

目 次

第 1	はじめに	3
第 2	基準地震動に関する定め	4
1	敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	5
2	震源を特定せず策定する地震動	6
第 3	震源を特定せず策定する地震動（標準応答スペクトル）の策定	9
1	審査ガイドの要求	9
2	審査ガイドを踏まえた被告九州電力の「震源を特定せず策定する地震動」 （標準応答スペクトル）の策定	10
第 4	基準地震動 Ss-6 に対する耐震安全性	33
1	耐震設計における耐震安全上の余裕	33
2	耐震安全上の余裕に係る評価、試験	40
3	基準地震動 Ss-6 に対する耐震安全性	49
4	小括	58
第 5	結論	58

第1 はじめに

原子力発電所における基準地震動の策定については、これまで被告九州電力が策定した基準地震動（最大加速度 540 ガルの Ss-1、最大加速度 268 ガルの Ss-2、最大加速度 524 ガルの Ss-3、最大加速度 620 ガルの Ss-4、最大加速度 531 ガルの Ss-5）の評価手法が合理的なものであることや、被告九州電力が実施した調査の内容や基準地震動策定に至る経緯を踏まえて十分な余裕をもって策定しており、過小ではないことを主張してきた（被告九州電力準備書面 10 ほか）。また、被告九州電力は、これまで新規制基準に基づき基準地震動を策定し、原子炉設置変更許可等各種手続きを経て、運転を再開・継続してきた。

この点、基準地震動のうち、「震源を特定せず策定する地震動」については、2021 年 4 月 21 日に「震源を特定せず策定する地震動（全国共通）」の策定に当たって「標準応答スペクトルを用いた評価」と「留萌地震による評価」を併せて要求するよう、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下、「設置許可基準規則解釈」という。）及び「基準地震動及び耐震設計に係る審査ガイド」（以下、「審査ガイド」という。）等が改正された。

これを受け、被告九州電力は、新たに標準応答スペクトルを用いた評価について評価・検討し、原子炉設置（変更）許可（以下、「設置変更許可」という。）を申請し【乙イ B177】、許可を受けたところである【乙イ B178-1、178-2】。

本準備書面では、標準応答スペクトルを踏まえてもなお、本件原子力発電所の安全性が確保されていることを述べる。具体的には第 2 において、震源を特定せず策定する地震動に係る設置許可基準規則解釈等の改正について述べた後、第 3 において、被告九州電力が策定した、標準応答スペクトルを考慮した地震動評価の内容を説明する。そして、第 4 では新たに策定した標準応答スペクトルを考慮した基準地震動を踏まえても、本件原子力発電所は耐震安全性を確保していることを明らかにする。

第2 基準地震動に関する定め

2011 年東北地方太平洋沖地震及びこれによる津波に起因した福島第一原子力発電所事故を受けて、原子力規制委員会により新規制基準が制定され、2013 年 7 月に施行された。地震に関する従来の規制からの変更点等については、準備書面 10・20 頁以降で述べたとおりである。

改正原子炉等規制法では、発電用原子炉施設の自然的条件にかかる原子炉設置（変更）許可の要件について「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が」、「発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」（同法 43 条の 3 の 6 第 1 項第 4 号）とし、これを受けた設置許可基準規則では、地震について「耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」（設置許可基準規則 4 条 3 項）【乙イ A62（11 頁）】と定めている。

基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定する（設置許可基準規則解釈別記 2 第 4 条 5 項）【乙イ A62（127 頁）】。基準地震動策定の基本的な枠組みは、図 1 に示すとおりであり、「敷地ごとに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「解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動」としてそれぞれ策定するとされている（設置許可基準規則解釈・別記 2 第 4 条 5 項「一」）【乙イ A62（127 頁）】。

新規制基準では、基準地震動は地域的な特性を無視した既往最大地震（世界における既往最大、日本における既往最大など）の考慮が求められているものではない。このことは、新規制基準において、基準地震動が「敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なもの」（設置許可基準規則解釈・別記 2 第 4 条 5 項）【乙イ A62（127 頁）】とされていることか

らも明らかである。

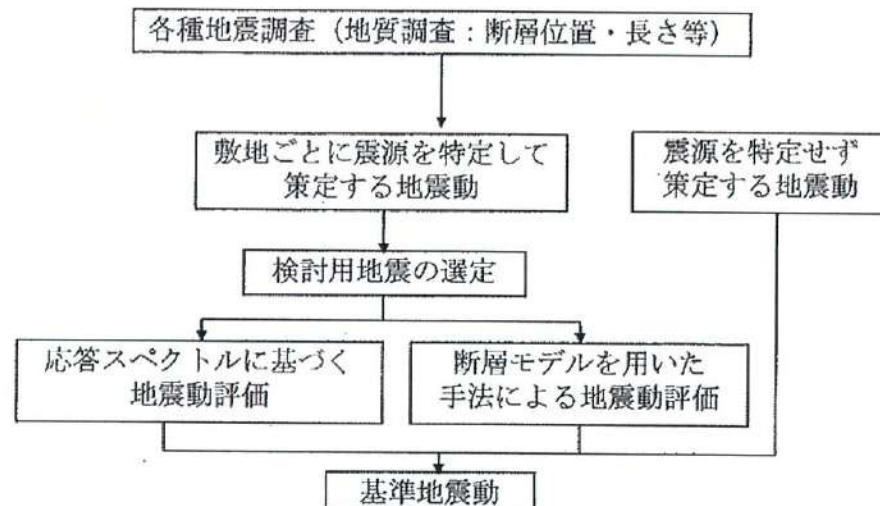


図1 基準地震動の策定過程

1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施し、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定する。検討用地震は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震の発生状況を精査するほか、敷地周辺の中・小・微小地震の分布、応力場、及び地震発生様式(プレートの形状・運動・相互作用を含む。)に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、複数選定する。また、「地震動評価に当たっては、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式及び地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）を十分考慮すること」とされ、基準地震動策定過程に伴う「各種の不確かさ（震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペ

リティの位置・大きさ、応力降下量、破壊開始点等の不確かさ、並びにそれらにかかる考え方及び解釈の違いによる不確かさ)については、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮すること」とされている(設置許可基準規則解釈・別記2第4条5項「二」)【乙イ A138 (135～137 頁)】。

2 震源を特定せず策定する地震動

(1) 令和3年設置許可基準規則解釈等改正前

「震源を特定せず策定する地震動」は、旧指針における直下地震の考え方を踏襲し、更なる耐震安全性を確保する観点から策定するものであり【乙イ A29 (5～6 頁)、乙イ A30 (14 頁)】、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内の地震 16 地震を例示(準備書面 12・16 頁)のうえ、それらについて得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定することとされ、「解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するとともに」「地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮すること」とされている(設置許可基準規則解釈・別記2第4条5項「三」)【乙イ A62 (129 頁)】。

(2) 令和3年設置許可基準規則解釈等改正後

ア 設置許可基準規則解釈等の改正

「震源を特定せず策定する地震動」については、2021年4月21日の原子力規制委員会において、標準応答スペクトルの規制への取入れに関して、設置許可基準規則解釈をはじめとする7つの解釈¹の一部改正が

¹ 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、
「研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の

決定された。これに伴い、事業者に対して、改正後の解釈の施行後 9 か月以内に設置変更許可の申請を求める²こととなり、2021 年 4 月 26 日に原子力規制委員会から事業者へ指示文書が出された。

改正後の解釈では、「震源を特定せず策定する地震動」の策定に当たっては、「全国共通に考慮すべき地震動」及び「地域性を考慮する地震動」の 2 種類を検討対象とすること、また「全国共通に考慮すべき地震動」の策定に当たっては、震源近傍における観測記録を基に得られた以下の知見をすべて用いることとされた（設置許可基準規則解釈・別記 2 第 4 条 5 項「三」）【乙イ A138（138～139 頁）】。

- (ア) 2004 年北海道留萌支庁南部の地震において、防災科学技術研究所が運用する全国強震観測網の港町観測点における観測記録から推定した基盤地震動
- (イ) 震源近傍の多数の地震動記録に基づいて策定した地震基盤相当面（地震基盤からの地盤増幅率が小さく地震動としては地震基盤面と同等とみなすことができる地盤の解放面で、せん断波速度 $V_s=2,200\text{m/s}$ 以上の地層をいう。）における標準的な応答スペクトル（以下「標準応答スペクトル」という。）として次の図 2 に示すもの

解釈」、「再処理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、「加工施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、「使用済燃料貯蔵施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、「廃棄物管理施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」

² ただし改正後の解釈を適用しても基準地震動を変更する必要がないと考える対象原子力施設については、改正後の解釈の施行後 3 か月以内に基準地震動の変更が不要であることを説明する文書を提出することとされた。

その後、2024 年 3 月 13 日の原子力規制委員会において、設置許可基準規則解釈等の改正を行い、設工認と使用前確認の猶予期間（後段規制に係る経過措置）は、設置変更許可等の経過措置の終期（2024 年 4 月 20 日）から 5 年後の 2029 年 4 月 19 日以後最初の定期事業者検査の終了日までとされた【乙イ A140-1、乙 A140-2（5 頁）、乙 A140-3（10 頁）】。

被告九州電力は、基準地震動 Ss-6 について、原子力規制委員会より 2024 年 2 月 7 日に設置変更許可を受領し、現在地震動の追加に伴う耐震評価を進めており、この評価後に、原子力規制委員会へ設工認の申請を予定している。

第 3 震源を特定せず策定する地震動（標準応答スペクトル）の策定

以下では審査ガイドの改正を踏まえた「標準応答スペクトルを考慮した地震動評価」について述べる。

1 審査ガイドの要求

「第 2 2（2）ア設置許可基準規則解釈等の改正」で述べた設置許可基準規則解釈の改正に伴い、審査ガイドが改正され、「全国共通に考慮すべき地震動」として、設置許可基準規則解釈別記 2 第 4 条第 5 項第 3 号②に掲げる「標準応答スペクトル」及び「2004 年北海道留萌支庁南部の地震において、防災科学技術研究所が運用する全国強震観測網の港町観測点における観測記録から推定した基盤地震動」の知見を考慮して解放基盤表面における応答スペクトルが設定されていることが求められ、標準応答スペクトルを考慮した地震動に関する確認事項として VI が追加された。なお、改正前の審査ガイドに例示された「全国共通に考慮すべき 14 地震（Mw6.5 未満の地震：③～⑯）」は審査ガイドから削除された。

- I. 震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内地震について得られた震源近傍における観測記録を基にすること

- II. 敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定すること
- III. 各種の不確かさを考慮すること
- IV. 敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）などが地震波の伝播経路特性に与える影響を適切に評価すること
- V. 地震動の継続時間、振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に評価すること
- VI. 標準応答スペクトルの模擬地震動を作成する場合には、複数の方法（例えば、正弦波の重ね合わせによる位相を用いる方法、実観測記録の位相を用いる方法等）により検討が行われていること

2 審査ガイドを踏まえた被告九州電力の「震源を特定せず策定する地震動」（標準応答スペクトル）の策定

（１）標準応答スペクトルを考慮した地震動評価の流れ

標準応答スペクトルに係る改正後の基準（設置許可基準規則の解釈別記２）については、「第２ ２（２）ア設置許可基準規則解釈等の改正」で述べたとおりである。

「第２ ２（２）ア(イ)」を踏まえ、標準応答スペクトルを考慮した地震動を反映した本件原子力発電所の基準地震動の概要及び今回の検討範囲、基準地震動の最大加速度をそれぞれ図３及び表１に示す。今回の改正後の基準により、赤枠部の検討が追加された。

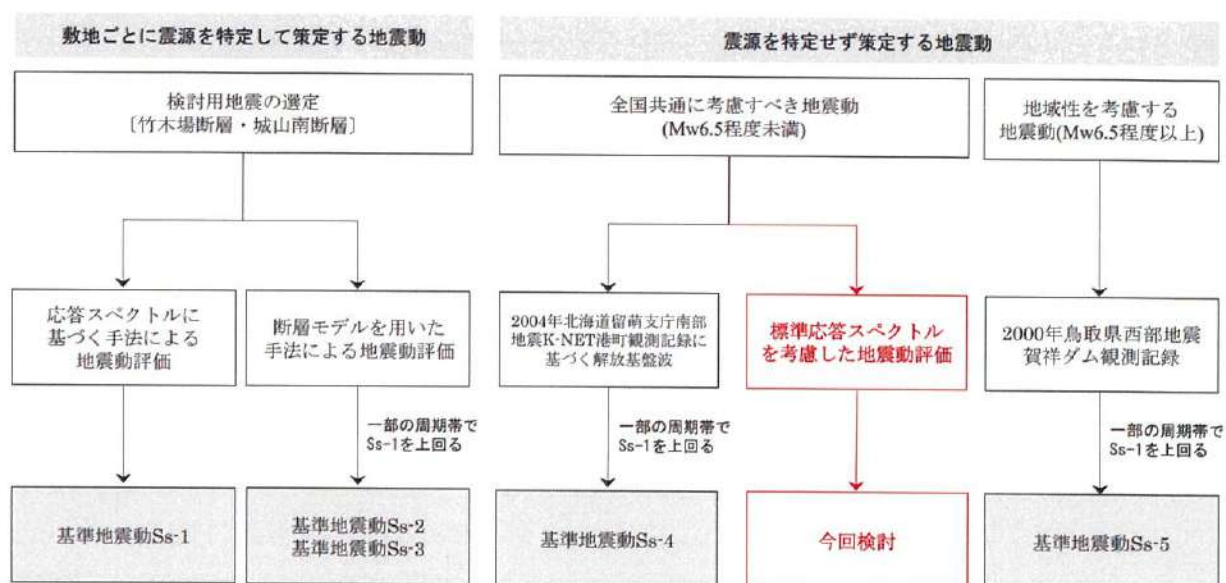


図3 本件原子力発電所の基準地震動の概要及び今回の検討範囲

表1 本件原子力発電所の基準地震動の最大加速度

(単位: cm/s^2)

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動		Ss	水平方向 NS成分	水平方向 EW成分	鉛直方向 UD成分
応答スペクトルに基づく手法		Ss-1	540		360
断層モデルを用いた手法	城山南断層	Ss-2	268	265	172
	竹木場断層	Ss-3	524	422	372
震源を特定せず策定する地震動		Ss	水平方向 NS成分	水平方向 EW成分	鉛直方向 UD成分
全国共通に考慮すべき 地震動(Mw6.5程度未満)	留萌地震	Ss-4	620		320
地域性を考慮する地震動 (Mw6.5程度以上)	鳥取県西部地震	Ss-5	528	531	485
全国共通に考慮すべき 地震動(Mw6.5程度未満)	標準応答スペクトル	今回検討			

次に、標準応答スペクトルを考慮した地震動の策定の流れを図4に示す。

標準応答スペクトルは、改正基準により、地中深くの地震基盤相当面

($V_s=2,200\text{m/s}$ 以上)で定義されており、本件原子力発電所の基準地震動 $Ss-1 \sim Ss-5$ が定義される解放基盤表面($V_s=1,350\text{m/s}$)とは地盤条件が異なる。そのため、標準応答スペクトルを考慮した地震動を策定するためには、地震基盤相当面における標準応答スペクトルに基づく地震動を、計算によって解放基盤表面の地震動に変換する必要がある。この計算による変換に当たっては、地震基盤相当面から解放基盤表面までの地下構造モデル⁵及びその地下構造モデルにおける地震基盤相当面の位置をそれぞれ設定する(図4①)。その後、地震基盤相当面における標準応答スペクトルと適合(標準応答スペクトルの形状に模擬地震波の応答スペクトルが一致)するよう、模擬地震波を作成し(図4②)、作成した模擬地震波に①で設定した地下構造モデルを用いて、解放基盤表面における地震動を設定する(図4③)。基準地震の策定では、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動のうち、応答スペクトルに基づく地震動評価結果を包絡して保守的に設定したすべての周期帯で支配的な基準地震動 $Ss-1$ (準備書面 10、79 頁～80 頁)と比較し、基準地震動 $Ss-1$ を超過する場合は、解放基盤表面の地震動を新たな基準地震動として策定する。(図4④)。

