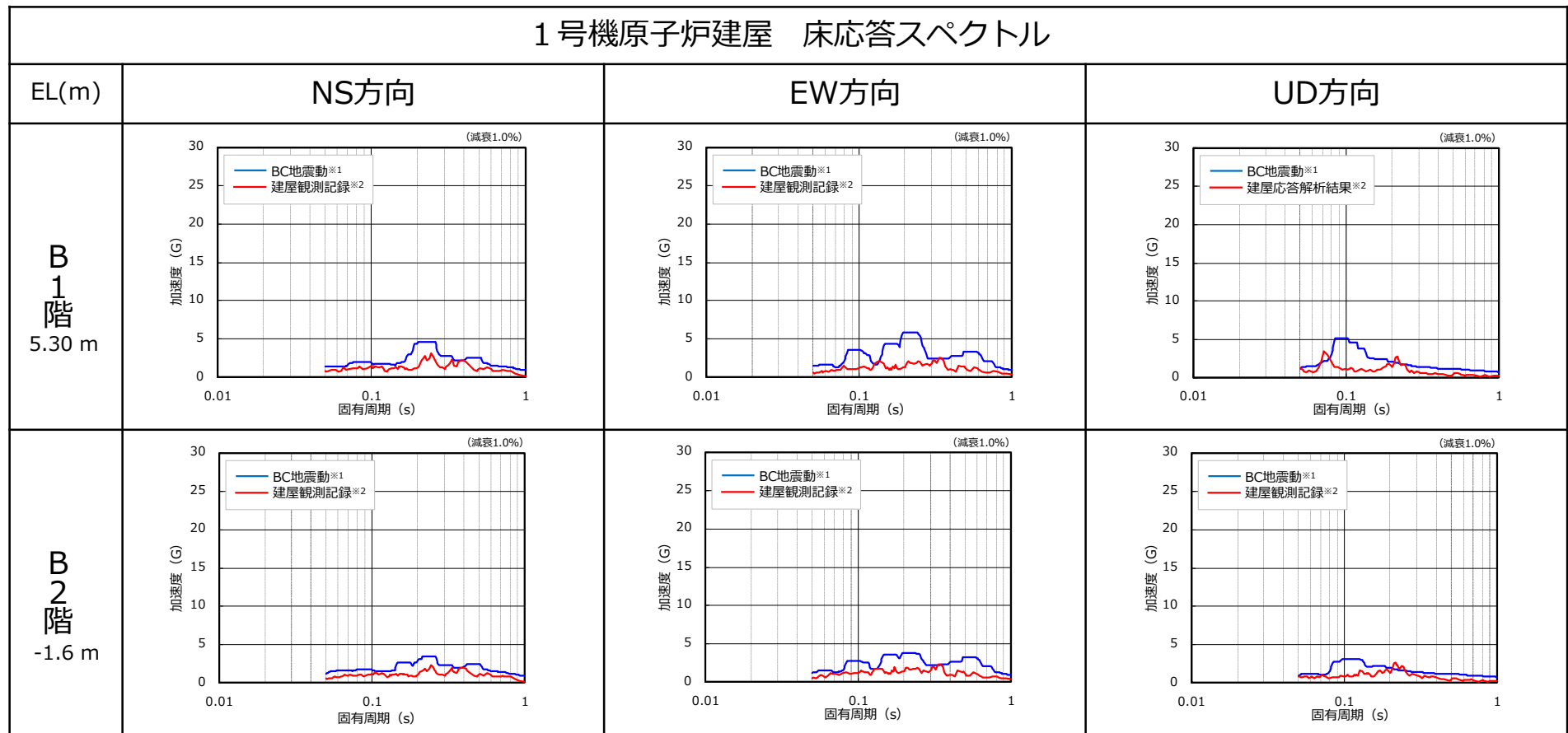
2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 - 参考資料②：床応答スペクトル（1号機原子炉建屋（2/3）） -



※1：耐震バックチェック地震動（包絡波）

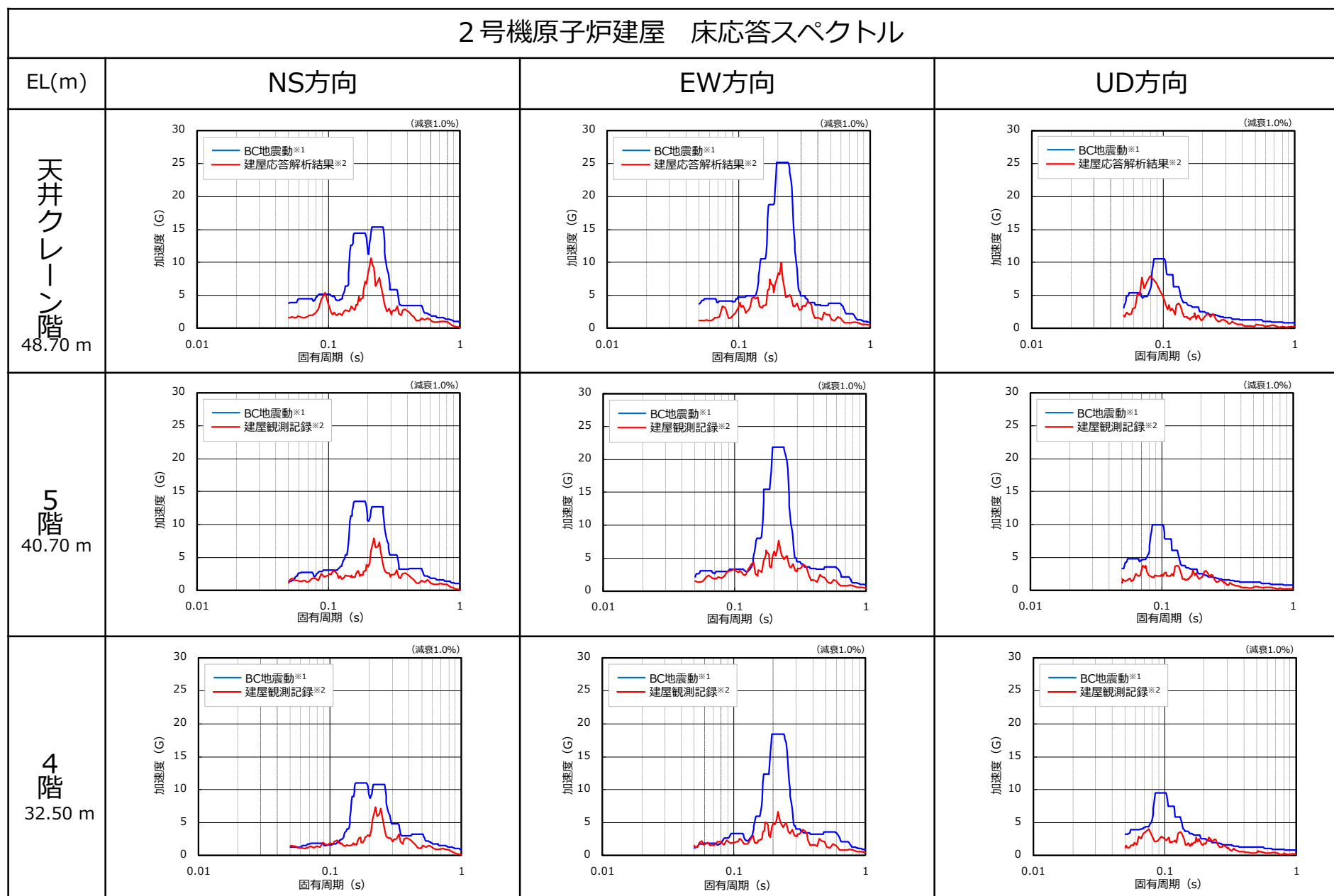
※2：令和6年能登半島地震動

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 - 参考資料②：床応答スペクトル（1号機原子炉建屋（3/3）） -



