

平成24年(ワ)第49号等 玄海原発差止等請求事件

原告 長谷川 照 ほか

被告 九州電力株式会社、国

準備書面89

(安全余裕論の誤り)

2022(令和4)年9月22日

佐賀地方裁判所 民事部合議2係 御中

原告ら訴訟代理人弁護士 椛 島 敏 雅

弁護士 東 島 浩 幸

外

目 次

1	はじめに.....	2
2	安全率が高いことは安全性が高いことを意味しない.....	2
	(1) 丸棒の設計.....	3
	(2) 応力-ひずみ線図.....	3
	(3) 降伏応力と引張り強さ.....	5
	(4) 構造設計の基本-材料を「塑性変形」させてはならない.....	5
	(5) 安全率は「不確実さの程度」をあらわしている.....	6

3	原発が抱えている不確実な要素	10
(1)	はじめに.....	10
(2)	不確実さの塊、熱荷重	11
(3)	地震荷重の不確実性.....	13
(4)	モデル化に伴う不確実さ.....	14
(5)	構造物の品質の不確実性.....	18
(6)	小括.....	19
4	まとめ～「安全余裕」の正体	19

1 はじめに

被告九州電力をはじめとする原発事業者は、過去に基準地震動を超える地震動が影響した原発においても、原発の安全上重要な施設には損傷が生じなかったことを念頭に置いて、「（原発は）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」と主張する（被告九州電力準備書面 7・8 頁）。しかし、このような主張は、設計段階において、どうしても排除できない不確実な要素に対する設計上の手当、必要不可欠な^{あんぜんしろ}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り、容認することはできない。

本準備書面では、まず、安全余裕という考え方が、原発の安全性を過大に評価するものであることを理解する上で必要となる構造設計における安全率の考え方を確認したうえで、被告九州電力による「安全余裕」という考え方は、設計や施工・管理等における不確定要素に対する本来必要な安全代を食い潰すものであり、原発の安全性を過大に評価するものであり、不適切であることを述べていく（甲 A 5 5 7）。

2 安全率が高いことは安全性が高いことを意味しない

「原発は十分な余裕をもって作られている」と言われる。本書面では、その余裕論が具体的にどういうものか、そしてその余裕論がどのようにおかしいかを明らかにしていく。その前提知識として、本項においては「安全率」というものを説明する。この安全率を正しく理解しない限

り、「原発には十分な安全余裕がある」という主張の誤りを見抜くことはできない。

(1) 丸棒の設計

安全率を理解するために、ここでは、ごく簡単な構造設計について考える。たとえば、ある浜辺に、半屋外式の広大な多目的イベント場が建設されつつあるとする。そのイベント場の天井を形成している頑丈な鋼鉄製の梁からは、重さ数トンの大型照明装置が一本の金属丸棒で吊り下げられることになっている。構造設計者が、この丸棒の材質と直径をどのように設計するか、その思考過程を追うことにする¹。

まず、材料に何を使うかを考える。炭素鋼にするか、低合金鋼にするか、ステンレス鋼にするか、アルミにするか、などである。錆びないステンレスやアルミという選択もあるが、ここではコストを優先し、比較的安価な炭素鋼を選択する。

次に、棒の直径を決めなければならないが、そのためには、次で説明する「応力－ひずみ線図」を理解しなければならない。

(2) 応力－ひずみ線図

「応力－ひずみ線図」について説明する。図 1 のような形の金属試験片の両端を「引張り試験機」というものに取り付け、試験片の両端をゆっくり引っ張っていく。試験片は徐々に伸びていき、金属の種類にもよるが、炭素鋼などの場合は突然一部分が急激に細くなり、最後にドンと鈍く大きな音を立て、そこからちぎれてしまう（材料がちぎれることを材料力学では「破断」という）。このような試験を「引張り試験」という。

