

目 次

第 1 章	はじめに	3
第 2 章	本件原子力発電所の安全上の余裕	3
第 1	耐震安全性評価の流れ	4
第 2	耐震安全性評価における余裕の確保	8
第 3	本件原子力発電所における耐震安全性評価結果	14
第 4	耐震安全上の余裕に係る試験、評価	17
第 5	小括	22
第 3 章	建設、運転段階における健全性確保	22
第 1	建設段階における健全性確保	22
第 2	運転開始後における健全性確保	23
第 3	小括	23
第 4 章	原告らの主張に対する反論	24
第 5 章	結論	25

第 1 章 はじめに

被告九州電力は、本件原子力発電所の設計において、運転中の各設備に加わる力や温度等に対して、各設備が十分耐えられるような余裕のある設計を行っていることを準備書面 7 で述べた。

これに対し原告らは、準備書面 89 において、安全余裕とは、被告九州電力が主張しているような「構造物が備えるべき安全性をさらに超えた純粋な余裕」を意味するのではなく、「不確実な要素を抱えた構造物において最低限度備えるべき安全性のこと」であり、「その不確実な要素に応じて、予め織り込んでおく安全代」である旨主張する。

しかしながら、原告らの主張は本件原子力発電所における安全上の余裕を正解しないものであり、失当である。被告九州電力は、本件原子力発電所の設計過程において、設備の重要度を考慮した上で、地震や津波、風雪等の自然現象に起因する荷重や、プラント運転時に作用する圧力や温度変化の荷重等を考慮した保守的な設計を行うことにより、実際に安全上の余裕を確保している。

被告九州電力は、本件原子力発電所の各設備に適用される技術基準や関連指針類に従い、自然現象も含めた様々な観点から適切な設計を行っているところ、本書面では、代表的な自然現象である地震に対する設計を例にとり、その設計過程において安全上の余裕をどのように確保しているか、また、建設、運転段階での健全性確保の取り組みも述べた上で、原告らの主張に反論する。

第 2 章 本件原子力発電所の安全上の余裕

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、基準地震動に対して、必要な機能を失わないよう評価を行い、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ことは、被告九州電力答弁書で述べたとおりである。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で安全上の余裕を持つことになるが、以下で述べるとおり、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。

第 1 耐震安全性評価の流れ

安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性の評価は、主に以下の流れに沿って行われる。

(1) 基準地震動の策定

詳細な調査を行い、地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から、十分な保守性を持って基準地震動を策定する。

(2) 耐震重要度分類

原子力発電所の施設をその重要度に応じて分類し、重要な安全機能に係る施設を耐震重要施設（S クラス）とし、基準地震動に対してその施設に必要な機能を保持できる設計とする。

(3) 地震応答解析

建物・構築物の揺れを模擬できる地震応答解析モデルを作成し、建物に働く力や変形等を求める。このモデル化では、床や壁の重量を模擬した「質点」や、変形への抵抗力を模擬した「せん断棒」などで串ダンゴのような形状でモデル化され、地震による建物・構築物の揺れ（加速度）や変形（ひずみ）等の応答値が計算される（図 1）。

する応答特性（揺れ）を求めた床応答スペクトルを作成する（図3）。

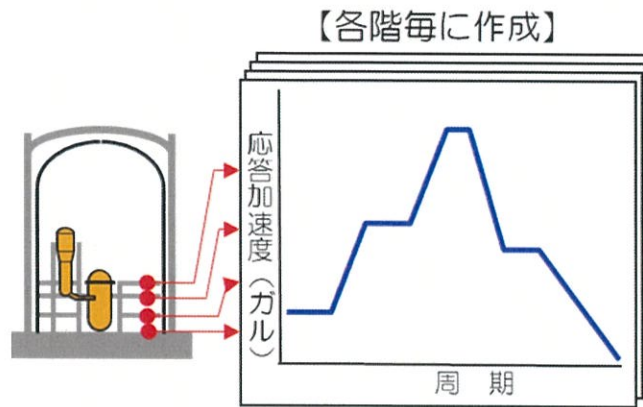


図3 床応答スペクトルの作成

（6）機器・配管系の耐震評価

機器・配管系については、耐震安全性を評価するために、「ア 構造強度評価」と「イ 機能維持評価」を行う。

ア 構造強度評価

構造強度評価では、「(ア)応力評価」と「(イ) 疲労評価」を行う。

（ア）応力評価

地震による荷重によって機器等に変形が生じて機能を喪失しないために、応力評価を行う。（5）で作成した床応答スペクトルをもとに、地震による荷重を求めるとともに、地震以外による荷重（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、地震による応力と地震以外による応力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（図4）。また、Sクラスの設備に波及的影響を与える可能性があるものについて、波及的影響を与えないことを確認する。