以下、被告九州電力による地下構造モデルの設定から基準地震動 $Ss-6$ の策定に至るまでの評価内容を詳述する。

⁵ 地中深くの硬い地盤から解放基盤表面までの地震波の増幅がどのくらいかを計算で求めるため、地下の速度や減衰などをモデル化したもの。

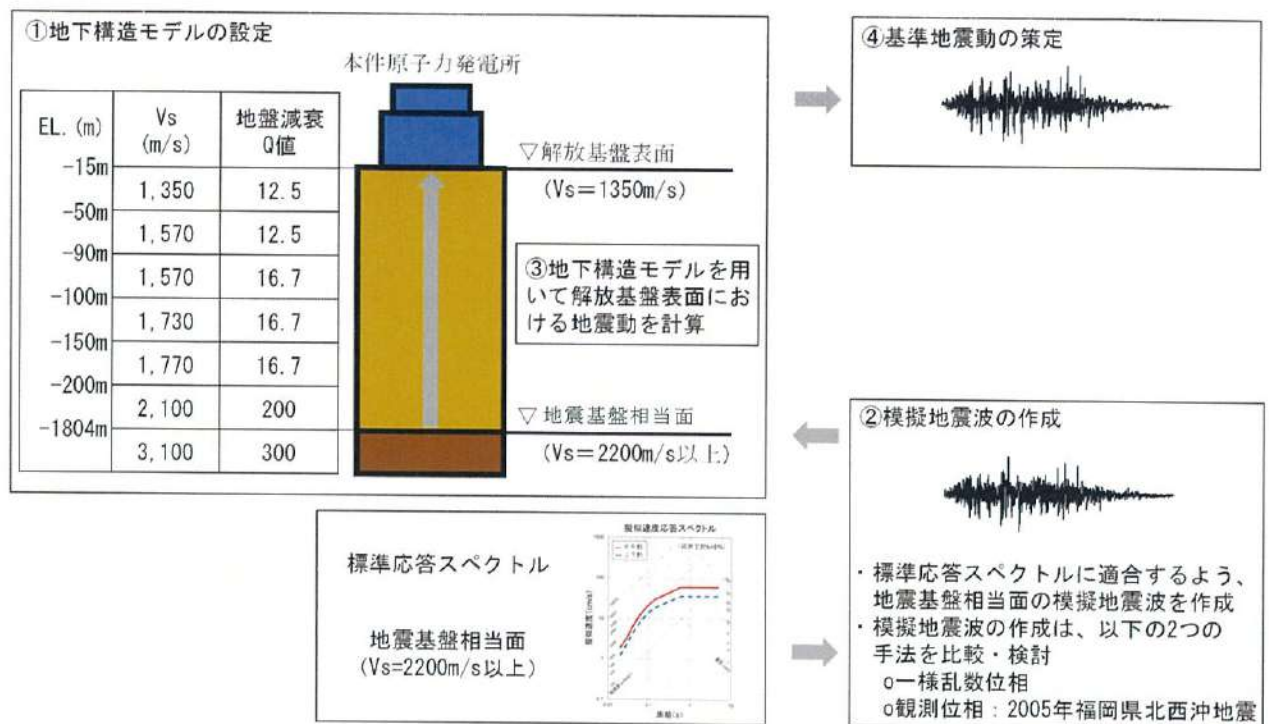


図4 標準応答スペクトルを考慮した地震動の策定の流れ

(2) 地下構造モデルの設定 (図4①)

標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に用いる地下構造モデル（以下「標準応答スペクトル用地下構造モデル」という。）は、2017年1月18日に原子力規制委員会より設置変更許可を受けた地下構造モデル（以下、「既許可モデル」という。）を基に、既許可以降継続的に取得している鉛直アレイの地震観測記録やボーリング孔内減衰測定結果等の観測事実等に基づき、最新の技術的知見を取り入れた多面的な検討・確認を実施し、以下のとおり設定した。

ア 速度構造及び密度については、「既許可モデル」と同様に設定した。

イ 地盤減衰(Q値)については、解放基盤表面であるEL.-15mからEL.-90mまでは既許可以降に取得した2016年熊本地震等を含む19地震の鉛直アレイ地震観測記録を用いて同定した減衰よりも保守的に設定した。EL.-90mからEL.-200mまでは、既許可以降に実施したボーリング孔内減衰測定結果の地盤減衰(Q値)はEL.-90m以浅と同等である

ことを確認したが、さらに保守的に設定した。EL.-200m 以深については、「既許可モデル」と同様に設定した。

ウ 用いる地下構造モデルにおいて、標準応答スペクトルが定義される地震基盤相当面 ($V_s=2,200\text{m/s}$ 以上) を設定する必要がある、本件原子力発電所の既許可モデルの $V_s=2,200\text{m/s}$ 以上の $V_s=3,100\text{m/s}$ の層上面である EL.-1,804m に設定した。

エ 「標準応答スペクトル用地下構造モデル」については、19 地震の解放基盤相当の EL.-17.0m の観測記録と応答波の比較により、地下構造モデルによる応答波は観測記録と同等もしくは上回ることを確認した。

表 2 標準応答スペクトルを考慮した地震動評価に用いる地下構造モデル

【乙イ B179-2 (13 頁)】

	層上面 (km)	密度 ρ (g/cm^3)	V_s (m/s)	V_p (m/s)	Q 値
解放基盤表面					
-15m	0.0	2.35	1350	3000	12.5
-50m	-0.035	2.35	1570	3440	12.5
-90m	-0.075	2.35	1570	3440	16.7
-100m	-0.085	2.35	1730	3470	16.7
-150m	-0.135	2.35	1770	3650	16.7
-200m	-0.185	2.40	2100	4000	200
地震基盤相当面					
-1804m	-1.789	2.60	3100	5500	300

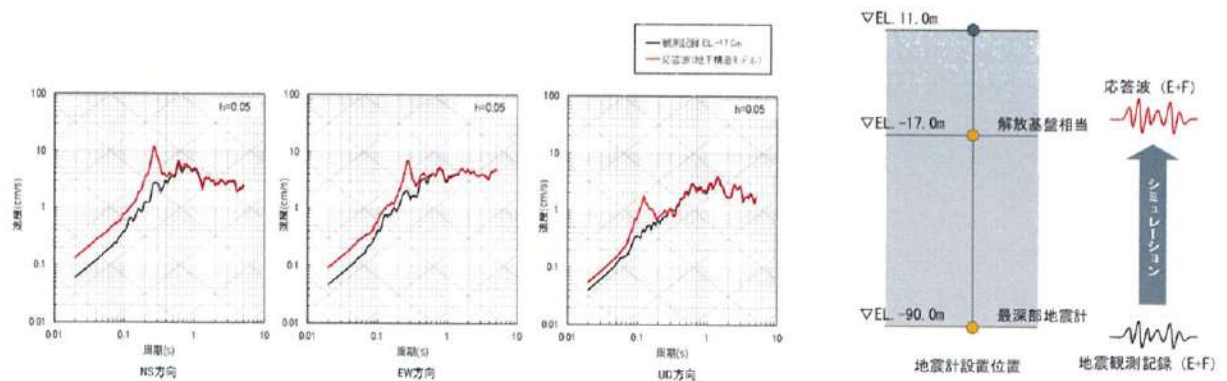


図5 地下構造モデルの妥当性確認結果（2016年熊本地震本震の例）

【乙イ B179-2（75、81頁）】

（3）模擬地震波の作成（図4②）

地震基盤相当面で定義される標準応答スペクトルに適合するよう模擬地震波を作成するに当たっては、今回の基準改正によって改訂された審査ガイド【乙イ A141】において、複数の手法で検討を実施することとされているため、一様乱数の位相をもつ正弦波（以下、「乱數位相」という。）の重ね合わせによる方法⁶及び実観測記録の位相を用いる方法⁷によって作成した【乙イ A141（10頁）】。実観測記録の位相を用いた模擬地震波は、本件原子力発電所の敷地地盤で得られた観測記録の位相を与えて作成した。用いた観測記録は敷地周辺で発生した地震の記録を収集し、震央距離、最大加速度、主要動の継続時間を考慮して選定を行った結果、震央距離が最も近く、最大加速度が最も大きく、主要動の継続時間が最も長い2005年3月20日九州北西沖の地震（福岡県西方沖地震本震、M7.0）の地表における地震観測記録の位相を用いて模擬地震波を作成した。

⁶ 地震波形は正弦波の重ね合わせで構成されているという考えのもと、一様にランダムな位相をもつ正弦波を重ね合わせるにより地震波を作成する方法。正弦波とは、正弦関数を用いて地震波の振幅を $A(t) = A(\sin \omega t + \varphi)$ と表す波（ A ： ω に対応する振幅、 ω ：角振動数、 t ：時間、 φ ：位相角）のことで、位相角 φ に多数のランダムな値を与え単純に足し合わせることで正弦波を重ね合わせる。

⁷ 乱數位相とは異なり、実際の地震観測記録における位相特性を用いて地震波を作成する方法。地震動の非定常性（実際の地震波形のように、振幅や周波数などが一定でないこと）を反映することが可能。

表3 敷地で得られた地震観測記録の震央距離、最大加速度、主要動の継続時間

【乙イ B179-3 (17 頁)】

No.	地震名	地震規模 M	①震央距離 (km)	②最大加速度 (gal)	③主要動の継続時間※ (秒)			実観測位相の選定
					NS	EW	UD	
1	2005年3月20日 九州北西沖の地震 (福岡県西方沖地震 本震)	7.0	40.2	84.2	5.5	5.9	8.7	①震央距離が最も近い ②最大加速度が最も大きい ③主要動の継続時間が最も長い
4	2005年4月20日 福岡県中部の地震 (福岡県西方沖地震 余震)	5.8	45.8	31.8	2.1	1.1	7.5	①震央距離が遠い ②最大加速度が小さい ③主要動の継続時間が短い

※最大加速度の0.5倍以上の振幅の継続時間を主要動の継続時間として評価。

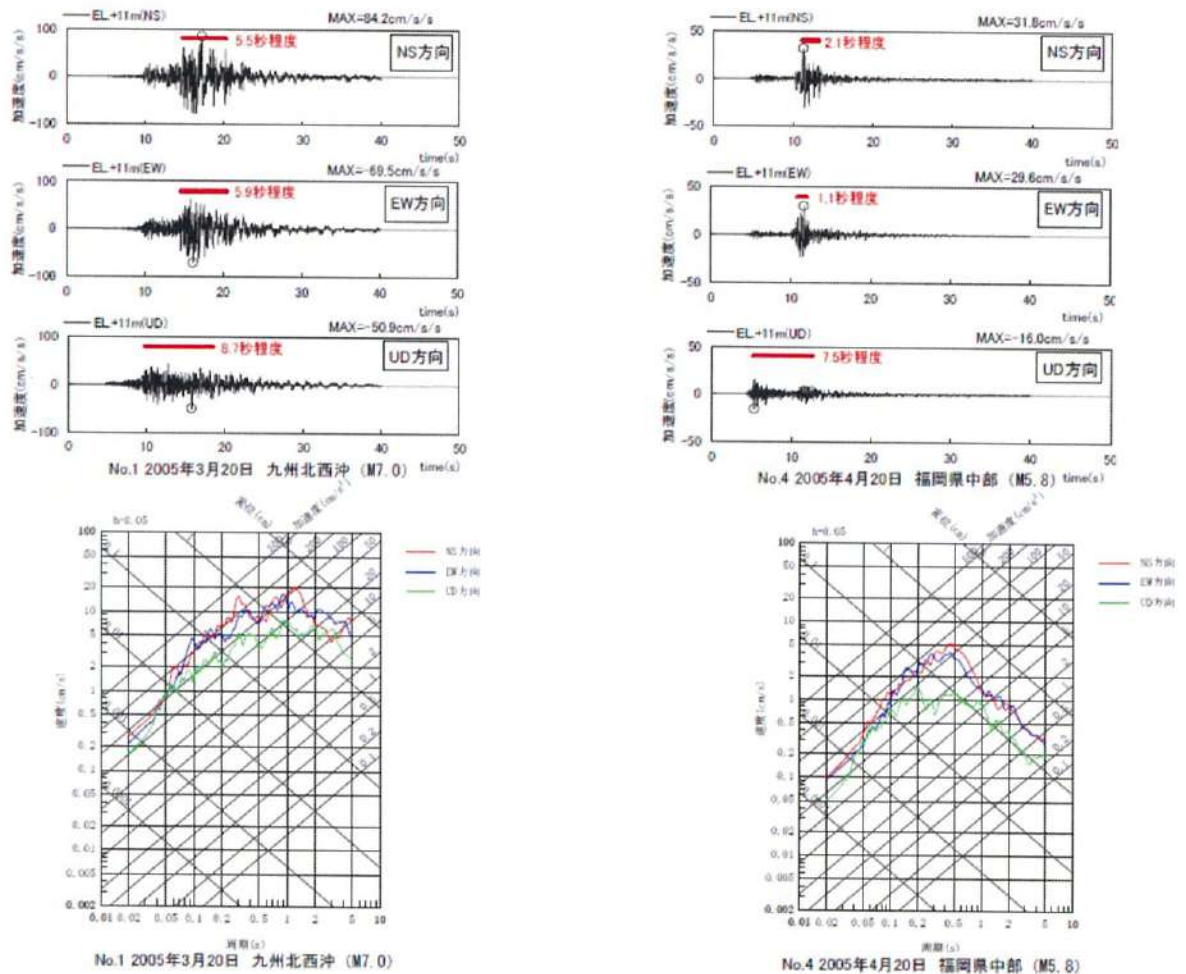


図6 敷地で得られた地震観測記録の時刻歴波形及び応答スペクトル

【乙イ B179-3 (18 頁)】

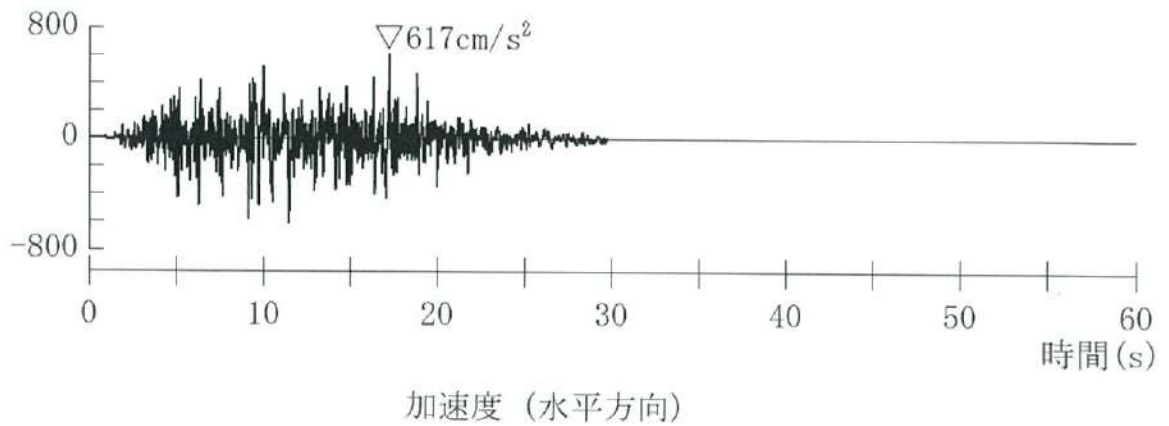
(4) 標準応答スペクトルを考慮した地震動の設定 (図 4 ③)

標準応答スペクトルを考慮した地震動は、乱数位相の重ね合わせによる方法及び実観測記録の位相を用いる方法により作成した模擬地震波の解放基盤表面における時刻歴波形の最大加速度や強震部の継続時間、応答スペクトルについて比較する。

乱数位相の重ね合わせによる解放基盤表面の模擬地震波及び実観測記録の位相を用いた解放基盤表面の模擬地震波の時刻歴波形の比較を図 7 ～ 図 8 に、応答スペクトルの比較を図 9 ～ 図 11 に示す。

その結果、図 12 に示すとおり、解放基盤表面における時刻歴波形の最大加速度が大きく、強震部の継続時間が長い乱数位相の重ね合わせによる模擬地震波を標準応答スペクトルを考慮した地震動として設定した【乙イ B179-3】。

加速度 (cm/s^2)



加速度 (cm/s^2)