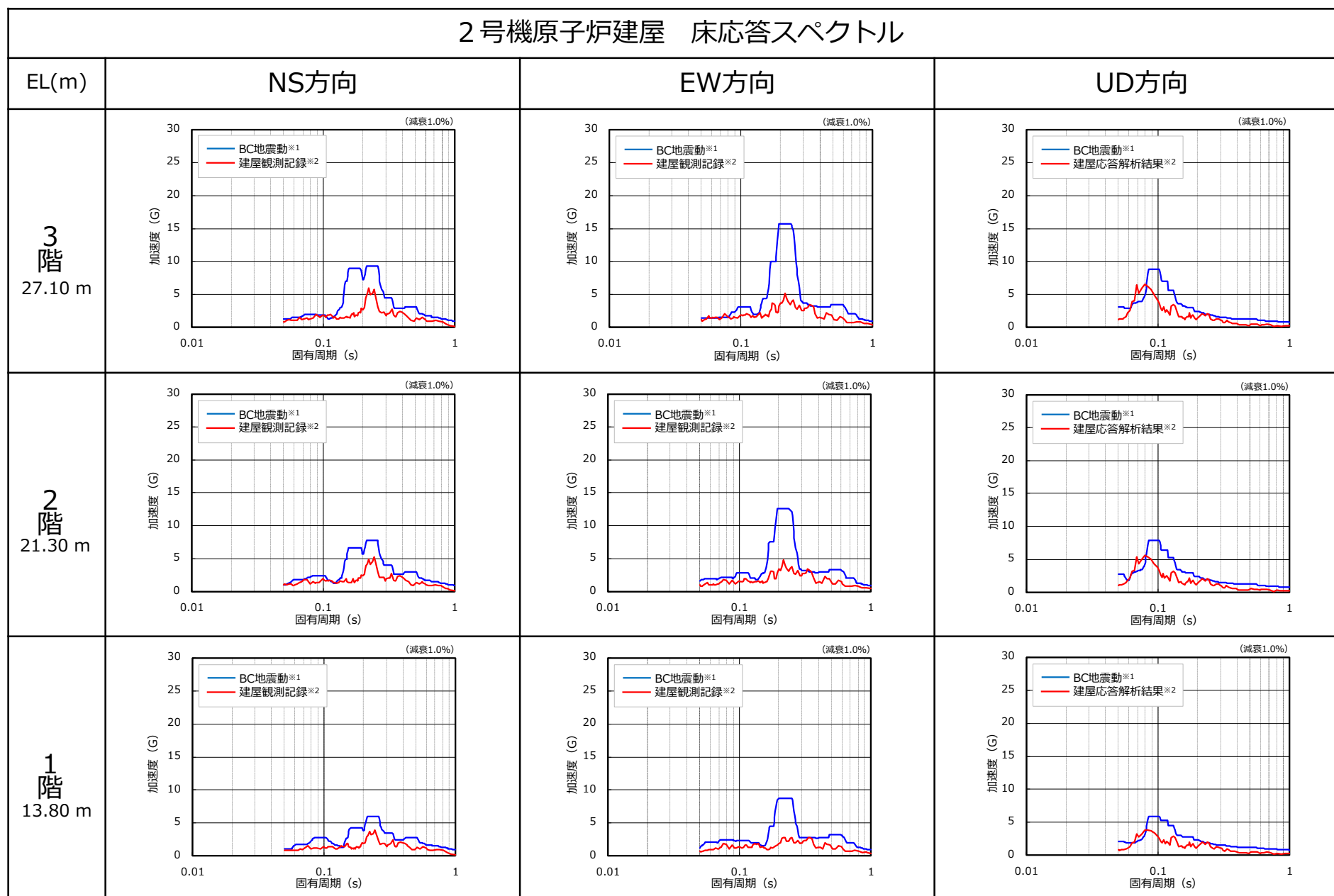
※1：耐震バックチェック地震動（包絡波） ※2：令和6年能登半島地震動

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 - 参考資料②：床応答スペクトル（2号機原子炉建屋（1/3）） -



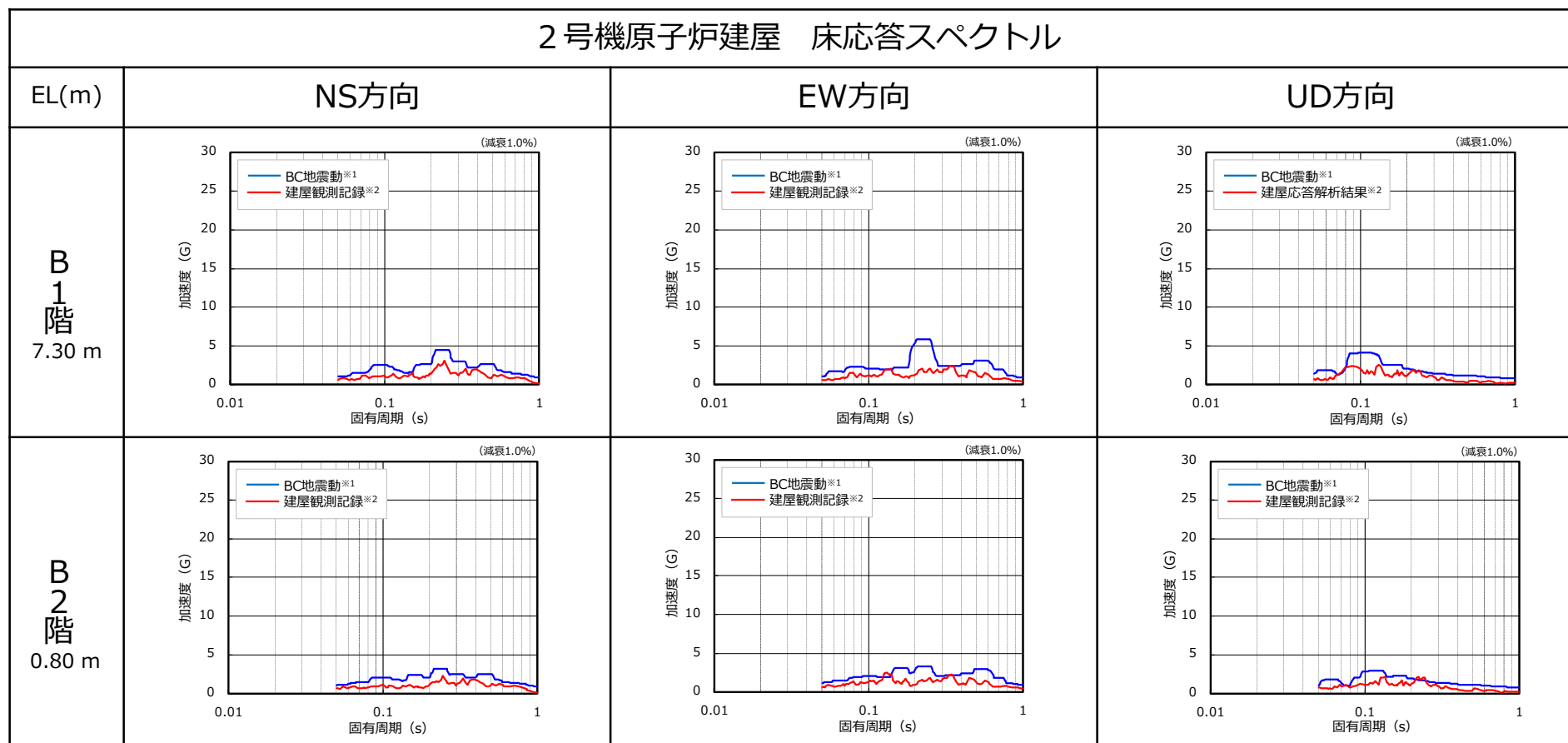
※1：耐震バックチェック地震動（包絡波） ※2：令和6年能登半島地震動

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 - 参考資料②：床応答スペクトル（2号機原子炉建屋（2/3）） -



※1：耐震バックチェック地震動（包絡波） ※2：令和6年能登半島地震動

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 - 参考資料②：床応答スペクトル（2号機原子炉建屋（3/3）） -