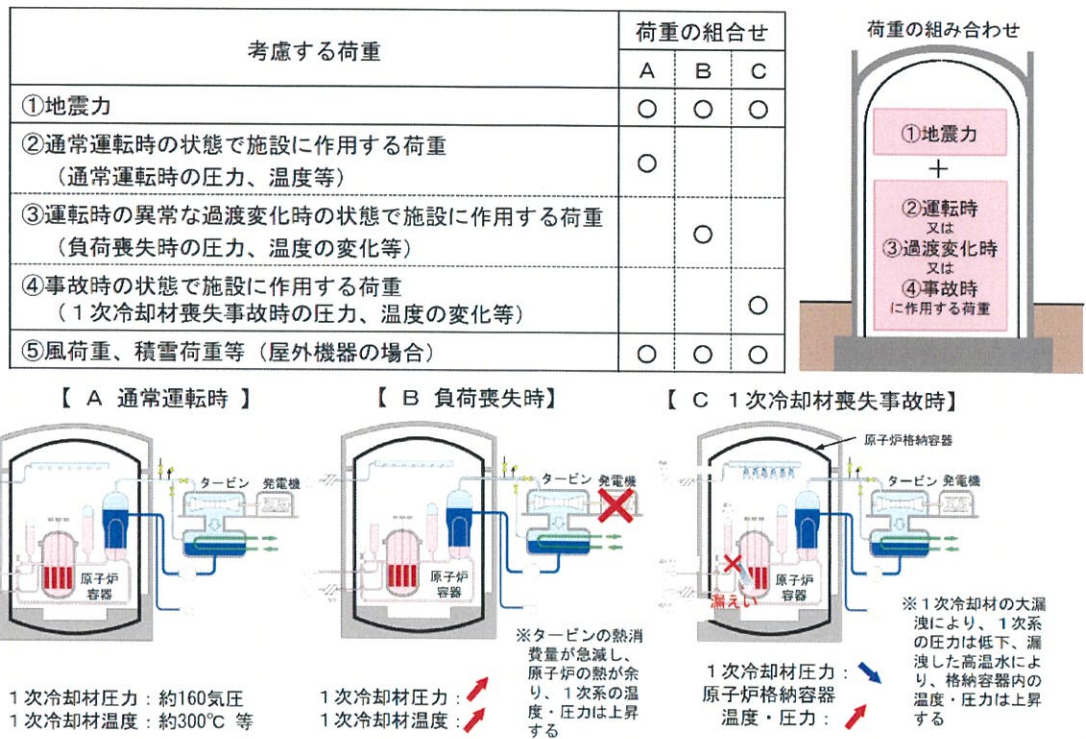


図4 地震と地震以外の荷重の組み合わせ(機器・配管系)

(イ) 疲労評価

プラントの運転状態の変化による温度・圧力変化で、設備にかかる応力にも変化が生じるが、このような運転状態の変化による応力と地震による応力が繰り返し作用することで疲労破壊が起こらないよう、疲労評価を行う。疲労評価では、地震力や圧力等で直接加わる応力(1次応力)、高温の流体等で熱が加わり、変形して発生する応力(2次応力)などが考慮される。これらの地震による応力と運転状態変化による応力について、応力の強さや繰り返し回数をもとに疲労累積係数を求め、評価基準値を満足することを確認する。