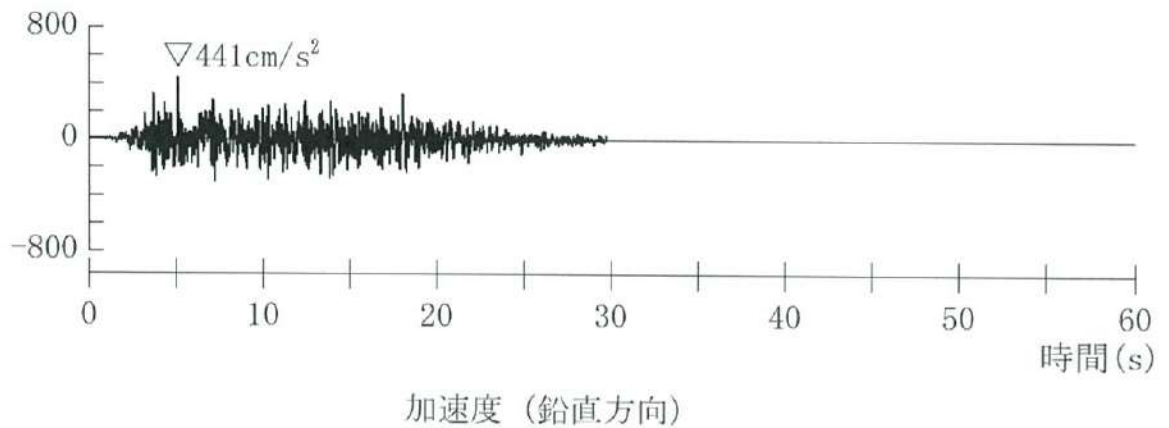
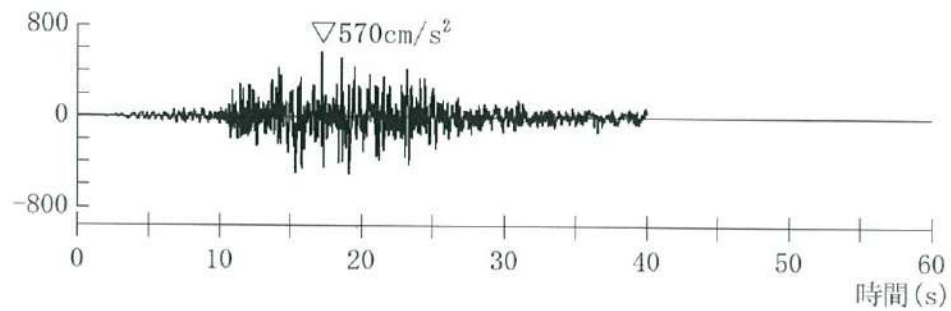


図7 解放基盤表面の模擬地震波の時刻歴波形
(一様乱数の位相をもつ正弦波の重ね合わせによる模擬地震波)

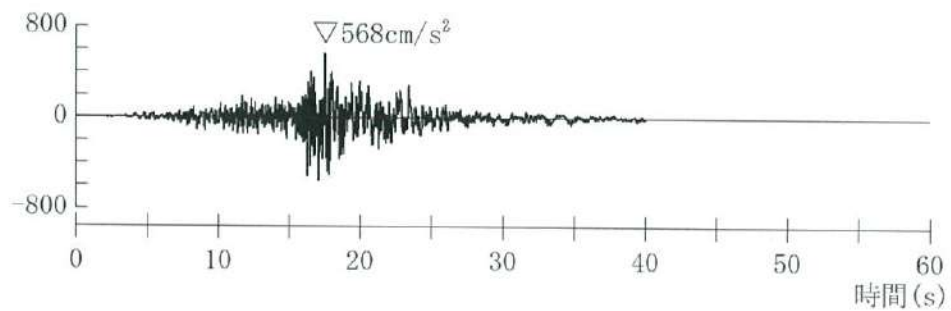
【乙イ B180 (6(3)-7-5-74 頁)】

加速度 (cm/s^2)



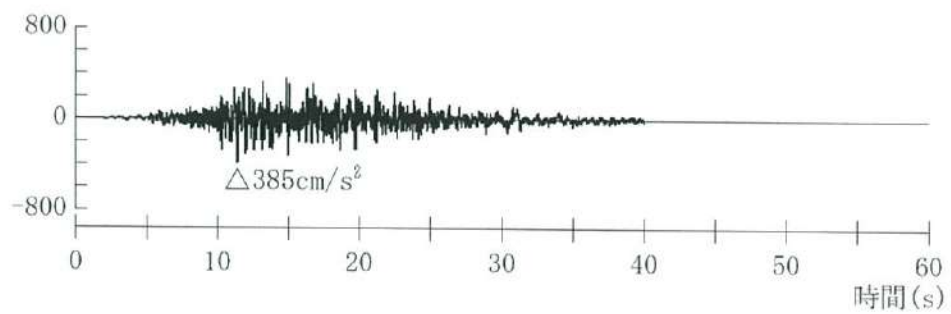
加速度 (水平方向 : NS 方向)

加速度 (cm/s^2)



加速度 (水平方向 : EW 方向)

加速度 (cm/s^2)



加速度 (鉛直方向)

図8 解放基盤表面の模擬地震波の時刻歴波形
(実観測記録の位相を用いた模擬地震波 2005年福岡県西方沖地震)
【乙イ B180 (6(3)-7-5-75 頁)】

- 一様乱数の位相をもつ正弦波の重ね合わせによる模擬地震波
 --- 実観測記録の位相を用いた模擬地震波

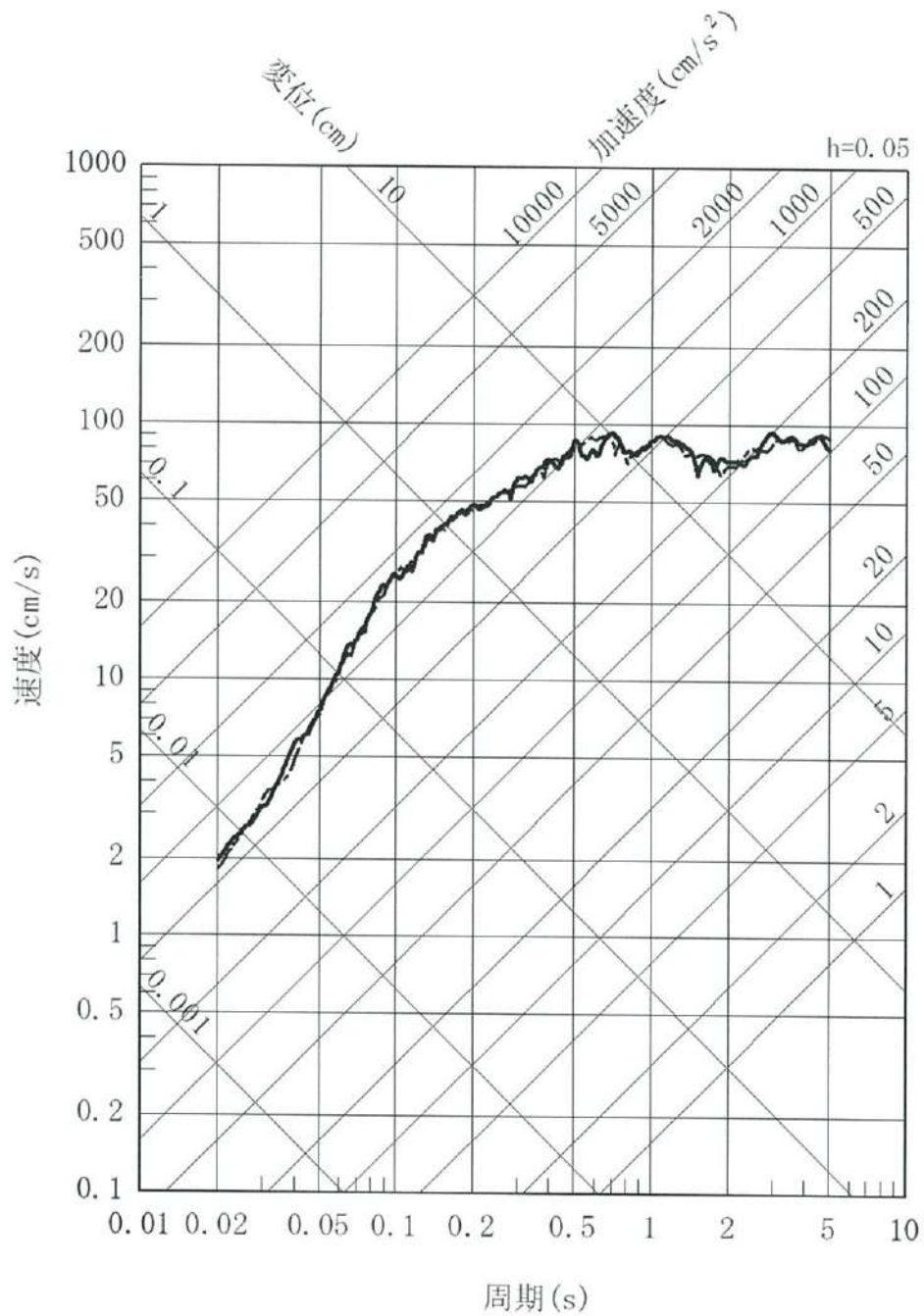


図9 解放基盤表面の地震動の応答スペクトルの比較（水平方向：NS）

【乙イ B180（6(3)・7・5・76 頁）】

- 一様乱数の位相をもつ正弦波の重ね合わせによる模擬地震波
 --- 実観測記録の位相を用いた模擬地震波

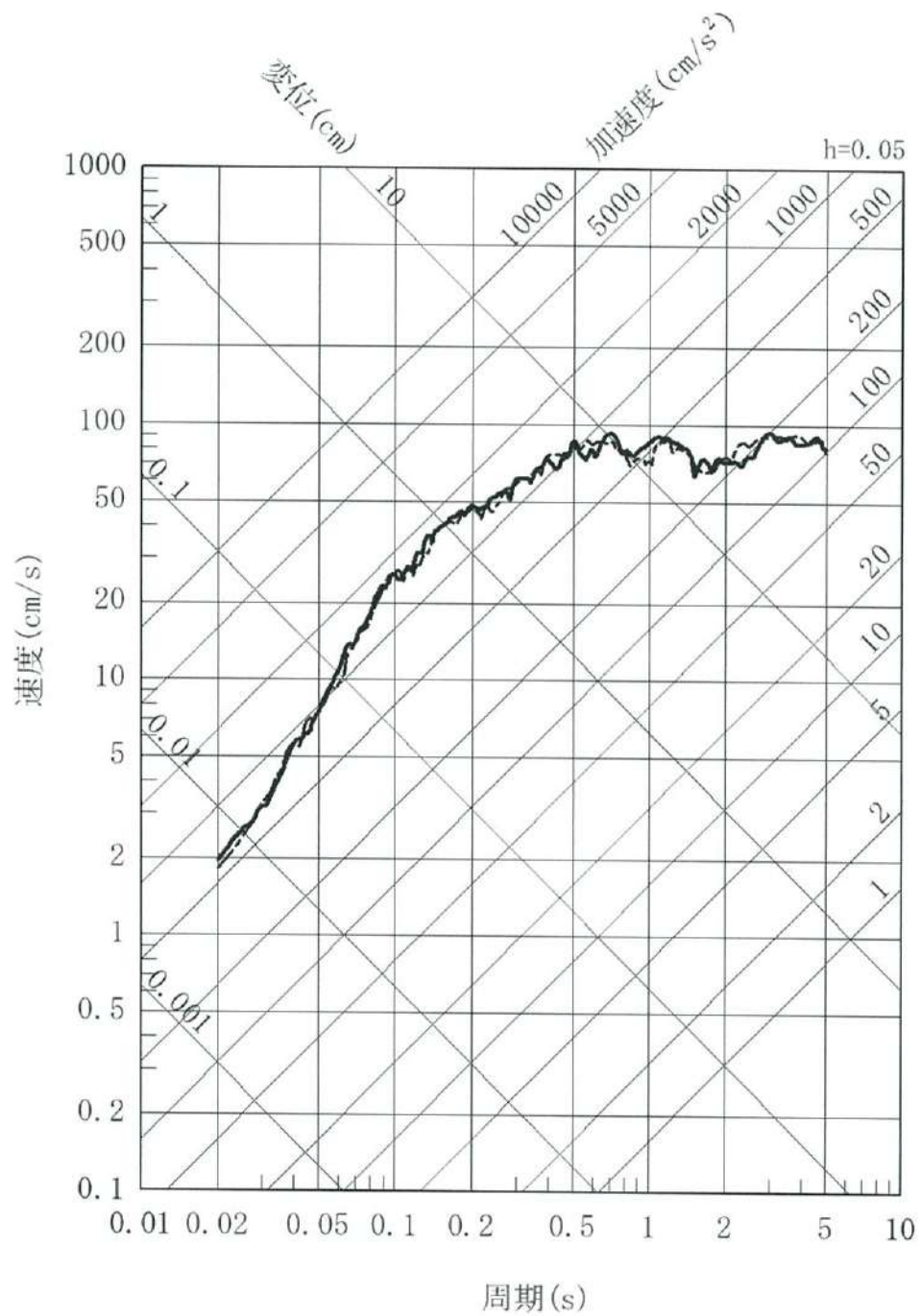


図 10 解放基盤表面の地震動の応答スペクトルの比較（水平方向：EW）

【乙イ B180 (6(3)-7-5-77 頁)】

- 一様乱数の位相をもつ正弦波の重ね合わせによる模擬地震波
 --- 実観測記録の位相を用いた模擬地震波

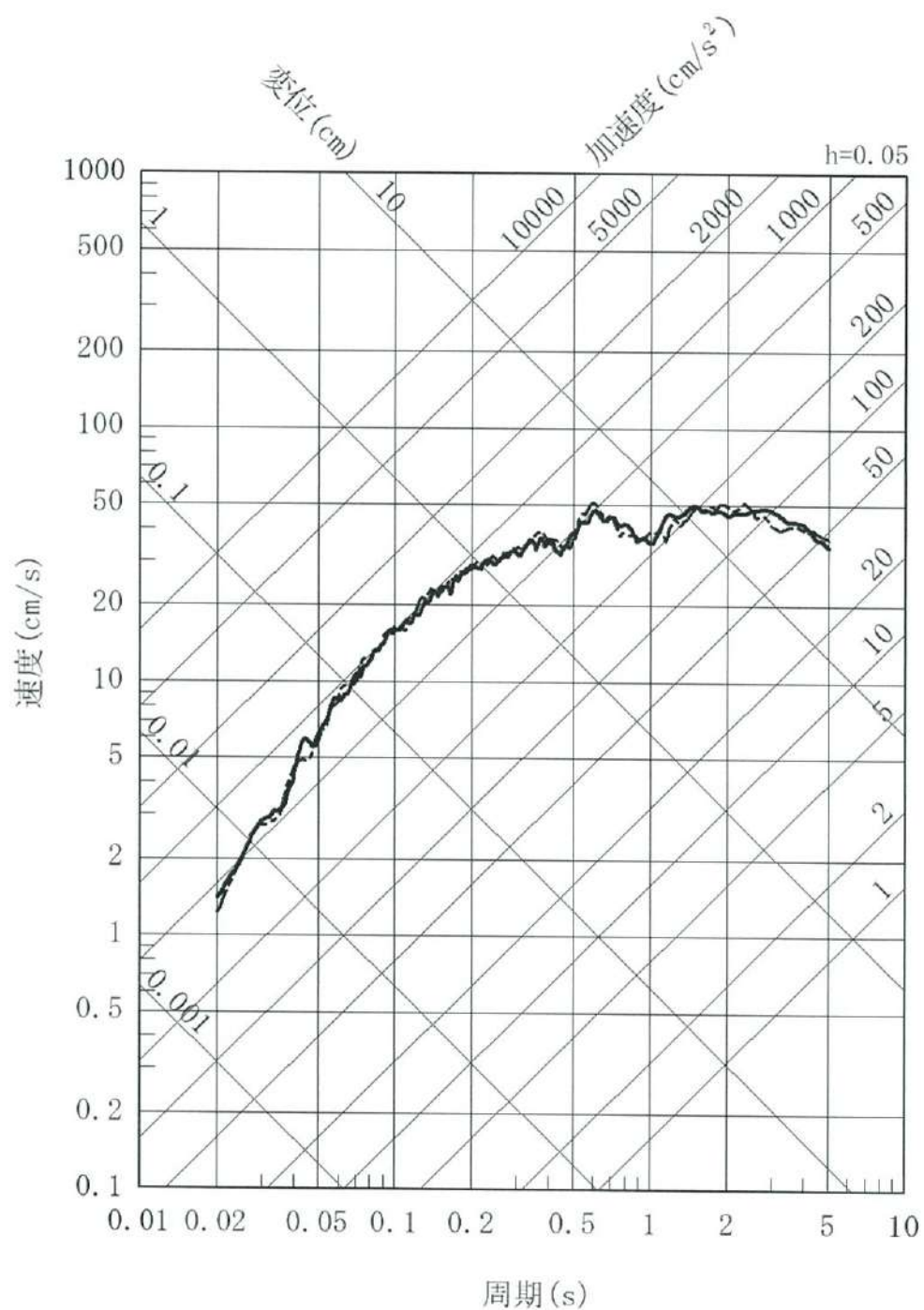
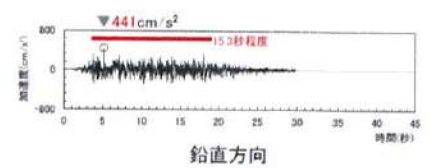
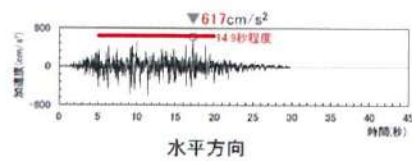