※1：耐震バックチェック地震動（包絡波） ※2：令和6年能登半島地震動

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 参考資料③：最大床応答加速度 –

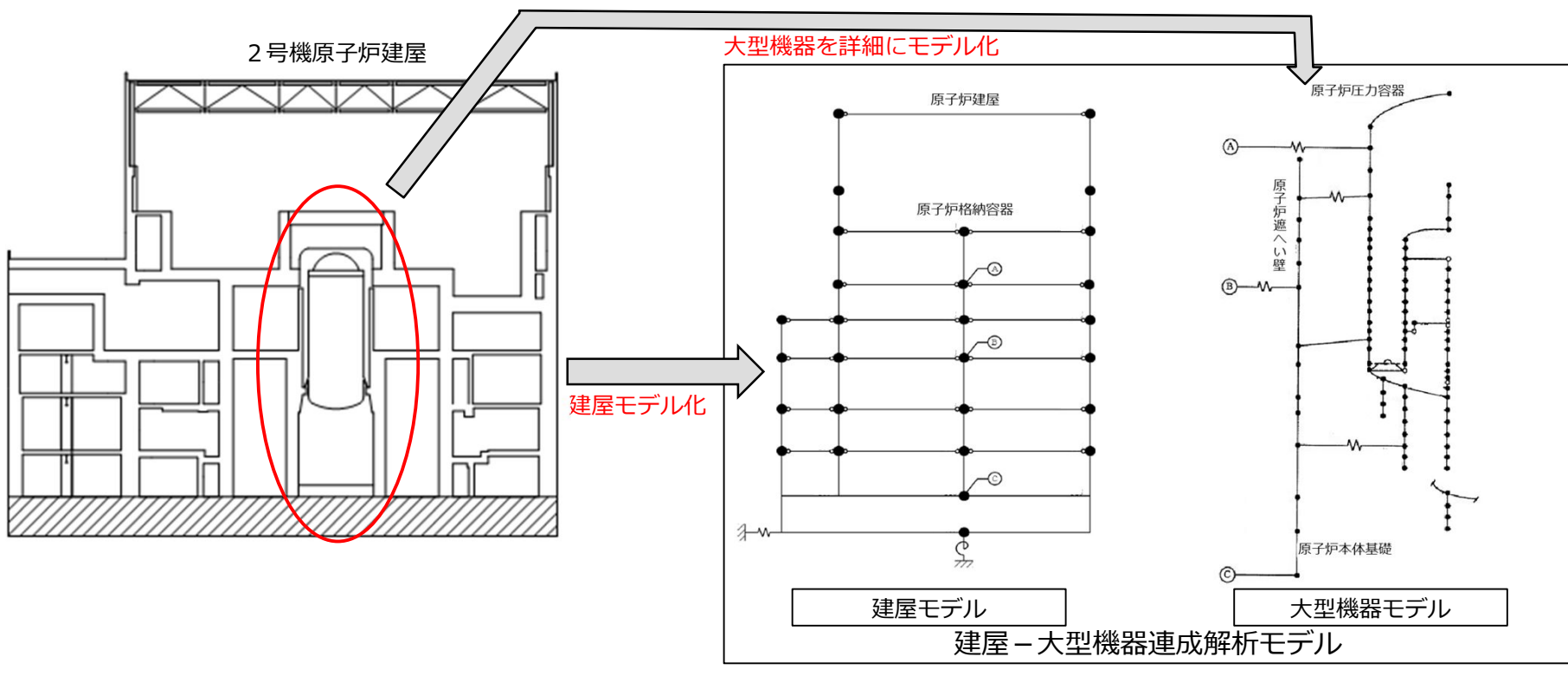
位置			観測記録の 最大床応答加速度 (G)			耐震バックチェックにおける 基準地震動Ssの 最大床応答加速度 (G)		
建屋	階	EL (m)	NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向
1号機 原子炉建屋	天井クレーン階	45.63	0.99 [*]	1.04 [*]	0.55 [*]	1.49	1.73	0.75
	4階	37.63	1.03	0.81	0.5	1.16	1.26	1.03
	3階	28.30	1.03	0.77	0.45	0.87	1.01	1.00
	2階	21.30	0.93	0.62	0.66 [*]	0.76	0.88	0.91
	1階	11.30	0.66	0.48	0.43 [*]	0.58	0.73	0.76
	地下1階	5.30	0.6	0.41	0.31 [*]	0.56	0.65	0.63
	地下2階	-1.60	0.4	0.33	0.27	0.53	0.53	0.46
2号機 原子炉建屋	天井クレーン階	48.70	1.33 [*]	0.96 [*]	0.85 [*]	1.31	1.55	0.92
	5階	40.70	0.93	0.97	0.46	1.08	1.14	0.84
	4階	32.50	0.81	0.84	0.48	0.93	0.97	0.76
	3階	27.10	0.68	0.69	0.73 [*]	0.84	0.84	0.73
	2階	21.30	0.63	0.63	0.64 [*]	0.70	0.76	0.70
	1階	13.80	0.55	0.53	0.44 [*]	0.60	0.69	0.63
	地下1階	7.30	0.45	0.45	0.29 [*]	0.55	0.56	0.54
	地下2階	0.80	0.34	0.39	0.27	0.51	0.50	0.44

※：建屋応答解析結果により算出した最大床応答加速度

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 参考資料④：建屋-大型機器連成解析 –

- 一般機器はその設備が設置されている階の床応答スペクトルで評価する一方、原子炉压力容器や原子炉格納容器等の大型機器は複数の建屋階層を跨ぐため建屋全体と連成させた地震応答解析（建屋-大型機器連成解析）の結果を基に評価する。
- 建屋-大型機器連成解析の概要を2号機を例として以下に示す。

- 建屋-大型機器連成解析モデルは、建屋モデルと大型機器モデル（原子炉本体基礎、原子炉遮へい壁、原子炉压力容器、炉心シュラウド、燃料集合体、制御棒案内管等）の間をはりにより結合した多質点はりモデルである。
- 解析の結果、地震力として質点の加速度や、はり部材のせん断力、モーメント及び軸力を算出している。



2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 参考資料⑤：地震時のプラント状態の地震応答解析モデル等への反映 –

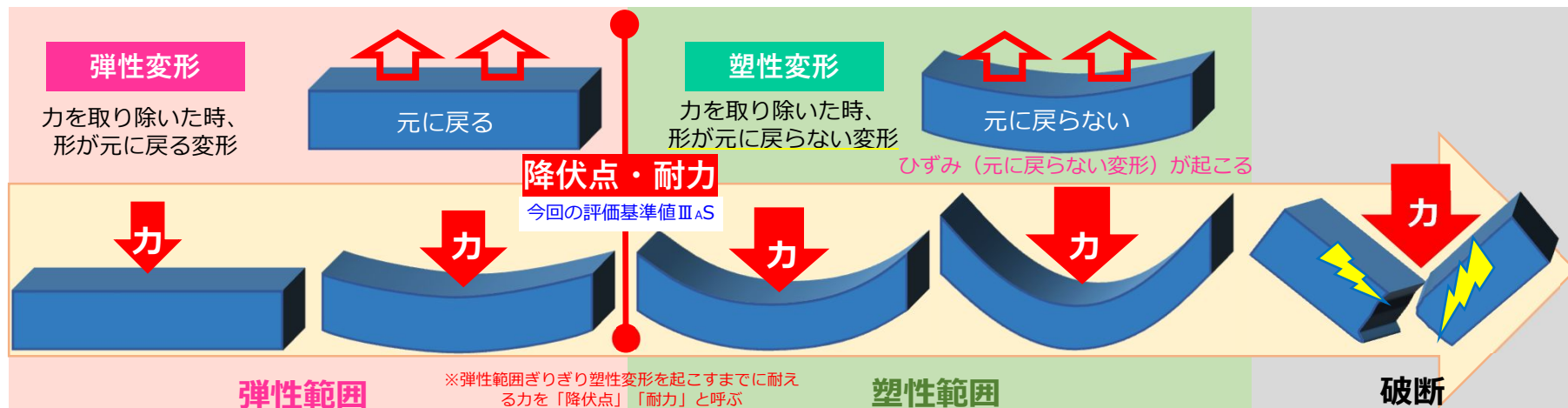
- 地震時は、1、2号機ともプラント状態（炉水温及び全燃料取出し）が通常運転時と異なっていることから、今回の健全性評価において、耐震バックチェック評価（以下、「既往評価」という。）から評価条件を変更している。
- なお、プラント状態が通常運転時と異なっても安全側の評価結果を与えると判断できる場合は、耐震バックチェック評価条件に基づく評価を実施した。