イ 機能維持評価

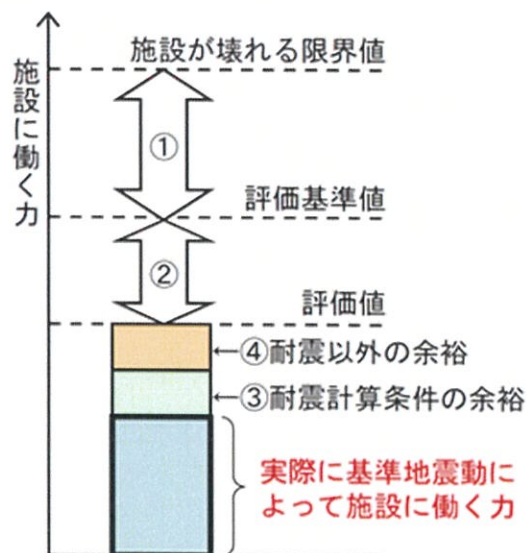
ポンプ・電動機等の動的機器や制御盤等の電氣的機器については、地震による加速度でその機能を失わないよう、機能維持評価を行う。床応答解析をもとに求められた設備へ作用する加速度が関連指針類に規定された機能維持確認済加速度以下となるか、あるいは実証試験により地震動に対

して安全機能が維持されることを確認する。

第2 耐震安全性評価における余裕の確保

基準地震動を策定する際（第1（1））には、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、十分な保守性を持って策定していることは準備書面10等で述べたとおりである。

策定された基準地震動をもとに、建物や機器類がその揺れや力に耐えられるよう、第1（2）～（6）の解析や評価を行うが、その解析や評価の各過程において、様々な安全上の余裕を織り込んでいる。図5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、具体的な例示をしながら説明する。



- 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

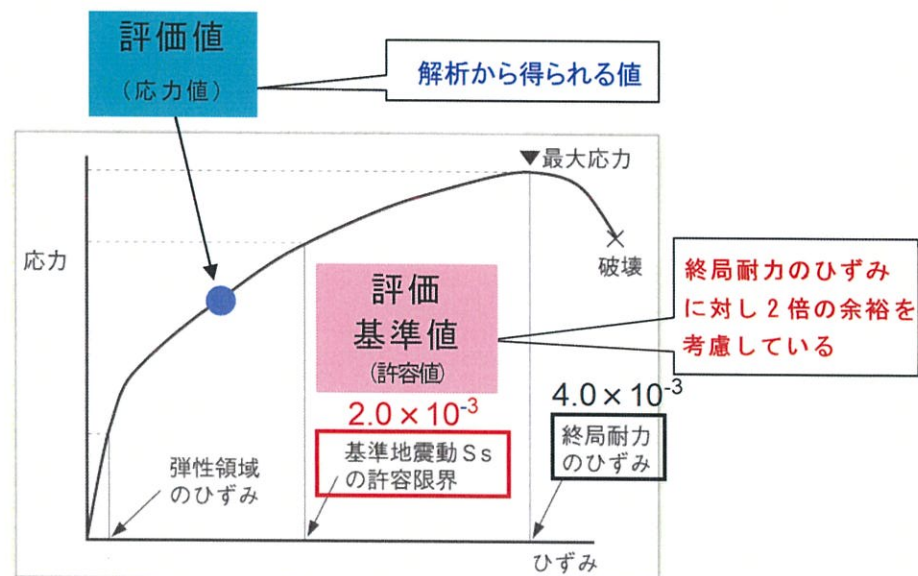
図5 耐震設計における耐震安全上の余裕の概念図

① 評価基準値と施設が壊れる限界値との間の余裕（図5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 6 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 6 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¹を経て塑性領域²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 7 参照）。この時の最大強度である設計引張強さ（ S_u ）

¹ 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

² 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

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 S_u に 1.5 倍の余裕を持たせた「 $2/3S_u$ 」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（図 5 の①の余裕）。