図 11 解放基盤表面の地震動の応答スペクトルの比較（鉛直方向）
 【乙イ B180 (6(3)・7-5・78 頁)】

●乱数位相を用いた模擬地震波による解放基盤表面の地震波



●観測位相を用いた模擬地震波による解放基盤表面の地震波

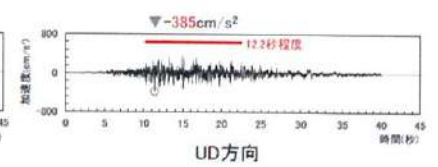
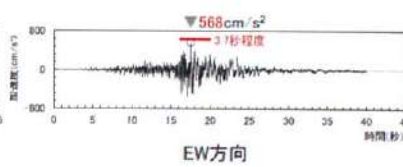
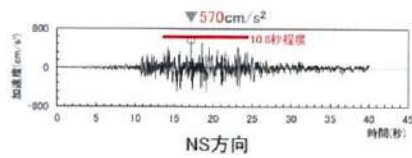


図 12 解放基盤表面の地震動の強震部の継続時間の比較

【乙イ B179-3 (23 頁)】

(5) 基準地震動 Ss-6 の策定 (図 4 ④)

(4) において設定した「標準応答スペクトルを考慮した地震動」による応答スペクトルと基準地震動 Ss-1 の設計用応答スペクトルを図 13 及び図 14 に示す。

基準地震動 Ss-1 (540 ガル) の設計用応答スペクトルと標準応答スペクトルを考慮した地震動の応答スペクトルを比較したとき、標準応答スペクトルを考慮した地震動の応答スペクトルは水平方向及び鉛直方向ともに、一部の周期帯で基準地震動 Ss-1 の設計用応答スペクトルを上回るため、標準応答スペクトルを考慮した地震動を基準地震動 Ss-6 (水平方向 617 ガル、鉛直方向 441 ガル) として策定した。基準地震動 Ss-6 は、(2) で述べたように、応答波による応答スペクトルが地震観測記録のものを上回る地下構造モデルを用いていることから、保守性を有する基準地震動として策定している。基準地震動 Ss-6 の加速度時刻歴波形を図 15 に示す。

本件原子力発電所の基準地震動の応答スペクトル及び最大加速度を図 16 ～図 18 及び表 4 に示す【乙イ B179-3】。

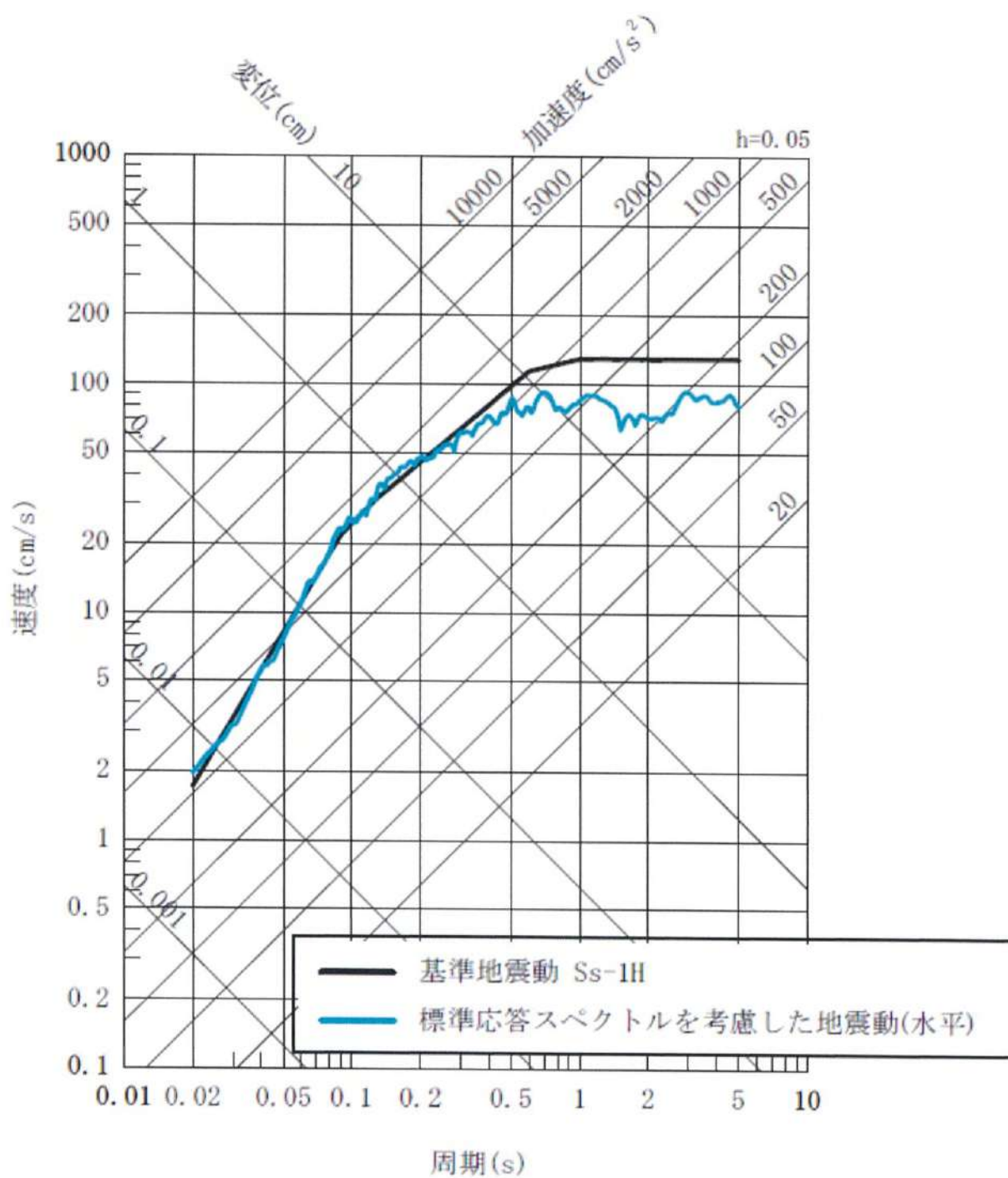


図 13 基準地震動 Ss-1 と「標準応答スペクトルを考慮した地震動」による応答スペクトル（水平方向）【乙イ B179-3（28 頁）】

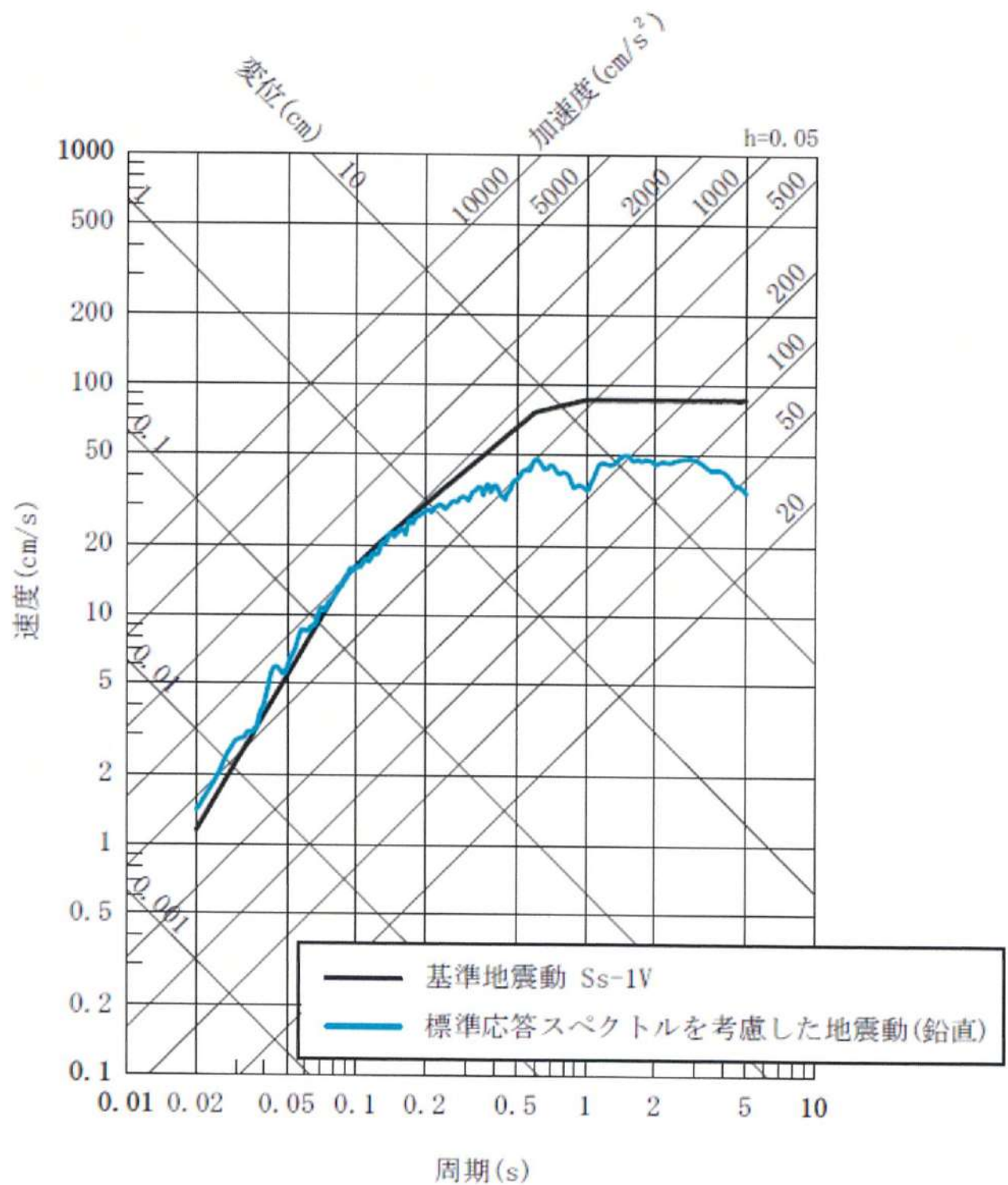
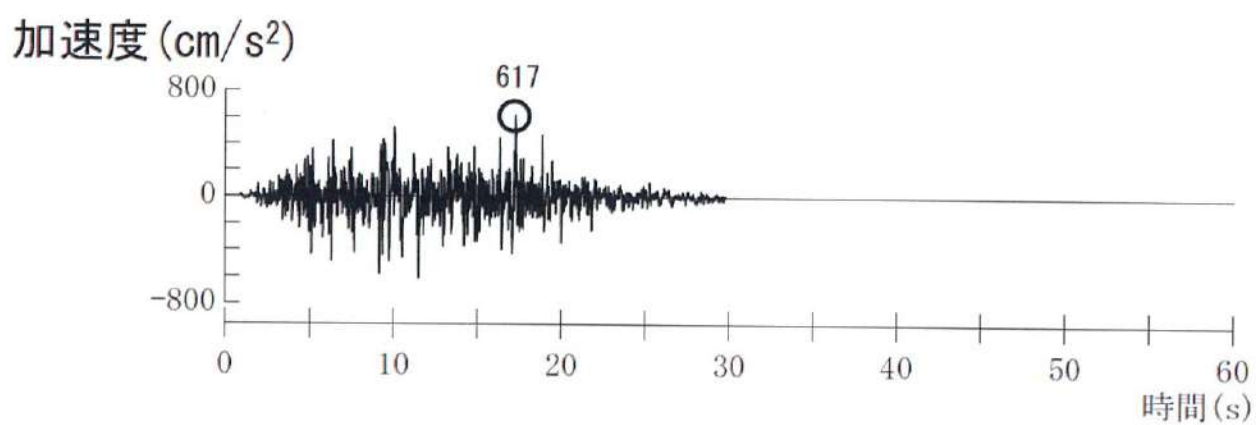
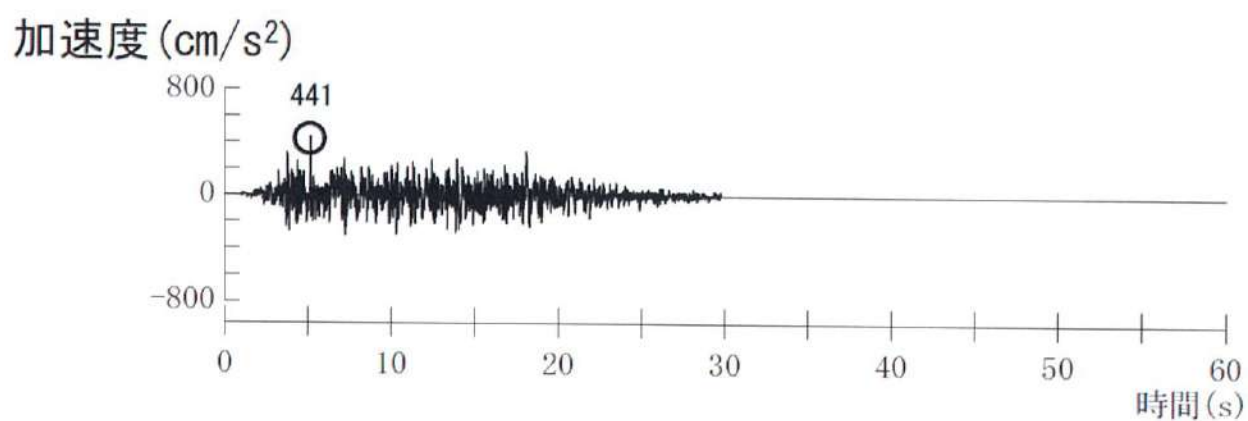


図 14 基準地震動 Ss-1 と「標準応答スペクトルを考慮した地震動」による応答スペクトル【乙イ B179-3 (28 頁)】



加速度 (水平方向)



加速度 (鉛直方向)

図 15 基準地震動 Ss-6 の加速度時刻歴波形

【乙イ B179-3 (31 頁)】

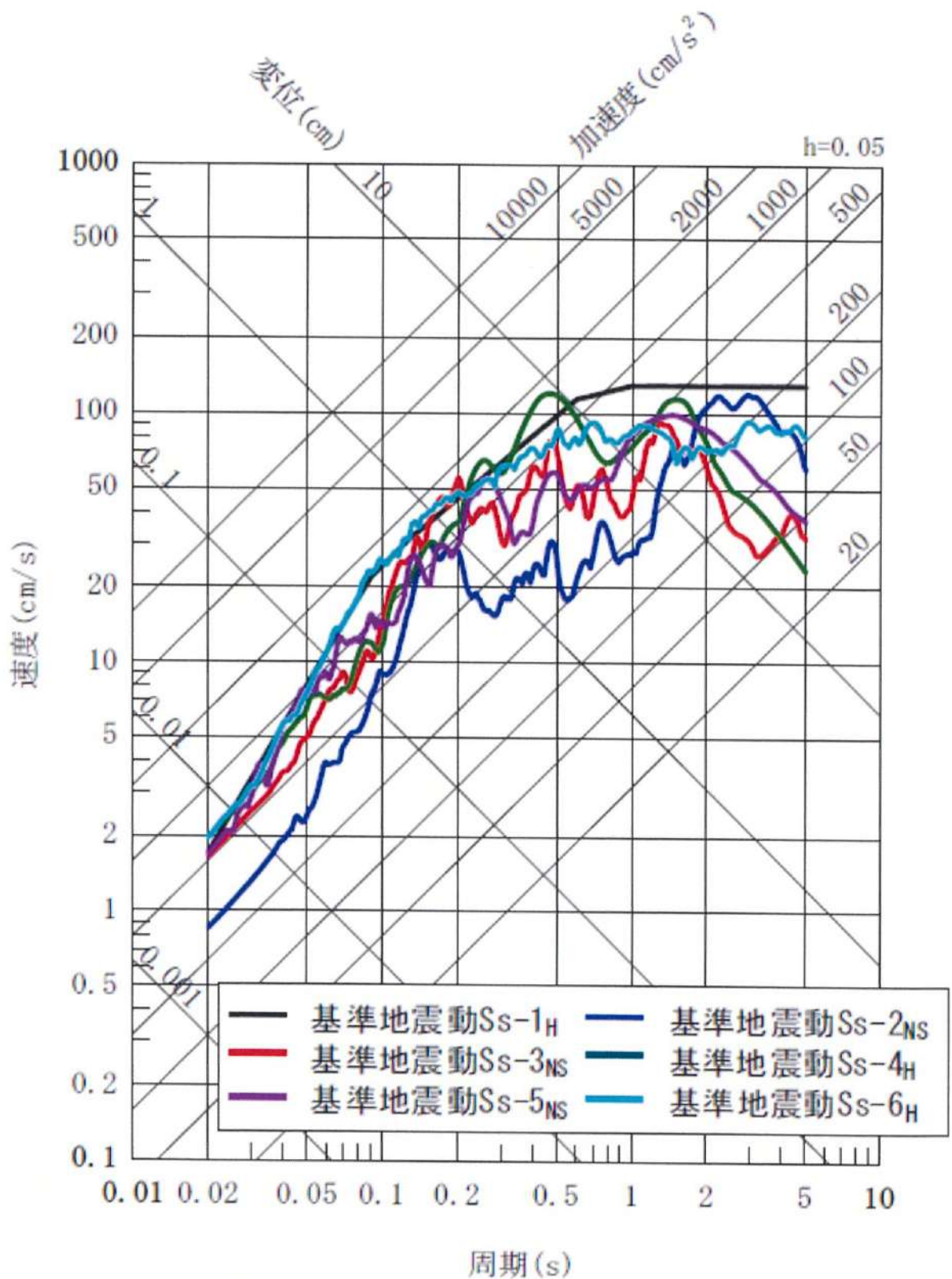


図 16 基準地震動の応答スペクトル (NS 方向)