既往評価条件及び今回評価条件の主な変更点

項目		変更前 (既往評価条件)	変更後 (今回評価条件)
大型機器モデル	炉水温	1号機：286℃ 2号機：287℃	1号機：30.5℃ 2号機：24.0℃
	燃料有無	全燃料装荷	全燃料取り出し
設備の地震応答 解析モデル	配管	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ サポート移設及びサポート拘束点の変更 ・ 1号機主蒸気逃がし安全弁の取外し
	炉内核計 装設備	全燃料装荷状態のため、燃料体による変位（たわみ）拘束を考慮する	全燃料取り出し状態のため、燃料体による変位（たわみ）拘束を考慮しない

①構造強度評価

- 地震による設備の変形が弾性範囲を超えない許容応力
(許容応力状態Ⅲ_AS※)



※：JEAG4601に規定されている評価基準値。

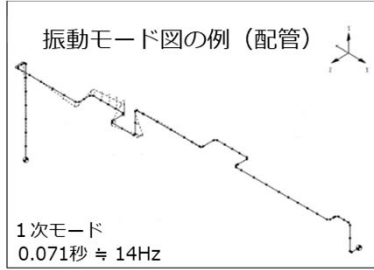
②動的機能維持評価

- 立形ポンプ、横形ポンプ及び弁等機種毎に地震で動的機能が損なわれないことが加振試験等で実証されている加速度

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 参考資料⑦：簡易計算手法の保守性 –

詳細計算手法（設計時の手法）

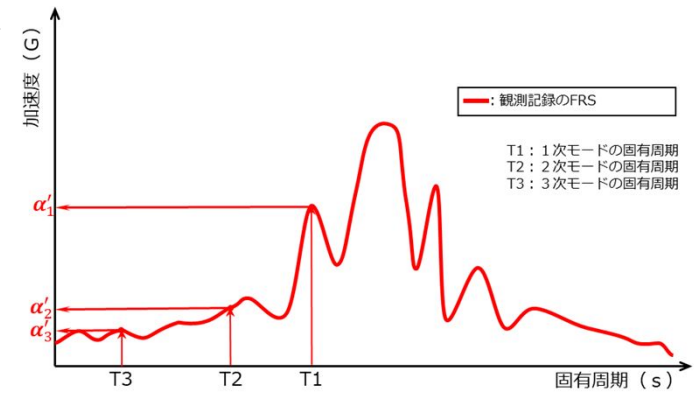
- 床応答スペクトル（FRS）により各固有周期の最大応答を算出（観測記録のFRSイメージを図1に例示）
- 各固有周期に対応する応答の重ね合わせ（二乗和平方根）により、設備の地震力（せん断力、曲げモーメント等）を計算



観測記録FRSによる地震力

$$= \sqrt{(A_1 \cdot \alpha'_1)^2 + (A_2 \cdot \alpha'_2)^2 + (A_3 \cdot \alpha'_3)^2}$$

図1



簡易計算手法（応答比倍による手法）

- 簡易評価手法では、耐震バックチェックのFRSと観測記録のFRSを用いて、応答比B（ $=\alpha'_1/\alpha_1$ ）を求める（図2参照）。
- この応答比Bを耐震バックチェックの地震力に乗じる。

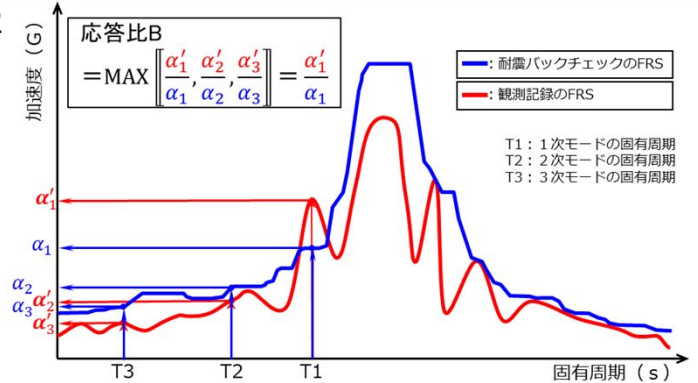
簡易計算手法による地震力

$$= B \times \text{耐震バックチェックFRSによる地震力}$$

$$= B \times \sqrt{(A_1 \cdot \alpha_1)^2 + (A_2 \cdot \alpha_2)^2 + (A_3 \cdot \alpha_3)^2}$$

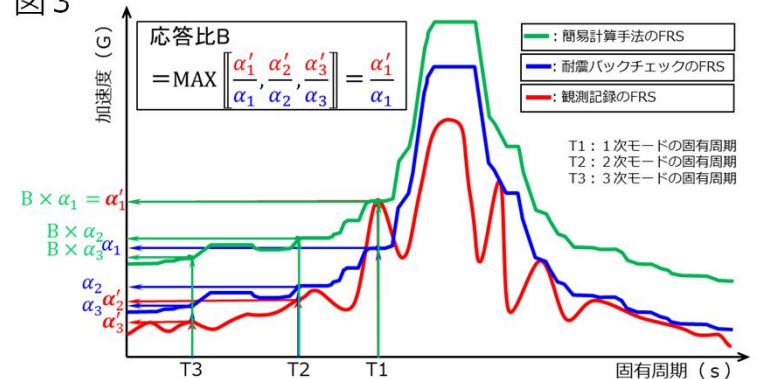
$$= \sqrt{(A_1 \cdot (B \cdot \alpha_1))^2 + (A_2 \cdot (B \cdot \alpha_2))^2 + (A_3 \cdot (B \cdot \alpha_3))^2}$$

図2



- 上式中の $B \cdot \alpha_x$ は、耐震バックチェックにおける応答加速度に応答比Bを乗じた応答加速度を意味しており、これを図示すると図3に示す簡易計算手法のFRS（緑線）となる。
- 図3にて、簡易評価手法のFRS（緑）及び観測記録のFRS（赤）を比較すると、配管の固有周期（T1～T3）において簡易計算手法のFRSが、観測記録を包絡することになる。