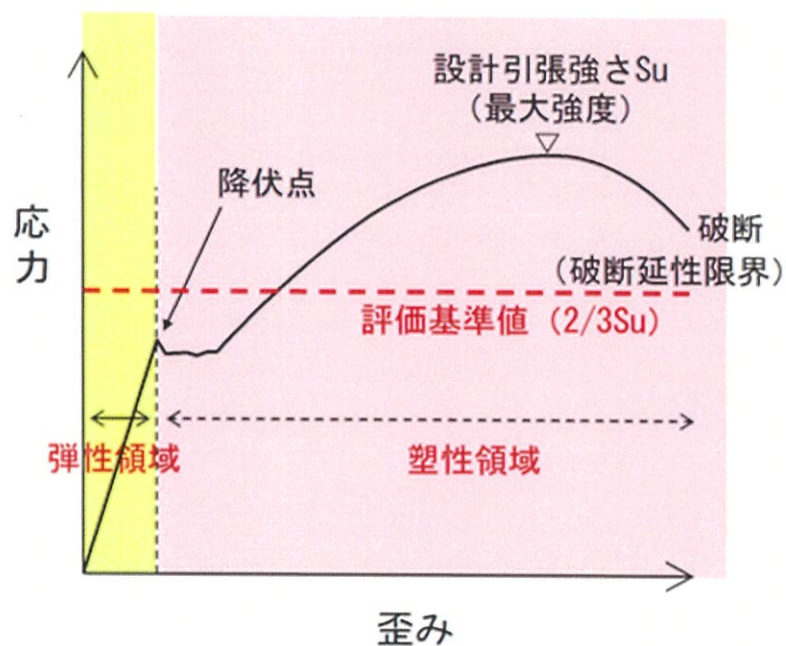


図 7 機器・配管系の設計における評価基準値の考え方（例：原子炉容器）

② 評価値と評価基準値との間の余裕（図 5 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（図 5 の②の余裕）。

③ 耐震計算条件の設定による余裕（図 5 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、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³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際には、計算結果が安全側となるように、コンクリートの条件設定を、実強度（ 72N/mm^2 ）よりも強度が低い設計想

³ 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。

定の強度（ 41.2N/mm^2 ）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、時間軸方向に拡幅する（図8参照）。

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（図5の③の余裕）。

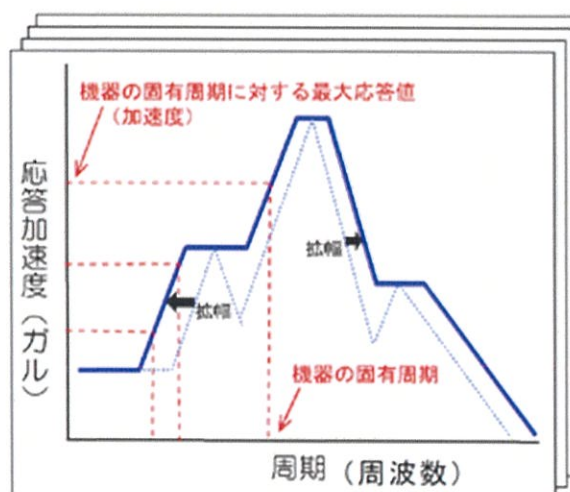


図8 床応答スペクトルの拡幅

- 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5の④の余裕）

原子力発電所については、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）を加えた耐震設計のみならず、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を行っており、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、第 1 (4) で述べた通り、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 (図 2 参照)。機器・配管系にかかる応力を評価する際についても、第 1 (6) で述べた通り、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 (図 4 参照)。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おり、これにより耐震安全上の余裕も増すことになる (図 5 の④の余裕)。

以上のように、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。

第 3 本件原子力発電所における耐震安全性評価結果

被告九州電力は、第 1、第 2 で述べた通り、本件原子力発電所の設計プロセスにおいて様々な安全上の余裕を確保している。

以下では、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評価結果を例示し、実際に安全上の余裕が確保されていることを述べる。

（1）安全上重要な建物・構築物の耐震安全性の評価結果

本件原子力発電所の安全上重要な建物・構築物について、基準地震動による地震力に対する安全性を確認するため、基準地震動 Ss-1～Ss-5 による地震波を用いて、各層の鉄筋コンクリート耐震壁にかかる最大応答せん断ひずみを評価した。

その評価結果は、表 1 に示すとおりであり、対象施設毎に評価した最大応答せん断ひずみは、最大で玄海 4 号機の原子炉建屋の「 0.704×10^{-3} 」であり、「原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601-1987）」に基づいて定められた評価基準値「 2.0×10^{-3} 」を大きく下回っており、構造物全体としての変形能力について十分な余裕を有している。

表 1 安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価結果（抜粋）

対象施設	対象 部位	評価値（最大応答せん断ひずみ）		評価基準値 （許容値）
		3 号機	4 号機	
原子炉建屋	耐震壁	0.678×10 ⁻³	0.704×10 ⁻³	≦2.0×10 ⁻³
原子炉補助建屋		0.366×10 ⁻³		

【乙イ B60-28（3(3)-17-7-3-1-73 頁）、乙イ B60-29（3(3)-16-6-35 頁）、乙イ B61-25（3(4)-17-7-3-1-73 頁）】