【乙イ B179-3 (30 頁)】

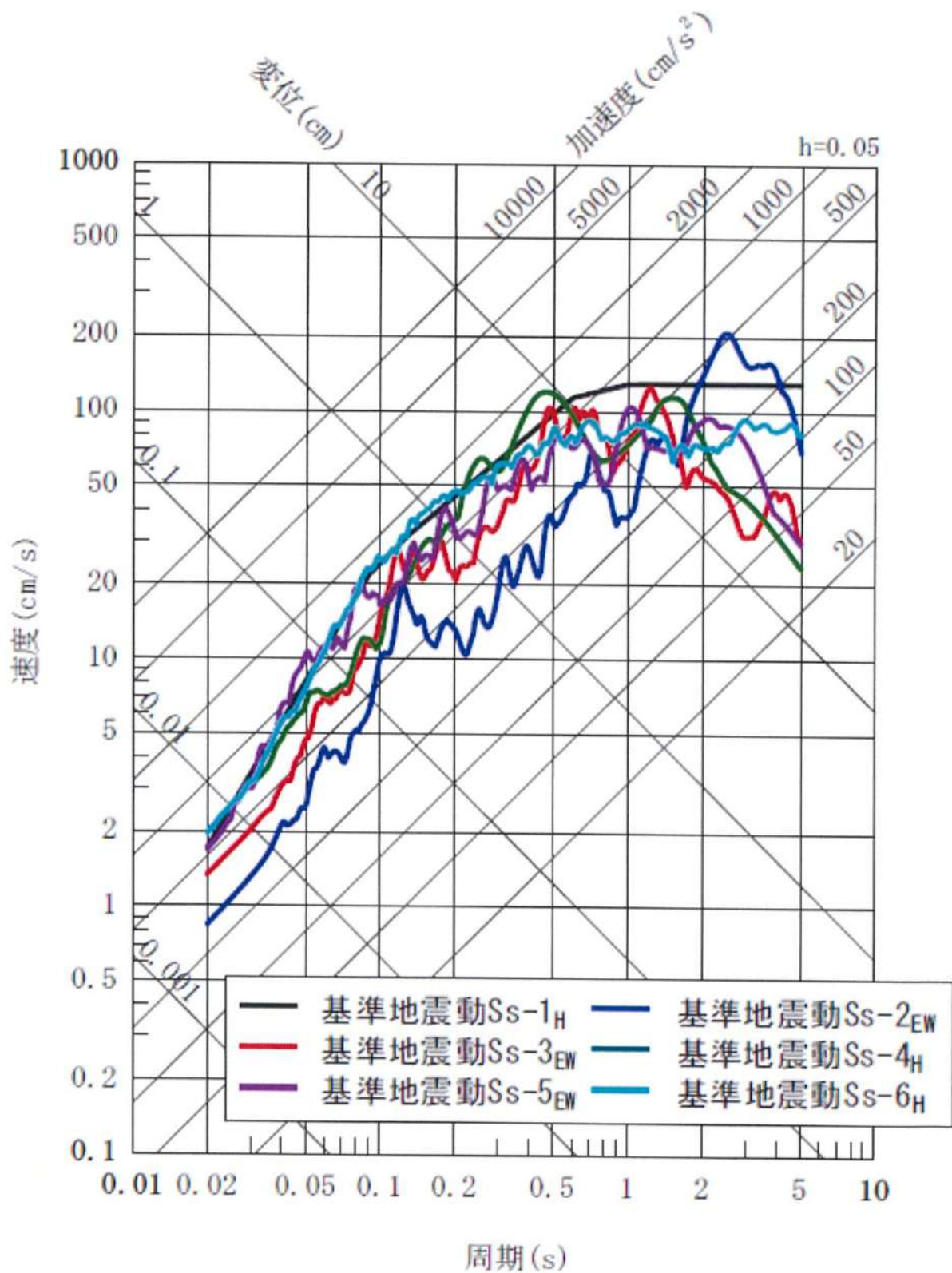


図 17 基準地震動の応答スペクトル (EW 方向)

【乙イ B179-3 (30 頁)】

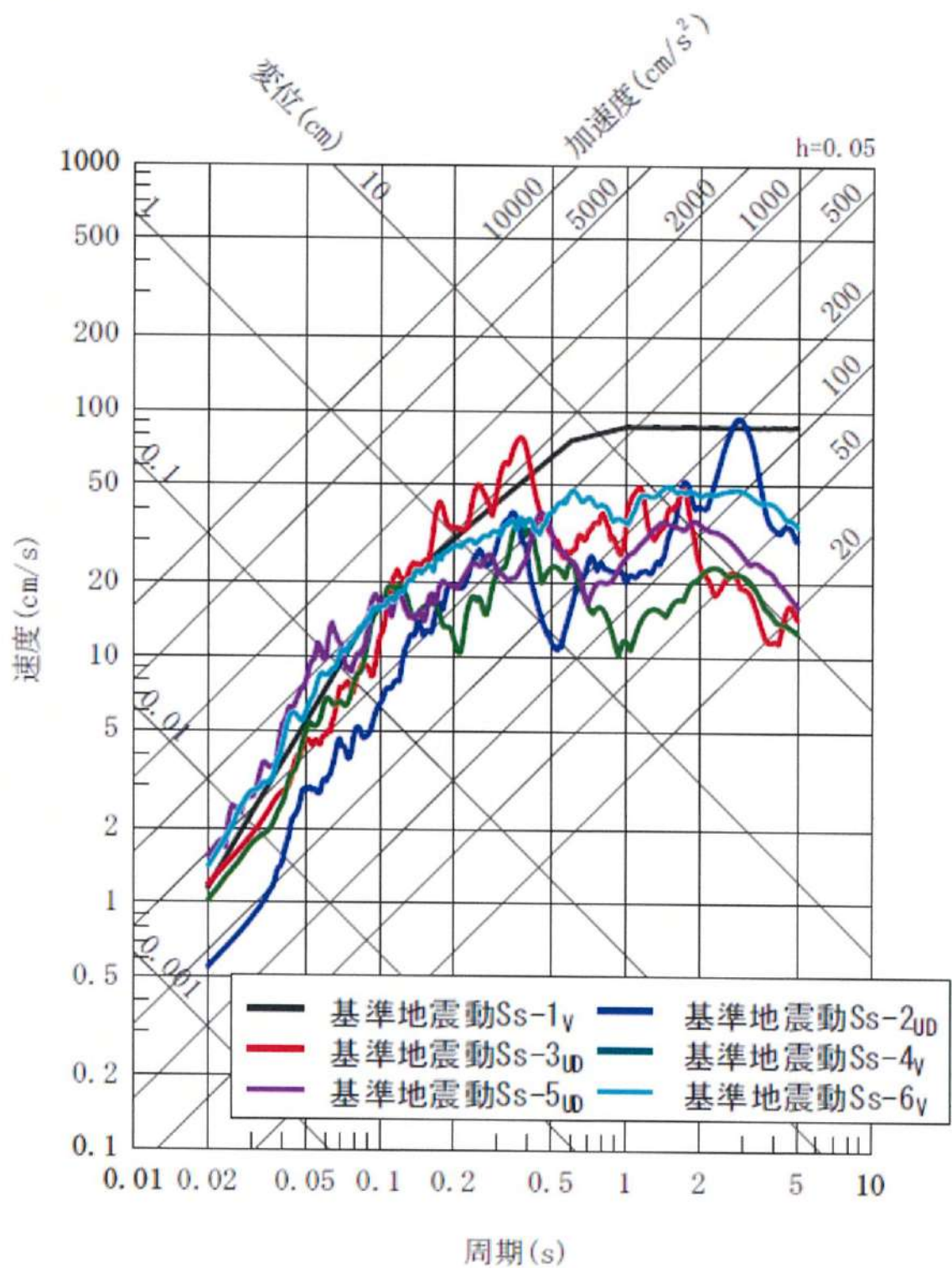


図 18 基準地震動の応答スペクトル (UD 方向)

【乙イ B179-3 (30 頁)】

表 4 基準地震動の最大加速度（単位：cm/s²）【乙イ B179-3（32 頁）】

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動		Ss	水平方向 NS成分	水平方向 EW成分	鉛直方向 UD成分
応答スペクトルに基づく手法		Ss-1	540		360
断層モデルを用いた手法	城山南断層	Ss-2	268	265	172
	竹木場断層	Ss-3	524	422	372
震源を特定せず策定する地震動		Ss	水平方向 NS成分	水平方向 EW成分	鉛直方向 UD成分
全国共通に考慮すべき地震動(Mw6.5程度未満)	留萌地震	Ss-4	620		320
地域性を考慮する地震動(Mw6.5程度以上)	鳥取県西部地震	Ss-5	528	531	485
全国共通に考慮すべき地震動(Mw6.5程度未満)	標準応答スペクトル	Ss-6	617		441

（6）基準地震動 Ss-6 の年超過確率

原子力規制委員会の審査ガイド【乙イ A141】に基づいて、基準地震動 Ss の年超過確率を算定した評価結果を図 19 に示す。本件原子力発電所における基準地震動の Ss-1（540 ガル）、Ss-2（268 ガル）、Ss-3（524 ガル）、Ss-4（620 ガル）、Ss-5（531 ガル）、Ss-6（617 ガル）の年超過確率は、それぞれ縦軸の赤、青、緑、オレンジ、紫、灰色の点で表すところであり、10⁻⁵/年程度である。よって、本件原子力発電所における基準地震動 Ss の超過確率は 10 万年に 1 回程度であり、既許可における評価結果と同等であり、基準地震動を超過する地震が発生する可能性は極めて低い【乙イ B179-3（33～35 頁）】。

なお、図 19 によると、最大加速度が大きくなれば超過する確率は下がることになる〔例えば、最大加速度 1,000 ガルを超過する確率は、10⁻⁶/年（100 万年に 1 回程度）〕。

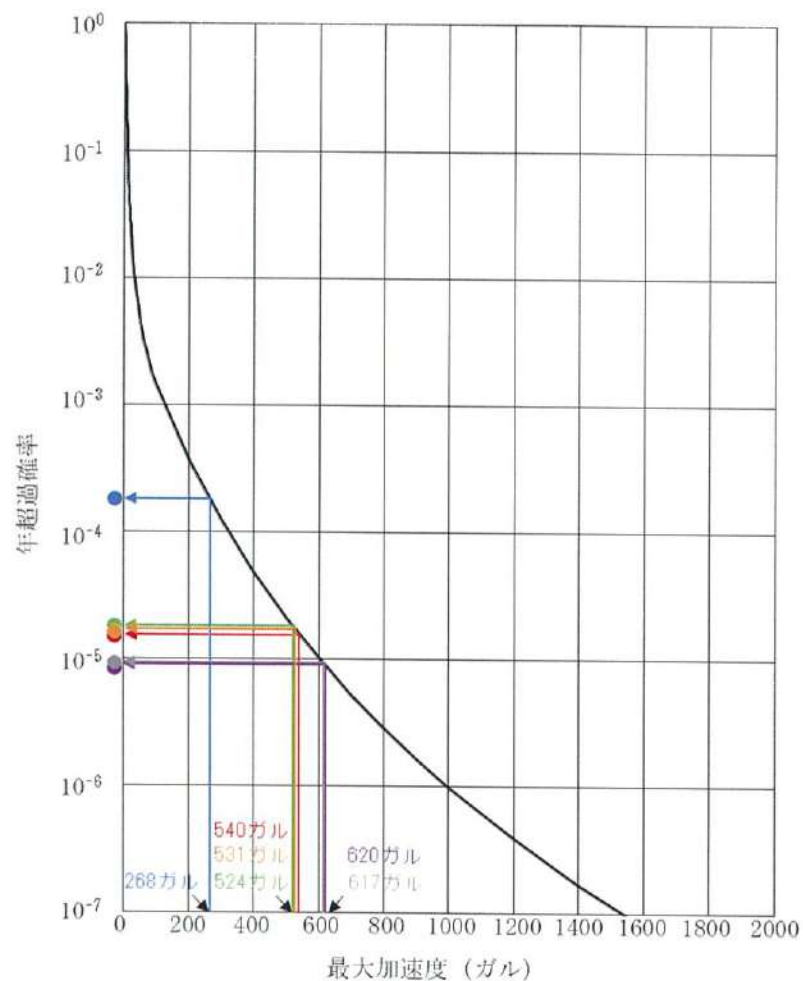


図 19 基準地震動の年超過確率（ハザード曲線）

（７）原子力規制委員会における基準地震動 Ss-6 に対する審査状況

被告九州電力が策定した基準地震動 Ss-6 について原子力規制委員会の審査が進められ、2024 年 2 月 7 日、原子力規制委員会で設置変更許可を受領した。【乙イ B178-1、乙イ B178-2】

現在、被告九州電力は、地震動の追加に伴う耐震評価を進めており、この評価後、原子力規制委員会へ設工認の申請を予定している。

第4 基準地震動 Ss-6 に対する耐震安全性

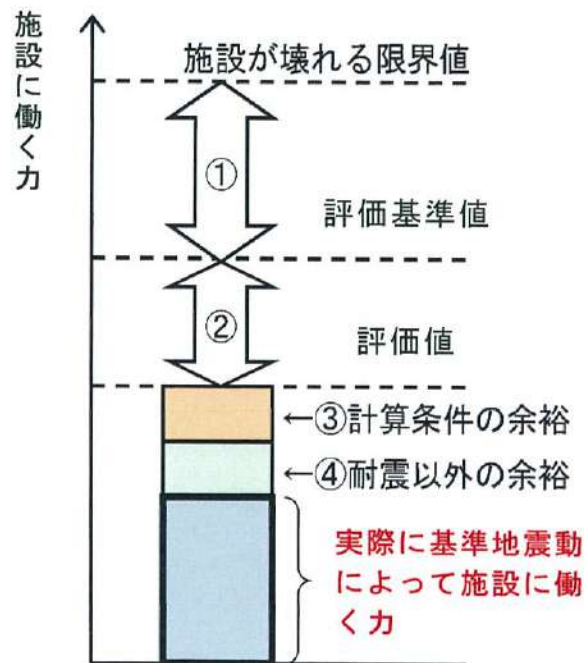
1 耐震設計における耐震安全上の余裕

(1) 耐震安全性評価における余裕の確保

本件原子力発電所における安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性については、基準地震動 Ss1～Ss-5 に対して、必要な機能を失わないか評価を行い、その評価値が関連指針類（日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）」及び日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格（JSME S NC-1）」）に基づき算出した評価基準値を満足することを確認している。被告九州電力の評価値が、関連指針類に基づき算出した評価基準値を下回ることによって安全上の余裕を持つことになるが、以下述べるとおり、安全上の余裕はそれのみならず、被告九州電力は評価値を算出する過程においても様々な余裕を織り込んでいる。