図3



以上より、**簡易計算手法は、詳細計算手法（観測記録を直接用いる）よりも保守的な評価手法である。**

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認 – 参考資料⑧：動的機能維持評価 –

評価方法

- 対象設備は耐震Sクラスのうち**地震時**あるいは**地震後**に**動的な機能を期待するもの**

- ・ 回転機器（ポンプ、ファン、電動機等）
- ・ 弁（電動駆動弁、空気作動弁等）

- これらの設備に対して地震時に**どれだけの加速度が作用したか**を建屋の地震応答解析により算出し、**評価基準値**と比較する

評価基準値

- 機種毎（ポンプ、ファン、弁等）に実機加振試験や詳細解析によって**動的機能が損なわれないことが確認されている加速度**

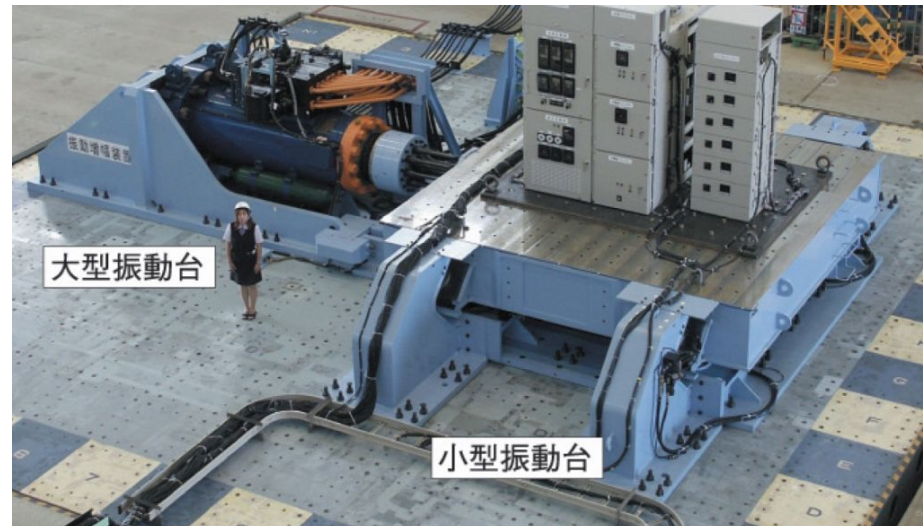
評価基準値



対象設備に作用した応答
加速度



動的機能が維持されている



大型振動試験装置による振動試験の例

3. まとめ

3. まとめ

1. 原子炉建屋の耐震健全性確認

- 令和6年能登半島地震に対する原子炉建屋の耐震健全性を確認した結果、層せん断力は耐震壁の鉄筋のみの弾性範囲で負担できるせん断応力度から求めた許容せん断力を下回っていることから、原子炉建屋の耐震健全性が確保されていることを確認した。

2. 原子炉建屋内設備の耐震健全性確認

- 令和6年能登半島地震に対し各設備について構造強度評価及び動的機能維持評価を実施した結果、各設備の発生応力や発生加速度等は全て評価基準値以下であることから、原子炉建屋内設備の耐震健全性が確保されていることを確認した。

(今後の予定)

- タービン建屋、海水熱交換器建屋及び同建屋内設備等の耐震健全性を今後確認していく。
- 今後の耐震評価においては、令和6年能登半島地震に係る分析及び知見の収集を行い、新たな知見については確実に基準地震動 S_s の策定及び耐震評価に反映し、更なる安全性の向上を図っていく。

全評価対象設備の評価結果

以下に全評価対象設備の評価結果を示す。対象設備に複数の評価部位がある場合は最小裕度となる評価部位の値を記載する。

なお、今回示した数値は現時点のものであり、最終報告において確定させる。

表 1 志賀 1 号機 構造強度評価結果（一般機器）

No.	機器名称	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果	備考
1	逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ	胴板	A	26	150	OK	
2	逃がし安全弁自動減圧機能用 アキュムレータ	胴板	A	32	135	OK	
3	水圧制御ユニット	フレーム	A	74	205	OK	
4	ほう酸水貯蔵タンク	基礎ボルト	A	45	173	OK	
5	ほう酸水注入ポンプ	基礎ボルト	A	11	133	OK	
6	燃料取替エリア排気モニタ	取付ボルト	A	1	139	OK	
7	残留熱除去系熱交換器	基礎ボルト	B	275	318	OK	
8	残留熱除去ポンプ	基礎ボルト	A	18	350	OK	
9	低圧炉心スプレイポンプ	基礎ボルト	A	9	350	OK	
10	高圧炉心スプレイポンプ	基礎ボルト	A	12	350	OK	
11	原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	タービン取付ボルト	A	46	443	OK	
12	原子炉隔離時冷却ポンプ	基礎ボルト	A	32	455	OK	
13	燃料取替機	走行レール	A	293	483	OK	
14	使用済燃料貯蔵ラック(77 体)	取付ボルト	A	79	153	OK	
15	使用済燃料貯蔵ラック(88 体)	取付ボルト	A	110	153	OK	
16	使用済燃料貯蔵ラック(121 体)	取付ボルト	A	125	145	OK	
17	使用済燃料貯蔵ラック(132 体)	取付ボルト	A	64	153	OK	
18	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	取付ボルト	A	118	137	OK	
19	非常用炉心冷却系制御盤	取付ボルト	A	8	173	OK	
20	原子炉緊急停止系盤	取付ボルト	A	15	173	OK	
21	原子炉冷却材再循環系計装ラック	取付ボルト	A	9	173	OK	
22	計装用無停電交流電源装置	取付ボルト	A	7	133	OK	
23	直流 115V 系蓄電池	取付ボルト	A	10	133	OK	
24	高圧炉心スプレイ系直流 115V 蓄電池	取付ボルト	A	5	133	OK	
25	直流 230V 系蓄電池	取付ボルト	A	13	173	OK	
26	直流 115V 系充電器	取付ボルト	A	5	133	OK	
27	高圧炉心スプレイ系直流 115V 充電器	取付ボルト	A	5	133	OK	
28	直流 230V 系常用充電器	取付ボルト	A	8	133	OK	

No.	機器名称	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果	備考
29	非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	基礎ボルト	A	50	254	OK	
30	非常用ディーゼル発電設備 発電機	機関側軸受台 取付ボルト	A	15	117	OK	
31	非常用ディーゼル発電設備 空気貯槽	胴板	A	97	241	OK	
32	非常用ディーゼル発電設備 空気圧縮機	基礎ボルト	A	5	141	OK	
33	非常用ディーゼル発電設備 燃料ディタンク	基礎ボルト	A	18	158	OK	
34	高圧炉心スプレイディーゼル発電設備 ディーゼル機関	基礎ボルト	A	50	254	OK	
35	高圧炉心スプレイディーゼル発電設備 発電機	機関側軸受台 取付ボルト	A	15	117	OK	
36	高圧炉心スプレイディーゼル発電設備 空気貯槽	胴板	A	97	241	OK	
37	高圧炉心スプレイディーゼル発電設備 空気圧縮機	基礎ボルト	A	5	141	OK	
38	高圧炉心スプレイディーゼル発電設備 燃料ディタンク	基礎ボルト	A	12	158	OK	
39	非常用ガス処理系フィルタ装置	取付ボルト	A	154	342	OK	
40	非常用ガス処理系排風機	排風機取付ボルト	A	25	150	OK	
41	非常用ガス処理系乾燥装置	基礎ボルト	A	28	169	OK	
42	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	ベース取付溶接部	A	25	52	OK	
43	原子炉建屋クレーン	落下防止ラグ	A	202	231	OK	
44	中央制御室送風機	基礎ボルト	A	50	180	OK	
45	中央制御室排風機	基礎ボルト	A	8	180	OK	
46	中央制御室再循環送風機	基礎ボルト	A	9	180	OK	
47	中央制御室再循環フィルタ装置	基礎ボルト	A	24	133	OK	

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

表 2 志賀 1 号機 構造強度評価結果 (大型機器)

No.	機器名称	評価部位	発生応力の算出方法 ^{※1}	発生応力 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果	備考
1	シュラウドヘッド	シュラウドヘッド	A	67	94	OK	
2	シュラウドサポート	下部胴	A	93	161	OK	
3	炉心シュラウド	中間胴	A	55	92	OK	
4	蒸気乾燥器	耐震用ブロック	A	27	34	OK	
5	気水分離器	スタンドパイプ	A	68	130	OK	
6	燃料支持金具	周辺燃料支持金具	A	10	56	OK	
7	炉心支持板	支持板	A	122	214	OK	
8	上部格子板	グリッドプレート	A	85	214	OK	
9	ジェットポンプ	ライザブレース	A	105	174	OK	
10	制御棒案内管	ボディ	A	17	145	OK	
11	中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	A	101	139	OK	
12	中性子源領域計測装置/ 中間領域計測装置ドライチューブ	ドライチューブ	B	178	265	OK	
13	局部出力領域計測装置検出器集合体	LPRM 検出器 カバーチューブ	B	120	172	OK	
14	給水スパージャ	レジューサ	A	5	92	OK	
15	高圧及び低圧炉心スプレイスパージャ	ヘッド	A	11	139	OK	
16	原子炉圧力容器スタビライザ	ブラケット	A	181	203	OK	
17	原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	A	147	207	OK	
18	原子炉圧力容器胴板	胴板	A	170	303	OK	
19	原子炉圧力容器下部鏡板	下部鏡板	A	191	303	OK	
20	原子炉圧力容器支持スカート	スカート	A	0.3	1	OK	軸圧縮 比率評価
21	制御棒駆動機構ハウジング支持金具	レストレントビーム 端部	A	127	201	OK	
22	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	スタブチューブ	A	163	271	OK	
23	原子炉再循環水出口ノズル(N1)	ノズルセーフエンド	A	170	193	OK	
24	原子炉再循環水入口ノズル(N2)	ノズルセーフエンド	B	129	193	OK	
25	主蒸気ノズル(N3)	ノズルエンド、ノズル セーフエンド溶接部	A	103	188	OK	
26	給水ノズル(N4)	ノズルセーフエンド	A	174	252	OK	
27	低圧炉心スプレィノズル(N5)	ノズルセーフエンド	A	146	252	OK	
28	低圧注水ノズル(N6)	ノズルセーフエンド	A	86	188	OK	
29	上蓋スプレィノズル(N7)	フランジ	A	58	426	OK	
30	上蓋スプレィノズル(N7)内管	内管	A	14	139	OK	
31	ベントノズル(N8)	フランジ	A	43	303	OK	
32	ジェットポンプ計測管 貫通部ノズル(N9)	溶接部	A	65	196	OK	