（2）安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価結果

本件原子力発電所の安全上重要な機器・配管系について、運転時の荷重条件と基準地震動 Ss-1～Ss-5 による地震力に対する応答とを組み合わせ、構造強度評価（応力評価）を実施するとともに、同地震力に対するポンプ、弁及び制御棒等の機能維持評価を実施した。表 2 にその評価結果を示す。

機器・配管系の構造強度評価（応力評価）で求めた評価値は、評価基準値を十分下回っているとともに、機能維持の評価値についても評価基準値を十分満足しており、本件原子力発電所の安全上重要な機器・配管系は、基準地震動 Ss-1～Ss-5 による地震力に対して、十分安全性を確保している。

表2 安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価結果（抜粋）

区分	設 備	評価部位	単 位	評価値 (応力値)		評価基準値 (許容値)	
				3号機	4号機	3号機	4号機
止める	炉内構造物	ラジアルサポート	応力(MPa)	149	134	≦372	≦372
	制御棒（挿入性）	—	時間(秒)	2.20	2.10	≦2.5	≦2.5
冷やす	蒸気発生器	給水入口管台	応力(MPa)	239	240	≦425	≦425
	1次冷却材管	加圧器サージ管台	応力(MPa)	169	169	≦378	≦378
	高圧注入ポンプ	基礎ボルト	応力(MPa)	18	20	≦160	≦160
	余熱除去ポンプ	基礎ボルト	応力(MPa)	17	19	≦160	≦160
	余熱除去設備配管	配管	応力(MPa)	123	156	≦344	≦344
閉じ込める	原子炉容器	出口管台	応力(MPa)	153	153	≦314	≦314
	（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	24	≦160	≦160
	（アニュラス空気浄化設備） アニュラス空気浄化ファン	基礎ボルト	応力(MPa)	13	13	≦210	≦210

【乙イ B60-30 (3(3)-17-1-3-83 頁)、乙イ B60-31 (3(3)-17-4-2-37 頁)、乙イ B60-32 (3(3)-17-3-2-1-158 頁)、乙イ B60-33 (3(3)-17-3-23-1487 頁)、乙イ B60-34 (3(3)-17-3-8-8 頁)、乙イ B60-35 (3(3)-17-3-7-8 頁)、乙イ B60-36 (3(3)-17-3-24-98 頁)、乙イ B60-37 (3(3)-17-1-4-66 頁)、乙イ B60-38 (3(3)-17-7-5-8 頁)、乙イ B60-39 (3(3)-17-7-11-8 頁)、乙イ B61-26 (3(4)-17-1-3-83 頁)、乙イ B61-27 (3(4)-17-4-2-37 頁)、乙イ B61-28 (3(4)-17-3-2-1-148 頁)、乙イ B61-29 (3(4)-17-3-23-1487 頁)、乙イ B61-30 (3(4)-17-3-8-8 頁)、乙イ B61-31 (3(4)-17-3-7-8 頁)、乙イ B61-32 (3(4)-17-3-24-125 頁)、乙イ B61-33 (3(4)-17-1-4-68 頁)、乙イ B61-34 (3(4)-17-7-5-8 頁)、乙イ B61-35 (3(4)-17-7-11-8 頁)】

(3) 原子力規制委員会の認可

被告九州電力は、新規制基準に基づき、(1)(2)に記載の基準地震動に対する耐震安全性評価等を含めた工事計画認可申請を行い、玄海3号機は平成29年8月25日に、玄海4号機は平成29年9月14日に、原子力規制委員会からそれぞれ認可を受けている【乙イ B64、乙イ B65】。

第4 耐震安全上の余裕に係る試験、評価

財団法人原子力発電技術機構（当時）は、1982年度から2004年度まで、多度津工学試験所において、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。）を実施した。これは、大型高性能振動台（以下「振動台」という。）に実機を模擬した試験体を設置し、振動台を加振して設備の耐震安全上の余裕等を調べたものである。この試験によって、原子力発電所の安全上重要な機器・配管系の試験体が十分な耐震安全上の余裕を有することが実証された。以下にその内容を述べる。

（1）耐震実証試験による耐震安全上の余裕

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9）。

耐震実証試験にあたっては、学識者及び電力業界や重電機器業界、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ついては、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行われており、実機と縮尺模型との間に、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た。

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（基礎もしくは床応答波）としている。【乙イ A135（1～12頁）】