基準地震動を策定する際には、本件原子力発電所周辺の地域的な特性に照らして経験式等の評価手法の適用性を確認した上で、基準地震動が十分保守的となるように、策定の過程において、断層長さ及び断層幅が大きくなるようにするなど保守的に基本震源モデルを設定し、さらに不確かさを考慮して地震動評価を行う等、十分な保守性を持って策定していることは、準備書面 22 等で述べたとおりである。

図 20 は、耐震安全性評価を行う際に織り込まれている様々な余裕を示したものである。以下に、耐震安全性評価に織り込まれている余裕について、具体的に説明する。



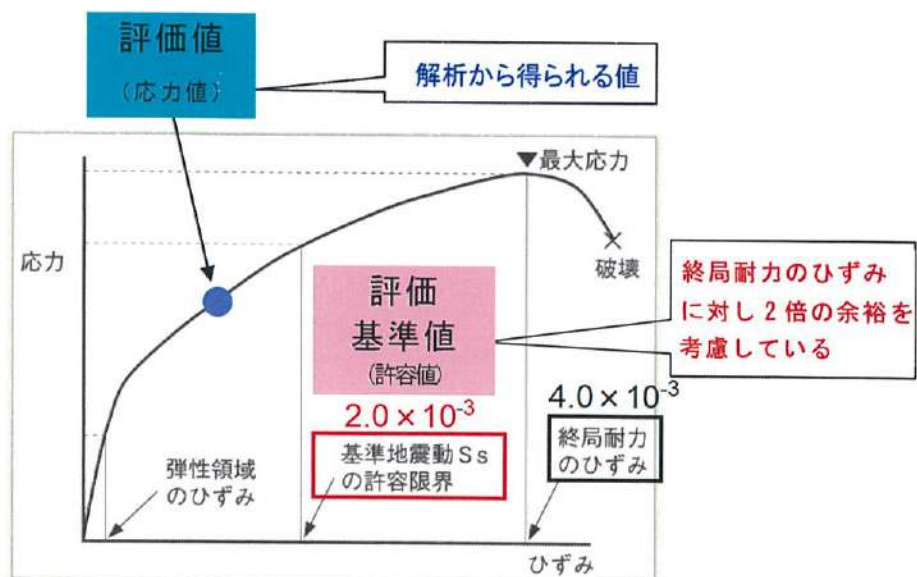
- ① 評価基準値と施設が壊れる限界値との間の余裕
- ② 評価値と評価基準値との間の余裕
- ③ 耐震計算条件の設定による余裕
- ④ 耐震設計以外の設計から生まれる余裕

図 20 耐震設計における耐震安全上の余裕の概念図

① 評価基準値と施設が壊れる限界値との間の余裕（図 20 の①の余裕）

評価基準値は、実際に建物や機器が壊れる（機能を失う）限界値に対して十分余裕を持った値に設定されている。

建物・構築物について、耐震壁を例にとると、終局耐力時のせん断ひずみ「 4.0×10^{-3} 」は、実験による耐震壁の終局変形のばらつきを定量的に評価し、これに応答などの設計上のばらつきを考慮して多少の余裕をみて定められたものであるが、耐震壁のせん断ひずみ（変形）の評価基準値は、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」に基づき、この終局耐力時のせん断ひずみ「 4.0×10^{-3} 」に対して、「 2.0×10^{-3} 」（高さ 10m の耐震壁の場合、変形が 2cm までに抑えられるよう設計しなければならない）と厳しく定められ、2 倍の余裕を持たせられている（図 21 参照）。



ひずみ:地震等による力を受けた際の変形量を耐震壁の高さで除した値

終局耐力のひずみ:断面あるいは部材の最大応力時のひずみ

図 21 耐震壁におけるひずみの評価基準値の考え方

機器・配管系について、金属に荷重（引張り応力）をかけていくと、弾性領域⁸を経て塑性領域⁹に入り、さらに荷重を加えていくと、応力が最大に達した後、破断に至る（図 22 参照）。この時の最大強度である設計引張強さ（Su）¹⁰について、原子炉容器を例にとると、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」及び「発電用原子力設備規格 材料規格」（ともに日本機械学会）において、最大の引張り強さ Su に 1.5 倍の余裕を持たせた「 $2/3Su$ 」という評価基準値が定められており、最大強度に対して十分余裕を持った評価基準値となっている。

このように、建物・構築物や機器・配管系の評価基準値は、余裕を見込んで保守的に設定されている。このような余裕は、評価基準値が施設が壊れる限界値に対して持つ余裕となる。

⁸ 弾性領域：材料に与えた荷重を除去した場合にひずみが完全に元に戻る領域

⁹ 塑性領域：材料に与えた荷重を除去した場合にひずみが元に戻らない領域

¹⁰ 設計引張強さ（Su）：材料の有する終局の強さ

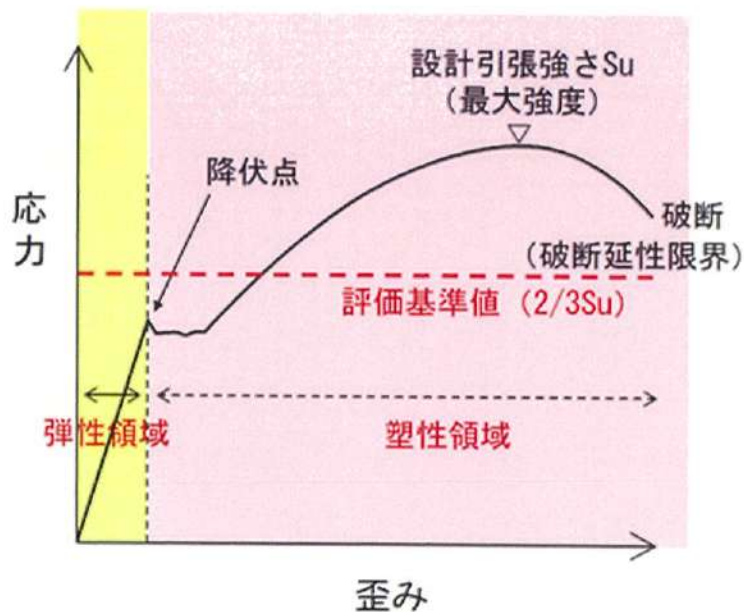


図 22 機器・配管系の設計における評価基準値の考え方（例：原子炉容器）

② 評価値と評価基準値との間の余裕（図 20 の②の余裕）

基準地震動による地震力等が作用した際の建物や機器に働く力や変形を解析し、建物や機器ごとの評価値を算出した上で設計を行うが、関連指針類に基づき設定される評価基準値と一致するように設計するのではなく、評価値が評価基準値を下回るよう設計する。

例えば、建物・構築物の耐震壁は、本件原子力発電所で評価値が最大となる玄海 4 号機原子炉建屋においても、評価値は「 0.704×10^{-3} 」であり、評価基準値「 2.0×10^{-3} 」に対して十分な余裕を有している。

このように、実際に設計される建物や機器の耐震上の評価値は、関連指針類に規定される評価基準値に対して余裕を持たせている。

③ 耐震計算条件の設定による余裕（図 20 の③の余裕）

基準地震動による地震力が作用した際の建物・構築物及び機器・配管系に生じる応力値等を計算する際には、計算結果が保守的なものとなるように計算条件の設定等に余裕を持たせている。

例えば、地震時に建物に働く力や変形などを計算（地震応答解析）する際、建物全体をモデル化した上で建物に働く力や変形の解析を行うが、この時のモデルに入力する建屋の各位置に対する地震力については、地震応答解析において求められた動的地震力の最大値を静的な地震力と

して用いる¹¹ことによって、大きな応力値となり、余裕が生じる。これは、実際の地震力は、瞬間的に大きな力がかかり、時々刻々と変化する動的地震力であるが、建物に働く力を、あえて動的地震力の最大値の力がそのままかかり続ける静的な地震力として作用すると仮定するものである。建物にほんの一瞬作用するだけの動的地震力の最大値が、変化せず、一定の力で作用し続けるという厳しい条件を設定するものである。

また、設計に際しては、建物・構築物と接する地盤との相互作用も考慮する。一部の建物・構築物は、地盤に深く埋設されていることから、施設周囲の地盤の埋め込み効果（地盤の側面によって建屋が支えられる効果）により、地震に対する応答値（揺れの大きさ）は小さくなる。この埋め込み効果をモデルに考慮することで施設の応答値は低減されるが、耐震設計においては、埋め込み効果を考慮せず、厳しい条件設定としている【乙イ B166-1】。

建物・構築物の揺れを計算するモデル化の際には、計算結果が安全側となるように、建物の剛性に関するコンクリート強度の条件設定を、実強度（72N/mm²）よりも強度が低い設計想定強度（41.2N/mm²）としている【乙イ B166-2】。

機器・配管系の揺れを評価するために用いる床応答スペクトルについては、不確実性を考慮して、時間軸方向に拡張する（図 23 参照）。

このように、建物・構築物や機器・配管系の耐震評価を計算する過程において、あえて地震の揺れを大きく見積もるなどの厳しい計算条件を設定しており、計算条件による余裕が生じている。

¹¹ 動的地震力と静的な地震力：耐震設計を簡便に行うため、本来は動的な交番荷重（大きさ、方向が繰り返し変動する荷重）である地震力（動的地震力）を、水平方向または鉛直方向に作用する一定の静的な地震力に置き換えて評価する。

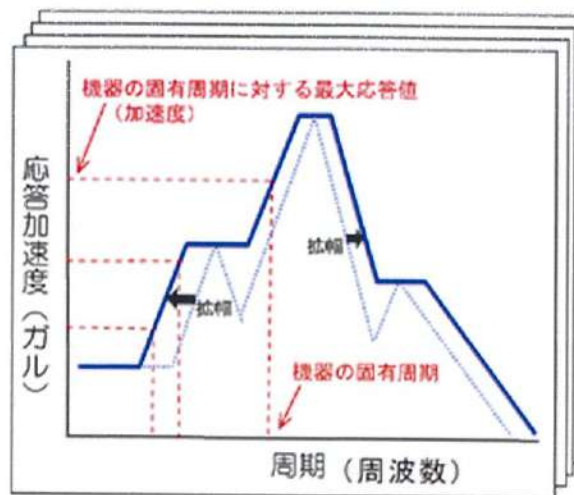


図 23 床応答スペクトルの拡幅

- ④ 耐震設計以外の設計から生まれる余裕（地震力以外の荷重を考慮することによる余裕）（図 20 の④の余裕）

原子力発電所は、設計用地震力（地震力荷重）に、その他の作用する力（自重、圧力等）を加えた耐震設計、事故時の荷重に対する強度設計、放射線防護の観点から行われる遮へい設計等の様々な要素を考慮した上で、そのうちで最も厳しい条件を満足するように設計しており、ここに耐震安全上の余裕が生まれる。加えて、これらの設計・製作・施工の各段階において、必要とされる強度を上回るよう材料の強度、寸法等に余裕を持たせており、出来上がったものは相応の実力を有することになる。

例えば、地震により建物・構築物の各部に作用する荷重を求める際には、地震以外の積雪荷重、風荷重、運転時に作用する荷重等と組み合わせた荷重を評価した上で評価基準値を満足することを確認する。機器・配管系にかかる応力を評価する際についても、地震の荷重を求めるだけでなく、地震以外の荷重（通常運転時や事故時等に生じる荷重、風荷重、積雪荷重等）を求め、地震の応力と地震以外の応力とを組み合わせた上で、評価基準値を満足することを確認する。このような建物・構築物及び機器・配管系の組み合わせた荷重の評価は、原子力規制委員会が認めた民間規格である「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601-1987)」、
「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編

(JEAG4601・補・1984)」、「原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601・1991 追補版)」、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1・2005、同・2007)」、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1・2012)」、「発電用原子力設備規格 材料規格(JSME S NJ1・2012)」に定められる評価基準値や手法に従って評価する。

機器・配管系にかかる地震荷重や熱荷重等の繰返し応力に耐えることを評価する疲労評価では、作用する応力の強さに応じてその材料が耐えられる繰返し回数があることから、繰返しピーク応力強さと繰返し回数から求められる累積疲労係数（各応力強さ条件における繰返し回数を、その応力における許容繰返し回数で除した値の和）が評価基準値 1.0 以下であることを確認する。この時、基準地震動によるピーク応力の想定発生回数は、実際は数十回程度であるのに対して、200 回という条件にしており、十分余裕のある設定としている。また、プラントの定期検査による起動及び停止回数については、実際は 1 年間に各 1 回程度であるのに対して 1 年間に各 3 回という条件にしており、安全側に余裕を持った設計条件になっている。また、建物の壁の厚さは、放射線防護の観点から、耐震設計で要求される以上の壁の厚さとしている部分もあり、これにより耐震安全上の余裕も増すことになる。

以上のように、原子力発電所の設計においては、耐震安全上の①～④の余裕が織り込まれている。このような余裕が織り込まれた結果、耐震壁を例にとると、評価値が本件原子力発電所で最大となる玄海 4 号機原子炉建屋の評価値は、「 0.704×10^{-3} 」であり、評価基準値「 2.0×10^{-3} 」（この評価基準値は、耐震壁の終局耐力時のせん断ひずみ「 4.0×10^{-3} 」の 2 倍の余裕を持つ）に対して十分な余裕を有していることは既に述べたとおりである。

このように、本件原子力発電所の安全上重要な建屋、機器等については、評価基準値自体及び耐震設計の過程で様々な余裕を織り込んでおり、本件原子力発電所は、地震力に対して、十分余裕を持った設計となっている。

2 耐震安全上の余裕に係る評価、試験

(1) 安全性向上評価で確認された安全裕度

本件原子力発電所の耐震設計に様々な余裕が織り込まれていることは、先に述べたとおりであるが、そのような耐震設計を行った結果として、被告九州電力が実施した安全性向上評価においては、基準地震動を大きく超える地震動まで原子力発電所の安全性が確保されることが確認されている。

以下、安全性向上評価において確認された安全裕度について説明する。

ア 安全性向上評価の概要

被告九州電力は、原子炉等規制法第43条の3の29に基づき、原子力発電所の定期事業者検査ごとに安全性向上評価を実施し、原子力規制委員会へ届け出ている。安全性向上評価とは、自主的・継続的に原子炉施設の安全性・信頼性を向上させることを目的とし、保安活動の実施状況調査、確率論的リスク評価、安全裕度評価等を実施し、その評価結果を踏まえ、設備面や運用面における更なる安全性向上対策を抽出するものである。

イ 安全性向上評価における安全裕度評価の概要

被告九州電力は、設計上想定する事故を防止するための安全確保対策に万全を期しているとともに、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、万一それらの対策が機能しない事態も想定して、炉心損傷防止等の重大事故対策を強化している。基準地震動は設計上想定しているものであり、その対策に万全を期しているのは言うまでもないが、重大事故対策を強化することにより、基準地震動を超える地震等設計上の想定を超える事象への対処能力が大きく向上している。

安全性向上評価の一環として実施する安全裕度評価は、安全確保対策の更なる向上を図る観点から、設計上の想定を超える地震や津波等の事象に対して、原子力発電所の安全性がどの程度まで確保されるかを評価

するものである。具体的には、設計上の想定を超える地震や津波等により外部電源喪失等の事象が起こると仮定し、その状態から炉心損傷等を防止するまでに必要な一連の対処（収束シナリオ）について、耐力の低い箇所を特定する。これにより、原子力発電所の有する安全裕度及び潜在的な脆弱性を把握でき、運用や設備の改善に繋げることができるため、自主的、継続的に安全性を向上させるプロセスの一環として実施している。

安全裕度評価は、炉心損傷防止対策、格納容器機能喪失防止対策、使用済燃料ピット内燃料損傷防止対策それぞれについて評価するが、その手順について、地震による炉心損傷防止対策を例にとり説明する。

（ア）起因事象の選定

基準地震動を超える地震が発生したと仮定し、その地震をきっかけとして炉心損傷に至る起因事象（「外部電源喪失」、「原子炉補機冷却機能の全喪失¹²」等）を選定する。

（イ）影響緩和機能と収束シナリオの特定

外部電源喪失や原子炉補機冷却機能の全喪失等の起因事象が発生すると、炉心損傷を防止するための対処（「炉心への注水」、「非常用電源からの給電」等）が行われるが、これらの対処のそれぞれの機能を影響緩和機能として、また、各緩和機能が機能して炉心損傷を回避する一連の流れを収束シナリオとして特定する。