No.	機器名称	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果	備考
33	差圧検出・ほう酸水注入ノズル(N11)	ノズルセーフエンド	A	107	196	OK	
34	計装ノズル(N12、N13、N14)	ノズルセーフエンド	A	119	197	OK	
35	ドレンノズル(N15)	ノズルセーフエンド	A	137	262	OK	
36	高圧炉心スプレインズル(N16)	ノズルセーフエンド	A	94	188	OK	
37	ブラケット類	蒸気乾燥器 支持ブラケット	A	135	178	OK	
38	差圧検出・ほう酸水注入系配管 (原子炉圧力容器内部)	差圧検出管	A	30	160	OK	
39	差圧検出・ほう酸水注入系配管(外管)	差圧検出管	A	42	114	OK	
40	残留熱除去系配管 (原子炉圧力容器内部)	リング	A	4	142	OK	
41	高圧及び低圧炉心スプレイン系配管	高圧炉心スプレイン系 配管	A	8	63	OK	
42	ドライウェル(円筒部・基部)	基部	A	0.29	1	OK	座屈評価
43	ドライウェル主フランジ	下部取付部	A	33	344	OK	
44	所員用エアロック	円筒胴	A	55	229	OK	
45	機器搬入用ハッチ	機器搬入用ハッチ本 体と補強板との結合 部	A	45	495	OK	
46	逃がし安全弁搬出入口	逃がし安全弁搬出 口本体と補強板との 結合部	A	49	495	OK	
47	制御棒駆動機構搬出入口	制御棒駆動機構搬 出入口本体と補強板 との結合部	A	43	495	OK	
48	原子炉格納容器スタビライザ	ガセットプレート	B	101	215	OK	
49	原子炉格納容器配管貫通部	管台	A	142	211	OK	
50	原子炉格納容器電気配線貫通部	スリーブ	A	42	211	OK	
51	ベントヘッダ	強め輪	A	152	237	OK	
52	ベント管	ベント管とドライ ウェルとの結合部	A	94	495	OK	
53	ベント管ベローズ	ベローズ	B	0.08	1	OK	疲労評価
54	ダウンカメラ	ベントヘッダとダ ウンカメラの結合部	A	154	344	OK	
55	サプレッションチェンバ	中央部下部	A	75	237	OK	
56	サプレッションチェンバスプレイン管	案内管	A	201	219	OK	
57	サプレッションチェンバサポート	ベースプレート	A	147	237	OK	
58	原子炉遮へい壁	開口集中部	A	95	215	OK	
59	原子炉本体基礎	ベアリングプレート (コンクリート部)	A	9	15.6	OK	

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

表3 志賀1号機 構造強度評価結果（配管）

No.	機器名称	評価部位	発生応力の算出方法 ^{※1}	発生応力 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果	備考
1	主蒸気系配管	配管本体	B	91	308	OK	全4モデル 主蒸気逃がし安全弁 取外し中 ^{※2}
2	給水系配管	配管本体	A	157	209	OK	全2モデル
3	原子炉冷却材再循環系配管	配管本体	A	232	274	OK	全2モデル
4	制御棒駆動系配管	配管本体	B	81	159	OK	全21モデル
		配管サポート ^{※3}	A	1140	1450	OK	単位：N
5	ほう酸水注入系配管	配管本体	A	138	283	OK	全4モデル
6	残留熱除去系配管	配管本体	B	140	219	OK	全17モデル
		配管サポート ^{※3}	B	215	245	OK	
7	低圧炉心スプレイ系配管	配管本体	A	194	221	OK	全3モデル
8	高圧炉心スプレイ系配管	配管本体	A	176	221	OK	全3モデル
9	原子炉隔離時冷却系配管	配管本体	B	139	187	OK	全5モデル
		配管サポート ^{※3}	A	105	199	OK	
10	原子炉冷却材浄化系配管	配管本体	B	122	182	OK	全2モデル
		配管サポート ^{※3}	A	21469	52955	OK	単位：N
11	燃料プール冷却浄化系配管	配管本体	A	21	188	OK	全5モデル
12	放射性ドレン移送系配管	配管本体	A	147	211	OK	全4モデル
13	原子炉補機冷却水系配管	配管本体	B	168	233	OK	全16モデル
		配管サポート ^{※3}	A	56968	58465	OK	単位：N
14	高圧炉心スプレイディーゼル 補機冷却水系配管	配管本体	A	219	229	OK	全7モデル
15	非常用ガス処理系配管	配管本体	A	154	215	OK	全3モデル
16	不活性ガス系配管	配管本体	B	202	219	OK	全3モデル
		配管サポート ^{※3}	A	190	245	OK	
17	可燃性ガス濃度制御系配管	配管本体	A	175	211	OK	全6モデル

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 主蒸気逃がし安全弁取外し中で耐震バックチェック時と評価モデルが異なることから、A（簡易計算法）を適用できないため B（詳細計算法）を適用

※3 配管本体の評価において簡易計算法（A）により算出した発生応力が評価基準値を上回り詳細計算法（B）を実施したモデルについては、当該モデルの配管サポートについても構造強度評価を実施

表 4 志賀 1 号機 動的機能維持評価結果（一般機器）

No.	機器名称	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価結果	備考
		応答 加速度	評価 基準値	応答 加速度	評価 基準値		
1	ほう酸水注入ポンプ	0.93	1.6	0.66	1.0	OK	
2	残留熱除去ポンプ	0.40	2.5	0.63	1.0	OK	
3	低圧炉心スプレイポンプ	0.40	2.5	0.27	1.0	OK	
4	高圧炉心スプレイポンプ	0.40	2.5	0.27	1.0	OK	
5	原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	0.40	2.4	0.63	1.0	OK	
6	原子炉隔離時冷却ポンプ	0.40	1.4	0.63	1.0	OK	
7	非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	0.66	1.1	0.43	1.0	OK	
8	非常用ディーゼル発電設備 発電機	0.66	1.1	0.43	1.0	OK	
9	高圧炉心スプレイディーゼル発電設備 ディーゼル機関	0.66	1.1	0.43	1.0	OK	
10	高圧炉心スプレイディーゼル発電設備 発電機	0.66	1.1	0.43	1.0	OK	
11	非常用ガス処理系排風機	1.03	2.3	0.45	1.0	OK	
12	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	1.03	2.6	0.45	1.0	OK	
13	中央制御室送風機	1.03	2.3	0.45	1.0	OK	
14	中央制御室排風機	0.93	2.6	0.66	1.0	OK	
15	中央制御室再循環送風機	0.93	2.6	0.66	1.0	OK	