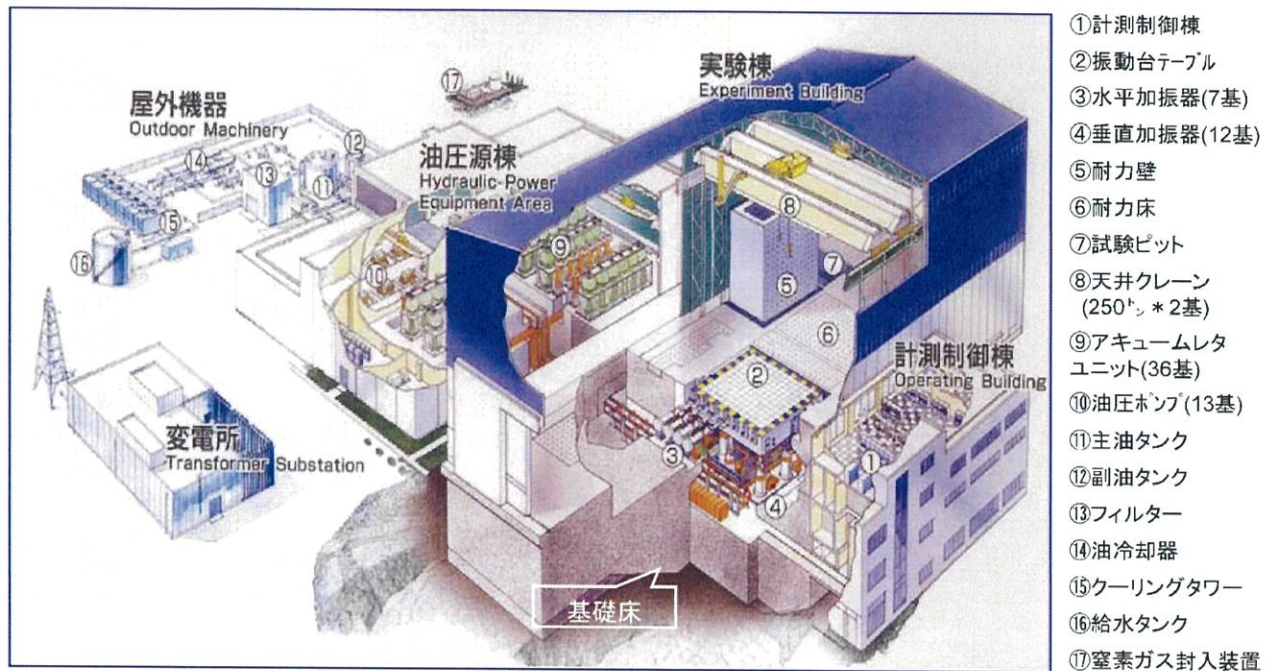
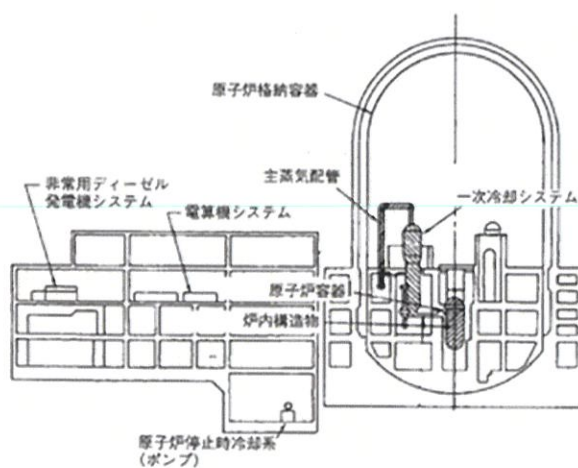


図 9 大型高性能振動台設備の概要図

試験対象設備には、加圧水型（以下「PWR」という。）または沸騰水型（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 10）。



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 10 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 3）。【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3 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 〔1.3 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 〔4.3 倍〕
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