（ウ）各影響緩和機能の耐力を特定

各影響緩和機能がどれだけの地震動に耐えられるかを特定する。

（エ）各収束シナリオの耐力を特定

炉心損傷を回避するためには、その収束シナリオに必要な影響緩和機能が全て有効でなければならないため、それぞれの収束シナリオの

¹² 原子炉の1次冷却系の補機（ポンプや熱交換器等）で発生した熱を除去するための冷却水を供給する設備を原子炉補機冷却設備と呼び、それらの設備の冷却機能が全て失われることをいう。

中で一番脆弱な影響緩和機能の耐力をその収束シナリオの耐力として特定する。

(オ) 炉心損傷防止対策のクリフエッジを特定

各収束シナリオの耐力のうち、最も耐力が高い収束シナリオの耐力を炉心損傷防止対策のクリフエッジ¹³地震加速度として特定する。

このように、安全性向上評価における安全裕度評価は、設工認における耐震安全性評価とは異なる規制上の位置づけや手順で行われるものであるが、炉心損傷防止等の収束シナリオの脆弱な箇所をクリフエッジとして特定することで、安全確保対策の更なる強化に繋げることができる。

ウ 安全性向上評価における安全裕度評価結果

玄海3号機第1回安全性向上評価（2020年2月20日届出）及び玄海4号機第1回安全性向上評価（2020年5月20日届出）の安全裕度評価の評価結果を表5に示す【乙イ B181、乙イ B182】。玄海3号機及び4号機の炉心損傷防止対策等のクリフエッジ地震加速度は、全て1,000ガルを超えており、基準地震動を大きく超える地震動に対しても、炉心損傷等を回避するための対処機能を維持できる耐力を有していることを確認している。このように、設計上の想定を超える地震加速度に対しても、炉心損傷防止等の機能を維持する上での余裕を有しており、このことは、本件原子力発電所の耐震設計に当たっては、様々な余裕が織り込まれ、十分な耐震安全上の余裕を有していることを示すものである。

¹³ クリフエッジ：燃料が重大な損傷に至る等の事象が進展、急変し、状況が大きく変わる境。

表 5 各評価項目のクリフエッジ地震加速度

【乙イ B181(3.1.4-239 頁)、乙イ B182(3.1.4-240 頁)】

評 価 項 目		ク リ フ エ ッ ジ 地 震 加 速 度 [※]	
		3 号 機	4 号 機
出力 運転時	炉心損傷防止対策	1,080 ガル (1.10G)	1,080 ガル (1.10G)
	格納容器機能喪失防止対策	1,080 ガル (1.10G)	1,080 ガル (1.10G)
	使用済燃料ピット内燃料損傷防止対策	1,372 ガル (1.40G)	1,135 ガル (1.15G)
運転 停止時	炉心損傷防止対策	1,080 ガル (1.10G)	1,080 ガル (1.10G)

※：地震加速度は、1G（重力加速度）=980.665 ガルで換算。なお、端数処理の関係で表中の換算が一致しない場合がある。

（２）原子力発電施設耐震信頼性実証試験で確認された耐震安全上の余裕

1982 年度から 2004 年度まで、財団法人原子力発電技術機構（当時）多度津工学試験所において、大型高性能振動台（以下「振動台」という。）を用いて実施された原子力発電施設耐震信頼性実証試験（以下「耐震実証試験」という。）によって明らかとなった、原子力発電所の耐震安全上の余裕について述べる。

ア 試験の目的及び内容

耐震実証試験は、原子力発電所の安全上重要な設備について、可能な限り実機に近い条件で加振試験を行い、地震に対する安全性、すなわち設備の耐震安全上の余裕や耐震設計手法の妥当性、制御棒挿入性などの機能の信頼性等を実証するため、振動台に実機を模擬した試験体を設置し、各種試験を行ったものである。（図 24）。

耐震実証試験に当たっては、学識者及び電力業界や重電機工業会、建設業界等の専門技術者等により、試験体の設計・製作・取付や、試験方法、試験結果の評価方法等について、詳細な検討が行われた。また、実機を用いた実験を行うことが困難な土木構造物等においては、振動などの力学的挙動調査にあたり、縮尺模型を用いた実験が一般的に行われており、実機と縮尺模型

の間で、寸法や力、時間といった種々の物理量、状態量に一定の相似的な関係（相似則）が存在するのであれば、縮尺模型による実験結果から実機の挙動を評価することができる。このため、試験体についても、試験体の挙動で実機の挙動を推定できるよう相似則が詳細に検討され、材料もできる限り実機と同じものが用いられている。

さらに、試験用地震波については、試験ごとに、当時運転中の全原子力発電所の基準地震動を踏まえ、試験体に最も大きい応答を与え、より厳しい試験が期待できる地震波（基礎若しくは床応答波）としている【乙イ A135（1～12 頁）】

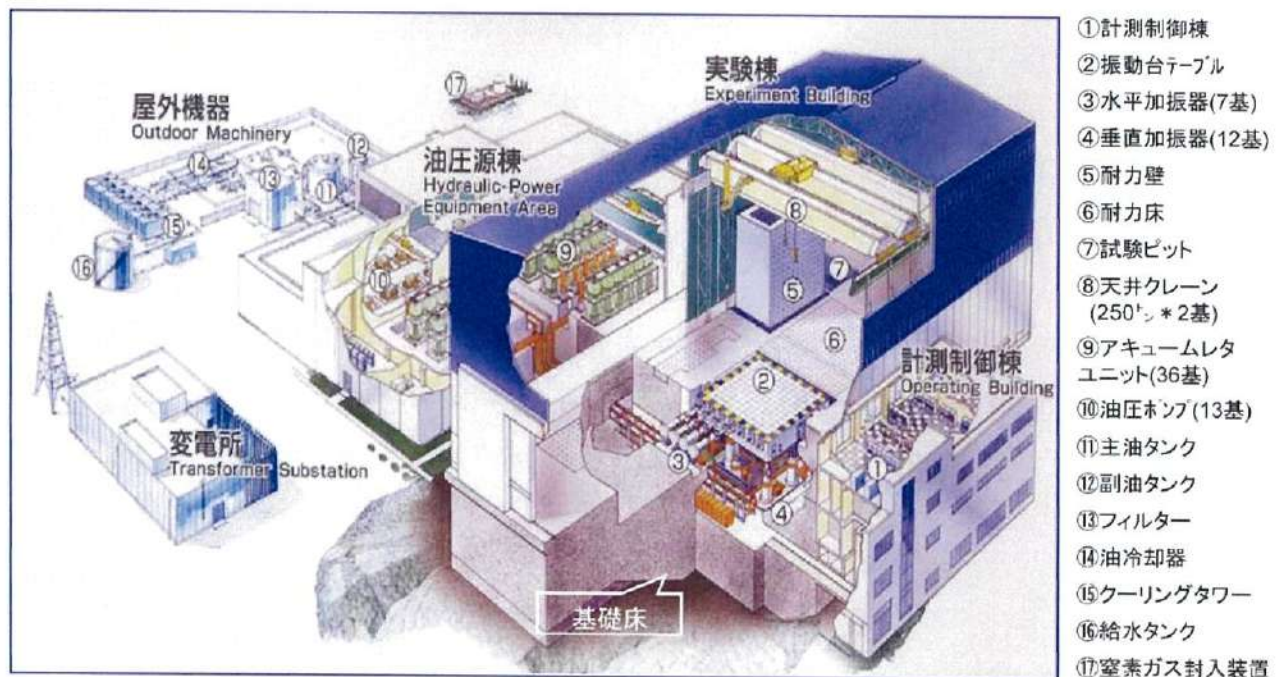
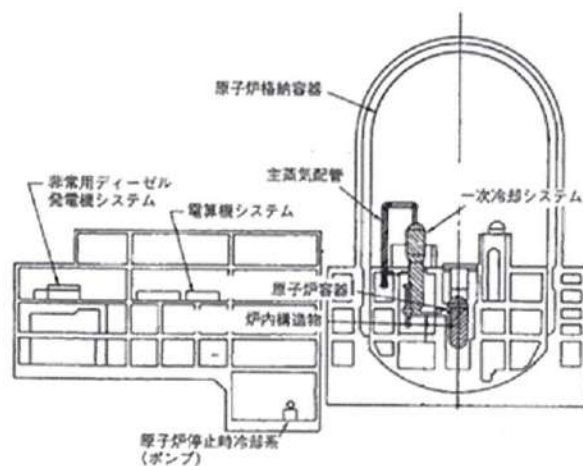


図 24 大型高性能振動台設備の概要図

試験対象設備には、加圧水型（以下「PWR」という。）及び沸騰水型（以下「BWR」という。）の110万kW級原子力発電所における安全上重要な設備を選定している（図25）。



PWR原子炉格納容器 鋼製
【縮尺:1/3.7. 重量:350 t(実機:約3,800 t)】

図 25 PWRの試験対象機器の位置及び試験体の例

イ 耐震実証試験の結果

耐震実証試験の結果、全ての試験対象設備について、基準地震動に対する構造強度の確保、地震時（地震後）における原子炉格納容器の気密性や制御棒挿入性等の機能維持及び耐震設計手法等の妥当性が実証された。あわせて、全ての試験対象設備が試験用地震波に対して何ら異常は発生せず、十分な耐震安全上の余裕を有していることが実証された。例えば、原子炉容器については、試験体重量及び寸法による振動台の性能限界である 961 ガルまで加振しても損傷は確認できず、961 ガル以上の耐震安全上の余裕を有することが実証されている（表 6）【乙イ A135（13～24、157 頁）】。

また、プレストレストコンクリート製原子炉格納容器及び配管については、試験体が機能喪失するまで加振したところ、プレストレストコンクリート製原子炉格納容器については 3,398 ガルで機能喪失し、十分な耐震安全上の余裕を有することが実証された【乙イ A135（22、108、109 頁）】。配管については、振動台の加振性能範囲内で試験体を破損させる

ため、試験体から一部の配管支持物を外すなど、同じ応答加速度に対し大きな曲げ応力が生じるようにした上で、振動台の性能限界である最大加速度 約 1,900 ガルで加振し、試験体に応答最大加速度約 5,900 ガルを与えた結果、5 回目の加振でようやく機能喪失し、十分な耐震安全上の余裕を有することが実証されている【乙イ A135 (22、151、193 頁)】。

表 6 PWR 設備の試験結果 (最大加速度)

	強度実証試験 ^{(注)2}	限界加振試験 ^{(注)2}
原子炉格納容器 (鋼製) <1/3.7、350 トン、約 3,800 トン> ^{(注)1}	591 ガル	887 ガル [1.5 倍] ^{(注)3}
炉内構造物 <1/1、555 トン、約 500 トン>	729 ガル	1,094 ガル [1.5 倍]
1 次冷却システム <1/2.5、525 トン、約 1,000 トン>	1,433 ガル	2,866 ガル [2.0 倍]
原子炉容器 <1/1.5、700 トン、約 850 トン>	714 ガル	961 ガル [1.6 倍]
非常用ディーゼル発電機システム ※クランク軸などの部分試験を実施	1,360 ガル	1,770 ガル [1.3 倍]
電算機システム <1/1、81 トン、約 300 トン>	526 ガル	2,262 ガル
原子炉停止時冷却系 <1/1、294 トン、約 300 トン>	1,800 ガル	2,700 ガル [1.5 倍]
主蒸気系 <1/2.5、190 トン、約 200 トン>	1,940 ガル	4,850 ガル [2.5 倍]
プレストレストコンクリート製原子炉格納容器 <1/10、757 トン、約 27,000 トン>	557 ガル	3,398 ガル [6.1 倍]
制振サポート支持重機器 <1/2.5、550 トン、約 600 トン>	1,824 ガル	5,290 ガル [2.9 倍]
配管 (一般化モデル) <1/1、200 トン、 - >	-	1,900 ガル

(注)1 < > 内は、縮尺、試験体重量 (支持構造物の重量含み)、実機重量を示す。

(注)2 強度実証試験とは、基準地震動 S₁ (設計用最強地震) 及び S₂ (設計用限界地震) に対する強度並びに機能の信頼性を確認する試験。限界加振試験とは、基準地震動 S₂ を超える地震波で加振し、耐震安全上の余裕を確認する試験。

(注)3 [] 内は、強度実証試験における基準地震動 S₂ 応答波に対する比率を示す。

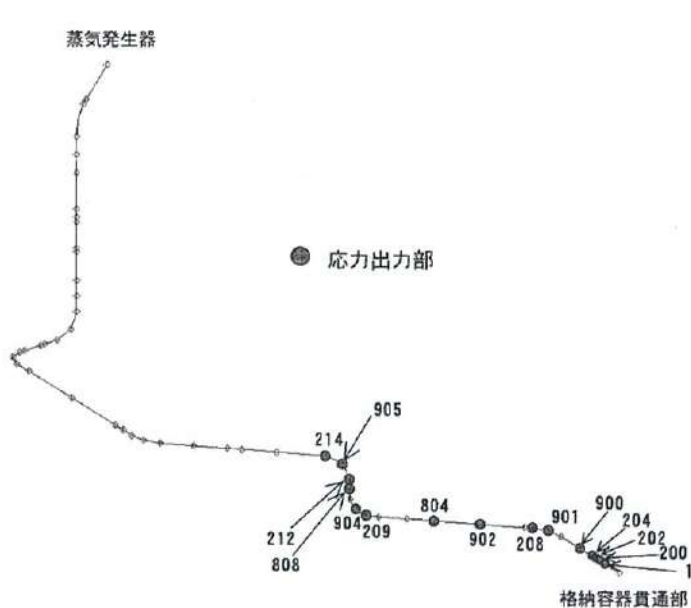
ウ PWR実機配管の耐震安全上の余裕

原子力発電所における配管の耐震設計は、材料の弾性挙動範囲内の設計を行うため、配管の機能喪失に至るまでに大きな耐震安全上の余裕を有している。財団法人 原子力発電技術機構（当時）は、このような配管の耐震安全上の余裕について、上記の耐震実証試験により得られた解析コードを用いて、PWR実機配管の耐震安全上の余裕を解析している。

解析に当たっては、安全上重要な設備であり、エルボ（L字部分）など応力が集中しやすい配管要素や耐震支持構造物を有する主給水系配管モデルが選択され、①基準地震動 S_2 応答波入力時の配管にかかる応力、②配管の発生応力が当該配管の機能維持のために定められた評価基準値に達するときの地震波、③配管が1回の地震波で機能喪失するときの地震波をそれぞれ解析、比較し、耐震安全上の余裕を確認している。

まず、基準地震動 S_2 応答波（原子炉建屋床応答波、最大加速度：1,940ガル）を入力した場合の主給水系配管モデルにおける各質点の応力を解析したところ、図26のとおり、評価基準値 458MPa に対し 57～102 MPa となり、評価基準値を大きく下回り 4.5～8 倍の耐震安全上の余裕を有する結果が得られている（①）。

次に、いずれかの質点が、評価基準値 458MPa に達する地震動を解析した結果、最大加速度 18,600 ガルで評価基準値に達する結果が得られている（②）。さらに、1回の地震で配管が疲労破損するとした場合の地震動を解析したところ、最大加速度 248,300 ガルとなり（③）、評価基準値 458 MPa に達する地震動 18,600 ガルに対し、13.3 倍（③/②）の耐震安全上の余裕を有することが明らかとなっている【乙イ A136（5-50、5-52、5-58 頁）】。



	解析値 (MPa)
1 直管部	69
200 直管部	67
202 直管部	94
204 直管部	102
900 直管部	63
901 エルボ	69
208 エルボ	64
802 直管部	57
804 直管部	72
209 エルボ	90
904 エルボ	78
808 直管部	67
212 エルボ	90
905 エルボ	77
214 エルボ	65

図 26 主給水系配管質点モデルの応力評価部位及び評価結果

さらに配管系については、この実証試験の一環において、実機配管系の特徴を有する配管モデルの試験体を用いて原子力発電設備に適用されている JEAG4601・補-1984 の許容応力を上回る負荷条件で加振して応答挙動や安全余裕の確認も行われている。実証試験に用いた試験体は、実機の主要サイズと同等の配管口径、肉厚及び材質（炭素鋼 STS410）であり、応力集中が高いエルボ（曲がり部）等の配管要素を組み合わせた 3 次元的な広がりを持つ配管ルート of 配管試験体を用いた。このような試験体を大型加振台に設置し、既に原子力発電設備に適用されている JEAG4601・補-1984 の許容応力を上回る負荷条件で加振して応答挙動や安全余裕の確認が行われた。