表5 志賀1号機 動的機能維持評価結果（弁）

No.	機器名称	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価結果	備考
		応答 加速度	評価 基準値	応答 加速度	評価 基準値		
1	主蒸気系弁	3.57	10.0	0.57	6.2	OK	全8弁
2	給水系弁	1.23	6.0	3.27	6.0	OK	全4弁
3	ほう酸水注入系弁	3.36	6.0	1.82	6.0	OK	全2弁
4	残留熱除去系弁	4.39	6.0	1.74	6.0	OK	全33弁
5	低圧炉心スプレイ系弁	5.25	6.0	1.96	6.0	OK	全4弁
6	高圧炉心スプレイ系弁	2.53	6.0	1.38	6.0	OK	全3弁
7	原子炉隔離時冷却系弁	1.63	6.0	0.92	6.0	OK	全5弁
8	原子炉冷却材浄化系弁	5.01	6.0	1.10	6.0	OK	全3弁
9	放射性ドレン移送系弁	3.50	6.0	0.90	6.0	OK	全4弁
10	原子炉補機冷却水系弁	4.76	6.0	2.14	6.0	OK	全14弁
11	高圧炉心スプレイディーゼル補機冷却水系弁	4.29	6.0	4.46	6.0	OK	全5弁
12	非常用ガス処理系弁	1.57	6.0	2.18	6.0	OK	全6弁
13	不活性ガス系弁	2.76	6.0	4.29	6.0	OK	全8弁
14	可燃性ガス濃度制御系弁	5.22	6.0	3.88	6.0	OK	全6弁

表6 志賀2号機 構造強度評価結果（一般機器）

No.	機器名称	評価部位	発生応力の算出方法 ^{※1}	発生応力 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果	備考
1	逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ	胴板	A	24	150	OK	
2	逃がし安全弁自動減圧機能用 アキュムレータ	胴板	A	30	135	OK	
3	水圧制御ユニット	フレーム	A	58	234	OK	
4	ほう酸水貯蔵タンク	基礎ボルト	A	63	160	OK	
5	ほう酸水注入ポンプ	ポンプ取付ボルト	A	14	122	OK	
6	燃料取替エリア排気モニタ	取付ボルト	A	8	139	OK	
7	原子炉棟・タービン建屋換気空調系 原子炉棟排気モニタ	取付ボルト	A	3	139	OK	
8	主蒸気管モニタ	取付ボルト	A	1 未満	179	OK	
9	残留熱除去系熱交換器	胴板	B	115	373	OK	
10	残留熱除去ポンプ	基礎ボルト	A	9	350	OK	
11	高圧炉心注水ポンプ	基礎ボルト	A	12	350	OK	
12	原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	タービン取付ボルト	A	26	443	OK	
13	原子炉隔離時冷却ポンプ	基礎ボルト	A	28	455	OK	
14	燃料取替機	ガーダボルト	B	198	525	OK	
15	使用済燃料貯蔵ラック(88 体)	基礎ボルト	A	111	153	OK	
16	使用済燃料貯蔵ラック(96 体)	基礎ボルト	A	120	153	OK	
17	使用済燃料貯蔵ラック(121 体)	基礎ボルト	A	137	153	OK	
18	使用済燃料貯蔵ラック(132 体 A)	基礎ボルト	A	128	153	OK	
19	使用済燃料貯蔵ラック(132 体 B)	基礎ボルト	A	133	153	OK	
20	使用済燃料貯蔵ラック(144 体)	基礎ボルト	A	129	153	OK	
21	制御棒・破損燃料貯蔵ラック	基礎ボルト	A	122	153	OK	
22	運転監視補助盤	取付ボルト	A	15	173	OK	
23	E S F 盤	取付ボルト	A	19	173	OK	
24	S R N M 前置増幅器盤	取付ボルト	A	15	173	OK	
25	原子炉系計装ラック	取付ボルト	A	6	173	OK	
26	計装用無停電交流電源装置	取付ボルト	A	10	173	OK	
27	115V 非常用蓄電池	取付ボルト	A	11	173	OK	全 9 台
28	115V 非常用充電器盤	取付ボルト	A	5	133	OK	全 3 台
29	非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	基準軸受面圧	A	18	25	OK	
30	非常用ディーゼル発電設備 発電機	機関側軸受台下部 ベース取付ボルト	A	106	243	OK	
31	非常用ディーゼル発電設備 空気貯槽	胴板	A	112	241	OK	
32	非常用ディーゼル発電設備 空気圧縮機	基礎ボルト	A	5	139	OK	
33	非常用ディーゼル発電設備 燃料ディタンク	基礎ボルト	A	11	122	OK	
34	非常用ガス処理系フィルタ装置	装置取付ボルト	A	139	342	OK	

No.	機器名称	評価部位	発生応力の 算出方法 ^{※1}	発生応力 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価 結果	備考
35	非常用ガス処理系排風機	排風機取付ボルト	A	64	148	OK	
36	非常用ガス処理系乾燥装置	基礎ボルト	A	26	169	OK	
37	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	ベース取付溶接部	A	19	52	OK	
38	原子炉建屋クレーン	横行レール	A	353	549	OK	
39	中央制御室送風機	基礎ボルト	A	12	173	OK	
40	中央制御室排風機	基礎ボルト	A	4	180	OK	
41	中央制御室再循環送風機	基礎ボルト	A	4	139	OK	
42	中央制御室再循環フィルタ装置	基礎ボルト	A	14	133	OK	

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

表7 志賀2号機 構造強度評価結果 (大型機器)

No.	機器名称	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力 (MPa)	評価基準値(MPa)	評価結果	備考
1	シュラウドヘッド	鏡板	A	122	191	OK	
2	シュラウドサポート	下部胴	A	49	128	OK	
3	炉心シュラウド	下部胴上端	A	41	127	OK	
4	上蓋スプレイベントノズル(内管)	内管	A	11	138	OK	
5	蒸気乾燥器	耐震用ブロック	A	24	181	OK	
6	気水分離器	スタンドパイプ	A	92	127	OK	
7	燃料支持金具	周辺燃料支持金具	A	14	85	OK	
8	炉心支持板	支持板	A	120	213	OK	
9	上部格子板	グリッドプレート	A	83	213	OK	
10	原子炉冷却材再循環ポンプ	スタッドボルト	A	189	300	OK	
11	原子炉冷却材再循環ポンプ モーターケーシング	ケーシング	A	118	165	OK	
12	制御棒案内管	下部溶接部	A	9	92	OK	
13	中性子束計測案内管	中性子束計測案内管	A	5	138	OK	
14	起動領域モニタドライチューブ	パイプ	B	295	308	OK	
15	局部出力領域モニタ検出器集合体	カバーチューブ	B	133	200	OK	
16	給水スパージャ	ヘッド	A	23	213	OK	
17	低圧炉心注水スパージャ	ヘッド	A	19	213	OK	
18	高圧炉心注水スパージャ	ヘッド	A	34	213	OK	
19	原子炉圧力容器スタビライザ	ブラケット	A	106	172	OK	
20	原子炉圧力容器基礎ボルト	基礎ボルト	A	195	499	OK	
21	原子炉圧力容器胴板	胴板	A	185	303	OK	
22	原子炉圧力容器下部鏡板	球殻部	A	198	303	OK	
23	原子炉圧力容器支持スカート	スカート	A	0.2	1	OK	軸圧縮 比率評価
24	制御棒駆動機構ハウジング レストレントビーム	プレート	A	117	176	OK	
25	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	スタブチューブ	A	77	99	OK	
26	原子炉冷却材再循環ポンプ 貫通孔(N1)	ケーシング側付け根R部	A	259	438	OK	
27	主蒸気ノズル(N3)	ノズルセーフエンド	A	100	303	OK	
28	給水ノズル(N4)	ノズルセーフエンド	A	179	252	OK	
29	低圧注水ノズル(N6)	ノズルセーフエンド	A	161	252	OK	
30	上蓋スプレイ・ベントノズル(N7)	フランジ	A	222	411	OK	
31	原子炉停止時冷却材 出口ノズル(N8)	ノズルセーフエンド	A	105	188	OK	
32	原子炉冷却材再循環ポンプ 差圧検出ノズル(N9)	肉盛溶接部	A	116	295	OK	
33	原子炉停止時冷却材 出口ノズル(N10)	ノズルセーフエンド	A	146	252	OK	
34	炉心支持板差圧検出ノズル(N11)	肉盛溶接部	A	94	295	OK	
35	計装ノズル(N12)	ノズルセーフエンド	A	123	206	OK	