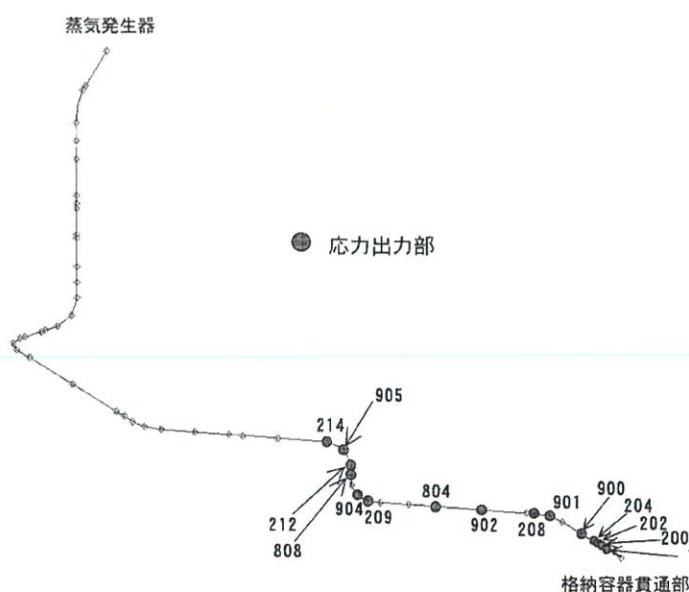
原子力発電所における配管の耐震設計は、材料の弾性挙動範囲内の設計を行うため、配管の機能喪失に至るまでに大きな耐震安全上の余裕を有している。財団法人 原子力発電技術機構（当時）は、このような配管の耐震安全上の余裕について、上記の耐震実証試験により得られた解析コードを用いて、PWR 実機配管の耐震安全上の余裕を解析している。

解析にあたっては、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 S2 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 S2 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 1 1 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 458 MPa 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 1 1 主給水系配管質点モデルの応力評価部位及び評価結果

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。

第5 小括

上記のとおり、被告九州電力は、本件原子力発電所の安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系が基準地震動に対して、その安全機能を失うことがないよう保守的に設計・評価を行い、本件原子力発電所の安全上の余裕を確保している。さらに、実際の設備は十分な耐震安全上の余裕を有していることが、原子力発電技術機構による実証試験においても確認されている。

第3章 建設、運転段階における健全性確保

第2章では設計の内容について述べたが、このように設計された安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系について、それらの設備が、その設計どおりの機能・性能を維持するために、被告九州電力は、設計・建設段階において、材料の選定から設計、建屋・構築物の設置、機器・配管系の製作及び据付時の品質管理を行うとともに、運転開始後においても、点検、補修、取替、改造（保全）によってその健全性を確保している。さらに、原子力発電所の安全確保対策に終わりは無いとの観点から、設計・建設以降も知見の収集・分析をもとに、原子力発電所の安全性を向上させるための不断の対応を継続している。

第1 建設段階における健全性確保

設計された設備は、十分な実績及び技術的能力を持つメーカーやゼネコンが当社の管理のもとに製作や据付工事を行っており、施工の各段階において社内検査（材料検査、漏洩検査及び機能検査等）を実施し、設計通りに設備の性能が発揮できることを確認している。さらに、製作や据付工事が完了した後は、使用前

事業者検査⁴を実施し、設計通りに工事が行われ、国の「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）に適合することを確認している。

第2 運転開始後における健全性確保

運転開始後においては、定期的に設備の健全性を確認している。具体的には、運転パラメータを監視・記録し、当社、協力会社、メーカーやゼネコンがそれぞれの視点で点検を行うなど、日々の活動を通じて経年劣化等の兆候の早期発見に努めている。また、13 か月以内の運転期間ごとに定期事業者検査を実施し、技術基準規則等に適合するよう策定した計画に基づき、設備や部品の点検・取替えを行うとともに、より詳細に非破壊検査や機器を分解した部品レベルの点検を行うことで、次の運転期間終了まで安全に運転できることを確認している。設備や部品に劣化が見られる場合は、補修や新品への取替えを行い、設備を健全な状態に保っている。

さらに被告九州電力は、国内外の事故・故障情報やメーカーから提供される情報や提案等、様々な最新知見を収集・分析し、不断に安全性向上の検討を行っている。事故・故障情報や技術的知見を得た場合は、設備の補修や取替えが必要か否か検討（水平展開）するなど、常に設備を健全な状態に維持するための予防保全対策活動を実施している。

第3 小括

このように被告九州電力は、建設段階において、設計した設備が設計どおりに製作や据付が行われていることを確認するとともに、運転開始後においても、設備の健全性の確認を定期的に行っている。さらに、安全確保対策に終わりはないとの観点から、最新知見の収集と分析を行い、原子力発電所の安全性向上のため