試験の結果、JEAG4601・補-1984 の許容応力を大幅に超える地震荷重を加えても配管は塑性崩壊を起こさず、安全余裕は JEAG4601・補-1984 に対し 6.0 以上であることなどが確認された【乙イ A142-1、乙イ A142-2(1056 頁)】。

このように、既に原子力発電設備に適用されている JEAG4601・補・1984 に従い設計された配管系は、実際にはその許容応力の 6 倍以上の負荷に耐えうる大幅な余裕を有していることが実証試験により確認されている。

以上の耐震実証試験の結果は、原子力発電所の安全上重要な設備が十分な耐震安全上の余裕を有していることを示しており、評価基準値と算定された評価値との差だけでなく、評価基準値の設定や評価値の算定といった規格、基準自体に定められている方法の中にあらかじめ見込まれている安全余裕が耐震安全上の余裕として期待できることが実証されている。

エ 小括

以上のとおり、本件原子力発電所の安全上重要な建屋、機器等については、評価基準値自体及び耐震設計の過程で様々な余裕が織り込まれ、十分余裕を持った設計となっている。そのような耐震設計の結果として、被告九州電力が実施した安全性向上評価では、基準地震動を大きく超える地震動まで原子力発電所の安全性が確保されることが確認されているとともに、財団法人原子力発電技術機構による実証実験によっても、設備が十分な耐震安全上の余裕を持つことが確認されている。

3 基準地震動 Ss-6 に対する耐震安全性

(1) 基準地震動 Ss-6 に対しても耐震安全性は確保されていること

第4の1で述べたとおり、本件原子力発電所の耐震設計に当たっては、設計過程の計算条件を保守的に設定した上で計算を行い、さらに評価基準値に対して余裕をもった評価値を基に設計するなど、設計過程で様々な余裕を持たせており、本件原子力発電所が基準地震動 Ss-1～Ss-5 による地震力に対して十分余裕を確保した設計になっている。また、評価、試験で確認された

耐震安全上の余裕については、「2 耐震安全上の余裕に係る評価、試験」で述べたとおり、被告九州電力が実施している安全性向上評価における安全裕度評価結果であるクリフエッジ地震加速度は 1,000 ガルを超えており、さらに、実際の設備を模擬した試験体を加振する耐震実証試験の結果、全ての試験対象設備に耐震安全上の余裕があることが実証されている。加えて、基準地震動 Ss-6 の応答スペクトルと、基準地震動 Ss-1～Ss-5 の応答スペクトルとの間に大きな差はない。

これらのことから、本件原子力発電所は、もともと大きな耐震安全上の余裕を有しており、基準地震動 Ss-6 に対しても十分な耐震安全性を確保していると認められるが、以下被告九州電力が行った Ss-6 に対する耐震安全性の確認について説明する。

（2）基準地震動 Ss-6 に対する耐震安全性の確認方法

被告九州電力は、新たな基準地震動 Ss-6 を踏まえ、本件原子力発電所の設備の耐震安全性に問題がないかの確認を行った。今回実施した新たな基準地震動 Ss-6 に対する耐震安全性の確認は、現存する設備が新たに策定した基準地震動 Ss-6 に対して現状でも耐震安全性を有するかを早期に確認することを目的としたものである。このような目的を踏まえ、耐震安全性の確認に当たっては、通常の設工認で用いられる評価手法とは異なる、「応答比」を用いた評価手法により本件原子力発電所を網羅的に確認することとした【乙イ B183-1、乙イ B183-2(27～28 頁)】。

ア 「応答比」を用いた設備の評価について

基準地震動 Ss-6 により設備へかかる荷重を考慮する際には、新たな基準地震動 Ss-6 が現行の基準地震動 Ss-1～Ss-5 に対して超過する割合（その設備が一番揺れやすい周期における揺れの超過割合をとっている）である「応答比」を用いた評価を実施した。「応答比」を見ることで、Ss-6 が設備にどの程度影響を与えるか、荷重の増分としてその傾向を把握で

きる。この Ss-6 による荷重の増分としての「応答比」が、現状の設備が有する「現行裕度」（評価基準値¹⁴／評価値¹⁵）以下であれば、Ss-6 による荷重の増分が設備の裕度範囲内に収まり、耐震安全性を有すると考えることができる。このような「応答比」を用いた評価は、設備への影響を概略評価するものとして、その目的に照らして合理的なものである。

イ 「応答比」を用いた配管系の評価について

配管系については、上記と同様の「応答比」を用いた評価を行うが、設備数が膨大であることから、以下に示す評価方法に基づいて耐震安全性の検討を実施した。

配管系は、最高使用温度および口径を踏まえ、高温配管と低温配管に分類し、高温配管については、配管のモデルを作成した上で精緻に設計する「3次元はりモデル」を用いて設計を行い、その他多数の低温配管については、簡易的に設計する手法である「定ピッチスパン法」を用いて設計を行っている¹⁶。今回の耐震安全性の検討も高温配管と低温配管に分けて行った。

a. 高温配管

高温配管については、既設工認では、耐震評価が厳しい箇所を代表として評価結果を記載しており、今回の検討も当該配管を対象に、以下の(a)の評価を行い、必要に応じて(b)の評価により耐震安全性の検討を行った。

(a) 応答比と現行裕度を比較し、応答比が現行裕度以下であれば、耐震安全性を有するものとした。

¹⁴ 許容値ともいう。

¹⁵ 発生値ともいう。

¹⁶ 配管は、配管を支持する間隔が短いほど、配管にかかる応力が小さくなり耐震性が増す。「3次元はりモデル」を用いた設計方法は、特定の配管について、実際の立体的な配置をモデル化して配管にかかる応力を算出し、配管の支持位置を設定する方法。一方、「定ピッチスパン法」は、発電所に多数ある配管の支持間隔を簡易的に設計するため、配管を、直管部、曲がり部等に分類した上で、配管に作用する応力が許容値以下になるよう、配管の支持間隔を設定する方法。

(b)(a)にて応答比が現行裕度を超える場合には、配管については疲労評価を、サポートについては各部品の評価を行い、耐震安全性を有するかを確認した。具体的には、配管の疲労評価は JEAG4601・補-1984 に従って表 7 に示す内容の評価を行った。また、サポートについては、サポートを構成する各部品の受ける荷重を評価し、各部品個別の裕度を確認した。【乙イ B186、乙イ B183-2(36～37 頁)】。

表 7 配管系の耐震疲労評価の概要【乙イ A143(94,102 頁)】

1 次冷却設備 (クラス 1 管 ¹⁷⁾)	JEAG4601・補-1984 において、地震動のみによる 1 次+2 次応力 ¹⁸ の変動値が $3S_m$ ¹⁹ を超える場合は、弾塑性解析を実施し、疲労評価にて疲労累積係数 ²⁰ (強度+地震)が 1.0 以下であることを確認することとなっている。
主蒸気設備／格納容器 スプレイ設備配管 (クラス 2 管 ¹⁷⁾)	JEAG4601・補-1984 において、地震動のみによる 1 次+2 次応力の変動値が $2S_y$ ¹⁹ を超える場合は、弾塑性解析を実施し、疲労評価にて疲労累積係数(地震のみ)が 1.0 以下であることを確認することとなっている。

b.低温配管

(a) 低温配管については、既設工認において、簡易的に設計する定ピッチスパン法を用いて支持間隔を設定している²¹が、被告九州電力が

¹⁷ 原子力発電所の配管は、その機能に応じてクラス 1 管からクラス 4 管に分類されている。

¹⁸ 1 次応力とは、地震力や圧力等で直接加わる応力のことをいい、2 次応力とは、例えば高温の流体で熱が加わり変形するなど、間接的に発生する応力のことをいう。

¹⁹ 材料に荷重をかけていくと、弾性領域（材料に与えた荷重を除去するとひずみが完全に元に戻る領域）から塑性領域（材料に与えた荷重を除去してもひずみが元に戻らない領域）に入るが、塑性領域に入る時（降伏点）の荷重を降伏応力（ S_y ）と呼ぶ。さらに荷重をかけていくと、徐々にひずみが増して、荷重が最大に達した後に破断に至るが、その時の最大の荷重を引張強さ（ S_u ）と呼ぶ。 S_m とは、設計に用いられる設計応力強さのことをいい、その材料の S_y や S_u により設定される。

²⁰ 材料に繰り返し荷重がかかり、変形が徐々に進行して破壊に至ることを疲労破壊という。荷重の大きさごとに、疲労破壊に至る繰返し回数（許容繰返し回数）が変わるが、実際には材料にいろいろな大きさの荷重がかかるため、それらの荷重ごとに（荷重が発生する回数／許容繰返し回数）を求め、その比率を足し合わせたものを疲労累積係数という。疲労破壊を起こさないために、この疲労累積係数が 1 以下となるよう設計する。

²¹ 定ピッチスパン法の保守性については、第 1 回原子力発電所における配管支持間隔の設定方法に関する会合（平成 30 年 5 月 24 日）において、定ピッチスパン法により算出される応

2006 年に実施した耐震バックチェック²²【乙イ B184】において、定ピッチスパン法による評価が最も厳しい箇所を代表として選定して評価結果を記載しており、今回の検討も当該箇所を対象に、高温配管での検討と同様、応答比（基準地震動 Ss-6 による荷重の増分）と現行裕度を比較した²³。【乙イ B186、乙イ B183-2(36～37 頁)】。

（３）Ss-6 に対する耐震安全性評価結果（機器関係）

本件原子力発電所の機器（約 800 施設）について、「応答比」を用いて網羅的な耐震安全性の確認を実施した結果、全ての機器について、耐震安全性を有することが確認できた【乙イ B183-2(28～29 頁)】。代表的な安全上重要な機器の確認結果を表 8、9 に示す【乙イ B185】。

力の方が 3 次元はりモデルより同等若しくは大きく算出されることについて、全ての配管要素に対して網羅的に確認されている【乙イ B183-2(38 頁)、乙イ A144】。

²² 2006 年 9 月 19 日に原子力安全委員会（当時）が新たな耐震指針を制定したことを踏まえ、2006 年 9 月 20 日に原子力安全・保安院（当時）が事業者に対して新指針を踏まえた安全性評価の報告を指示したもの。

²³ 耐震バックチェック以降の新規制基準対応による耐震工事等を考慮せず、工事前の耐震バックチェック時の定ピッチスパン法に対して今回の応答比を考慮することは、保守的な取扱いとなる。

表 8 玄海 3 号機 代表的な安全上重要な機器の耐震安全性確認結果

【乙イ B185】

設 備	評価部位	単位	発生値	許容値	現行裕度	応答比※1	評価結果
炉内構造物	熱遮蔽体 (取付ボルト)	応力(MPa)	448	483	1.07	0.92	○
制御棒 (挿入性)	—	時間(秒)	2.26	2.5	(1.75)※2	1.08	○
蒸気発生器	上部胴支持構造物用スナバ	応力(MPa)	394	564	1.43	1.02	○
1 次冷却材管	ホットレグ	応力(MPa)	194	348	1.79	1.02	○
高圧注入ポンプ	基礎ボルト	応力(MPa)	18	156	8.66	1.00	○
余熱除去ポンプ	基礎ボルト	応力(MPa)	17	156	9.17	1.00	○
原子炉容器	空気抜管台	応力(MPa)	228	531	2.32	1.04	○
(格納容器スプレイ設備) 格納容器スプレイポンプ	基礎ボルト	応力(MPa)	22	156	7.09	1.00	○
(アニュラス空気浄化設備) アニュラス空気浄化ファン	原動機取付 ボルト	応力(MPa)	14	201	14.35	1.00	○

※1：1 次固有周期における Ss-6 地震動と既往工認の Ss 地震動の応答スペクトル比

※2：地震による挿入時間の遅れは、「地震時における挿入時間 (2.26 秒)」から「通常運転時における挿入時間 (1.94 秒)」を引いた時間 (0.32 秒) である。一方、「規定時間 (2.5 秒)」から「通常運転時における挿入時間 (1.94 秒)」を引いた時間 (0.56 秒) が、地震による挿入時間の遅れに対する余裕である。したがって、地震による挿入時間の遅れに対する余裕度を $0.56/0.32=1.75$ とした。

表 9 玄海 4 号機 代表的な安全上重要な機器の耐震安全性確認結果

【乙イ B185】

設 備	評価部位	単位	発生値	許容値	現行裕度	応答比※1	評価結果
炉内構造物	熱遮蔽体 (取付ボルト)	応力(MPa)	407	483	1.18	0.92	○
制御棒 (挿入性)	—	時間(秒)	2.14	2.5	(2.71)※2	1.02	○
蒸気発生器	伝熱管	応力(MPa)	312	481	1.54	0.98	○
1 次冷却材管	ホットレグ	応力(MPa)	202	348	1.72	1.02	○
高圧注入ポンプ	基礎ボルト	応力(MPa)	20	156	7.80	1.00	○
余熱除去ポンプ	基礎ボルト	応力(MPa)	19	156	8.21	1.00	○
原子炉容器	出口管台	応力(MPa)	268	420	1.56	0.93	○
(格納容器スプレイ設備) 格納容器スプレイポンプ	基礎ボルト	応力(MPa)	24	156	6.50	1.00	○
(アニュラス空気浄化設備) アニュラス空気浄化ファン	原動機取付ボルト	応力(MPa)	14	201	14.35	1.00	○

※1：1 次固有周期における Ss-6 地震動と既往工認の Ss 地震動の応答スペクトル比

※2：地震による挿入時間の遅れは、「地震時における挿入時間 (2.14 秒)」から「通常運転時における挿入時間 (1.93 秒)」を引いた時間 (0.21 秒) である。一方、「規定時間 (2.5 秒)」から「通常運転時における挿入時間 (1.93 秒)」を引いた時間 (0.57 秒) が、地震による挿入時間の遅れに対する余裕である。したがって、地震による挿入時間の遅れに対する余裕を $0.57 / 0.21 = 2.714 \dots \approx 2.71$ とした。

(4) Ss-6 に対する耐震安全性評価結果（配管系）

高温配管について、表 10 及び表 11 に示すとおり、耐震安全性を有することを確認した。応答比が現行裕度を超え疲労評価が必要となった配管はなかったが、一部のサポートについては、各部品個別の裕度を確認している。

また、低温配管について、表 12 及び表 13 に示すとおり、耐震安全性を有することを確認した【乙イ B186】。

表 10 玄海 3 号機 Ss-6 に対する高温配管の概略検討結果【乙イ B186】

対象配管	評価部位	現行裕度	応答比	評価結果	備考
1 次冷却設備	配管	2.70	1.03	○	
	サポート	1.08	1.03	○	
余熱除去系設備	配管	4.97	1.08	○	
	サポート	1.21	1.03	○	
安全注入設備	配管	1.29	1.06	○	
	サポート	1.97	1.08	○	各部品の評価を実施した
主蒸気設備	配管	1.66	0.93	○	
	サポート	1.24	0.93	○	
主給水設備	配管	2.09	1.04	○	
	サポート	1.48	1.04	○	
格納容器 スプレイ設備	配管	3.44	1.03	○	
	サポート	1.56	1.03	○	

4 小括

以上のように、被告九州電力は、現存する設備が、新たに設定された基準地震動 Ss-6 に対して、現状でも耐震安全性を有するかを早期に確認することを目的に、「応答比」を用いた評価方法によって評価し、新たな基準地震動 Ss-6 に対する本件原子力発電所の耐震安全性に問題がないことを確認した。

なお、被告九州電力は、この評価方法について 2023 年 11 月 2 日に開かれた「第 4 回震源を特定せず策定する地震動（スペクトル）の規制導入の経過措置に係る意見聴取会」において説明を行っているが、評価の仕方についてやり方そのものが不合理なのではないかというようなやり取りはなかった【乙イ B183-3(11～15、46 頁)】。また、同経過措置に係る 2023 年 11 月 29 日の原子力規制委員会において被告九州電力の概略評価結果を含めて同意見聴取会の結果が報告され【乙イ B187-1、乙イ B187-2(3 頁)、乙イ B187-3(11 頁)】、その後、「第 2 2 (2) イ」で述べた後段規制に係る経過措置が決定された。

第 5 結論

以上のとおり、被告九州電力が策定した標準応答スペクトルを考慮した地震動評価の結果策定した基準地震動 Ss-6 は、合理的かつ妥当なものであり、また、本件原子力発電所の耐震安全性は確保され、地震により本件原子力発電所に重大な事故が発生する具体的危険性はない。

以 上