No.	機器名称	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力 (MPa)	評価基準値(MPa)	評価結果	備考
36	計装ノズル(N13)	ノズルセーフエンド	A	128	206	OK	
37	計装ノズル(N14)	ノズルセーフエンド	A	50	142	OK	
38	ドレンノズル(N15)	肉盛溶接部	A	225	282	OK	
39	高圧炉心注水ノズル(N16)	ノズルセーフエンド	A	125	188	OK	
40	ブラケット類	上部ガイドロッドブラケット	A	144	205	OK	
41	炉心支持板差圧検出配管	配管(炉外)	A	53	85	OK	
42	高圧炉心注水系配管(原子炉圧力容器内部)	配管	A	20	213	OK	
43	原子炉再循環ポンプ差圧検出配管	配管(炉外)	A	6	85	OK	
44	クエンチャサポート	クエンチャサポート基礎	A	372	473	OK	
45	原子炉格納容器ライナ部	ライナプレート	A	0.00022	0.005	OK	圧縮ひずみ評価
46	ドライウェル上鏡	フランジプレート(上側)	A	26	264	OK	
47	所員用エアロック(上部ドライウェル)	ガセットプレート(外側)	A	41	132	OK	
48	所員用エアロック(下部ドライウェル)	所員用エアロック円筒胴と鏡板との取付部	A	27	344	OK	
49	機器搬入用ハッチ(上部ドライウェル)	ガセットプレート(外側)	A	36	132	OK	
50	機器搬入用ハッチ(下部ドライウェル)	機器搬入用ハッチ円筒胴と鏡板との取付部	A	10	229	OK	
51	下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(所員用エアロック付)	ガセットプレート(外側)	A	66	132	OK	
52	下部ドライウェルアクセストンネルスリーブ及び鏡板(機器搬入用ハッチ付)	ガセットプレート(外側)	A	52	132	OK	
53	サブプレッションチェンバ出入口	ガセットプレート(外側)	A	14	137	OK	
54	原子炉格納容器配管貫通部	フランジプレート(内側)	B	241	264	OK	
55	原子炉格納容器電気配線貫通部	ガセットプレート	A	114	132	OK	
56	ダイヤフラムフロア	円周方向 (No.5、No.6、No.7、No.8)	A	705	947	OK	単位：kg/cm
57	ベント管(リターンライン有)	リターンラインの垂直管との取付部	A	42	127	OK	
58	ベント管(リターンライン無)	水平吐出管の垂直管との取付部	A	22	127	OK	
59	ドライウェルスプレイ管	スプレイ管	A	152	211	OK	
60	サブプレッションチェンバスプレイ管	スプレイ管	A	147	219	OK	
61	下部ドライウェルアクセストンネル	原子炉本体基礎側フレキシブルジョイント部	A	269	427	OK	
62	原子炉遮へい壁	開口集中部	A	99	235	OK	
63	原子炉本体の基礎	ブラケット部	A	212	246	OK	

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

表8 志賀2号機 構造強度評価結果（配管）

No.	機器名称	評価部位	発生応力の算出方法※1	発生応力 (MPa)	評価基準値 (MPa)	評価結果	備考
1	主蒸気系配管	配管本体	B	153	281	OK	全 13 モデル サポート移設実施※2
2	給水系配管	配管本体	A	144	182	OK	全 3 モデル
3	制御棒駆動系配管	配管本体	A	188	243	OK	全 6 モデル
4	ほう酸水注入系配管	配管本体	A	254	283	OK	全 2 モデル
5	残留熱除去系配管	配管本体	B	85	198	OK	全 6 モデル サポート移設実施※2
6	高圧炉心注水系配管	配管本体	A	151	219	OK	全 6 モデル
7	原子炉隔離時冷却系配管	配管本体	A	172	182	OK	全 5 モデル
8	原子炉冷却材浄化系配管	配管本体	B	157	187	OK	全 4 モデル
		配管サポート※3	A	42889	141215	OK	単位：N
9	燃料プール冷却浄化系配管	配管本体	A	20	188	OK	全 5 モデル
10	放射性ドレン移送系配管	配管本体	A	215	231	OK	全 4 モデル
11	原子炉補機冷却水系配管	配管本体	B	137	233	OK	全 20 モデル サポート移設実施※2
12	非常用ガス処理系配管	配管本体	A	79	214	OK	全 3 モデル
13	不活性ガス系配管	配管本体	A	75	225	OK	全 3 モデル
14	可燃性ガス濃度制御系配管	配管本体	A	155	231	OK	全 4 モデル

※1 A：簡易計算法、B：詳細計算法

※2 サポート移設により耐震バックチェック時と評価モデルが異なることから、A（簡易計算法）を適用できないため B（詳細計算法）を適用

※3 配管本体の評価において簡易計算法（A）により算出した発生応力が評価基準値を上回り詳細計算法（B）を実施したモデルについては、当該モデルの配管サポートについても構造強度評価を実施

表9 志賀2号機 動的機能維持評価結果（一般機器）

No.	機器名称	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価結果	備考
		応答加速度	評価基準値	応答加速度	評価基準値		
1	ほう酸水注入ポンプ	0.84	1.6	0.48	1.0	OK	
2	残留熱除去ポンプ	0.39	2.5	0.27	1.0	OK	
3	高圧炉心注水ポンプ	0.39	2.5	0.27	1.0	OK	
4	原子炉隔離時冷却系蒸気駆動タービン	0.40	2.4	0.27	1.0	OK	
5	原子炉隔離時冷却ポンプ	0.40	1.4	0.27	1.0	OK	
6	非常用ディーゼル発電設備 ディーゼル機関	0.65	1.1	0.64	1.0	OK	
7	非常用ディーゼル発電設備 発電機	0.65	1.1	0.64	1.0	OK	
8	非常用ガス処理系排風機	0.86	2.3	0.48	1.0	OK	
9	可燃性ガス濃度制御系再結合装置	0.63	2.6	0.64	1.0	OK	
10	中央制御室送風機	0.55	2.3	0.44	1.0	OK	
11	中央制御室排風機	0.55	2.6	0.44	1.0	OK	
12	中央制御室再循環送風機	0.55	2.6	0.44	1.0	OK	

表 1 0 志賀 2 号機 動的機能維持評価結果 (弁)

No.	機器名称	水平加速度(G)		鉛直加速度(G)		評価結果	備考
		応答加速度	評価基準値	応答加速度	評価基準値		
1	主蒸気系弁	4.80	9.6	1.23	6.1	OK	全 26 弁
2	給水系弁	1.24	6.0	0.62	6.0	OK	全 4 弁
3	ほう酸水注入系弁	1.40	6.0	0.58	6.0	OK	全 2 弁
4	残留熱除去系弁	1.43	6.0	0.53	6.0	OK	全 36 弁
5	高圧炉心注水系弁	3.81	6.0	1.73	6.0	OK	全 8 弁
6	原子炉隔離時冷却系弁	1.51	6.0	1.84	6.0	OK	全 5 弁
7	原子炉冷却材浄化系弁	4.01	6.0	1.46	6.0	OK	全 2 弁
8	放射性ドレン移送系弁	4.38	6.0	0.99	6.0	OK	全 4 弁
9	原子炉補機冷却水系弁	1.13	6.0	0.53	6.0	OK	全 21 弁
10	非常用ガス処理系弁	3.30	6.0	0.63	6.0	OK	全 6 弁
11	不活性ガス系弁	1.86	6.0	3.54	6.0	OK	全 7 弁
12	可燃性ガス濃度制御系弁	1.08	6.0	0.80	6.0	OK	全 6 弁

以 上