⁴ 2020 年施行前の原子炉等規制法においては、事業者は、変更等の工事をして原子炉施設の使用を開始する前に、原子力規制委員会による「使用前検査」を受けることとなっていたが、現行法においては、事業者が「使用前事業者検査」を実施し、それが適切に行われたことを原子力規制委員会が原子力規制検査により確認（「使用前確認」）することに改められた。

の不断の対応を行っている。

第4章 原告らの主張に対する反論

原告らは、被告九州電力が準備書面7で述べた設計上の余裕に対して、不確実要素に対する本来必要な安全代を食い潰すものであり、必要不可欠な安全代を過度に強調し、あたかも原発が強度的に十分な余裕があると誤解を招くものである旨主張する。さらに原告らは、材料の強さを許容応力で除した「安全率」という単純な倍率の概念を持ち出し、あたかも本来必要な安全代が「安全率」の中で食い潰されているかのように主張する。

しかしながら、被告九州電力は、第2章第2で述べたとおり、原告らが指摘する不確実要素のうち地震荷重については、本件原子力発電所の建物・構築物及び機器・配管系の設計において、計算条件設定で安全側に余裕を持つなど、解析や評価の過程において適切に考慮しており、十分安全側に余裕を持つよう設計している(図5③)。また、運転状態の温度・圧力による荷重や温度変化による熱荷重等についても、適切に考慮した上で設計している(図5④)。さらに実際の材料の強度から十分余裕を持った評価基準値が設定されており(図5①)、その評価基準値に対して評価値が下回るよう余裕をもって設計している(図5②)。これらの解析や評価については、被告九州電力は、原子力規制委員会が認めた関連指針類に基づいて行っており、第2章第3で述べた通り、同評価等を含めた工事計画認可申請を行い、原子力規制委員会から認可を受けている【乙イ B64、乙イ B65】。

また、原告らは「設計段階で、熱応力解析や地震応答解析を行っても、実際に製造される構造物の「品質」が悪ければ、構造設計の努力は意味を失う」と主張するが、被告九州電力は、第3章で述べたとおり、建設段階において、設計した建物・構築物及び機器・配管系が設計どおりに製作や据付が行われていることを確認するとともに、運転開始後においても、建物・構築物及び機器・配管系の健全性の確認を定期的に行っている。さらに、安全確保対策に終わりはないとの観点から、最新知見の収集と分析を行い、原子力発電所の安全性向上のための不断の対応を行っている。

このように、被告九州電力は、原告らが指摘する「不確実な要素」も考慮し、

耐震設計の過程等で十分余裕を持った設計を行うとともに、その設計通りに製作・据付けが行われていることを確認し、運転開始後も定期的な健全性確認を行っている。以上のことから、原告らの主張は本件原子力発電所の設計上の余裕や、建設、運転段階における健全性確保の取り組みを正解しないものであり、失当である。

なお、原告らは「地震応答解析のモデル化時に、設計者により減衰定数を恣意的に設定するおそれがある」旨主張するが、被告九州電力は、地震応答解析に用いる減衰定数は、JEAG4601に記載されている減衰定数を設備の種類、構造等により適切に選定するとともに、試験等で妥当性が確認された値を用いており、恣意的な設定を行うことはない。【乙イ B60-40 (3(3)-6-12～3(3)-6-16 頁)、乙イ B61-36 (3(4)-6-12～3(4)-6-15 頁)】。

第5章 結論

以上のとおり、被告九州電力は、本件原子力発電所の安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の設計において、計算条件設定で安全側に余裕を持つなど、不確実要素として考慮すべきものを、解析や評価の過程において適切に考慮しており、さらに実際の材料の強度から十分余裕を持った評価基準値に対して、評価値が下回るよう余裕をもって設計を行っている。これらの安全上の余裕が重畳されることにより、本件原子力発電所は十分安全側に余裕を持つよう設計されている。また、これらの設備が設計どおりに製作や据付けが行われていることを確認し、運転開始後においても、設備の健全性の確認を定期的に行うとともに、最新知見の収集と分析を行い、安全性を向上させるための不断の対応を行っている。

原告らの、安全上の余裕は必要不可欠な不確実要素で食い潰されているとする旨の主張は、被告九州電力が設計段階で考慮する安全上の余裕や、建設、運転段階における健全性確保の取り組みを正解しないものであり、理由がない。

以 上