¹ ここでは、このような大型照明装置の支持方法と関係するような法規や技術基準のようなものは一切ないものと仮定する。

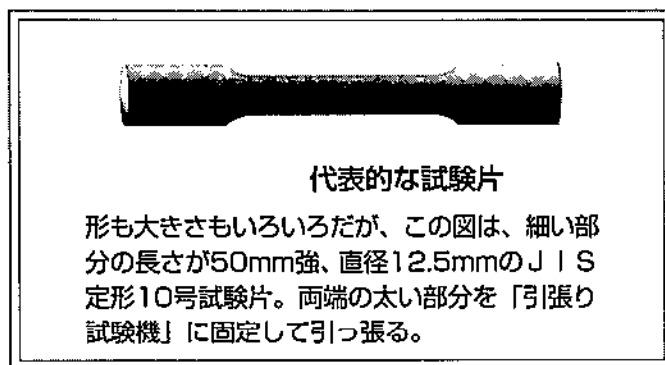


図 1

その際、試験片にかけた荷重（力）と試験片の伸び量を時々刻々正確に記録しておけば、あとから図 2 のような「応力－ひずみ線図」を描くことができる。

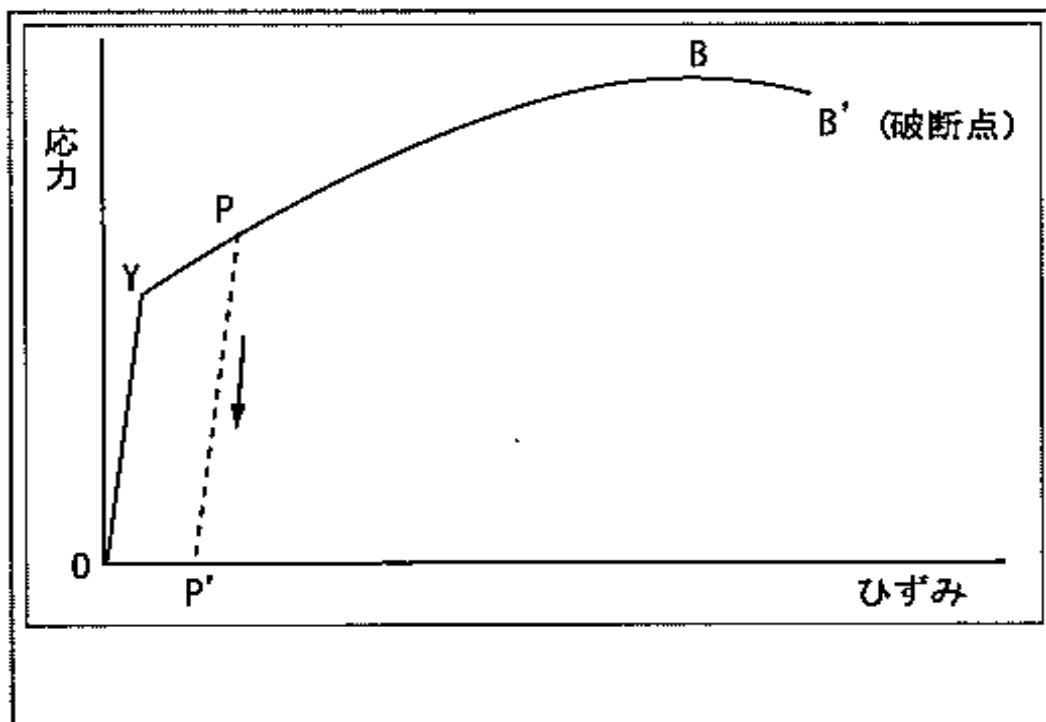


図 2 応力－ひずみ線図

この場合の応力とは、かけた荷重を試験片の断面積で割ったもの、ひずみは、試験片の伸び量を、元の長さで割ったものである。材料の成分元素や熱処理の履歴などが完全に

同一で、試験温度が同じであれば、このようにして作成される応力－ひずみ線図は一致する。

(3) 降伏応力と引張り強さ

まず、図 2 の O Y 部分に注目する。そこには応力とひずみの間に十分な比例関係があることがわかる。そしてこの範囲の材料の変形を「弾性変形」と呼ぶ。

弾性変形の最も重要な特徴は、荷重（応力）を取り除くと伸び（ひずみ）も消えて、元（O 点）に戻ることである。ゴムひもを少し引っ張って伸ばしても、力を除くと元の長さに戻るのと同じである。

しかし Y 点を超えると、材料の抵抗力が下がり、図のようにだらだらと伸びはじめ、最終的には B 点を経て B' で破断する。そこで Y 点を材料の「弾性限界」とか「降伏点」と呼び、この点に対応する応力をその材料の「降伏応力」と呼ぶ。一方、引張り試験における最大応力値（B 点の応力）を、その材料の「引張り強さ」という。

材料が降伏点（Y 点）を超えて変形すると、興味深いことが起きる。例えば炭素鋼を O → Y → P と引っ張ってから荷重（応力）を取り除くと、P → Y → O と来た道をなぞって戻るのではなく、O Y に平行な線 P P' に沿って戻る。その結果、荷重（応力）がゼロになっても伸びはゼロにならず、O P' という伸びが残る。ゴム紐を引っ張りすぎると、力を除いても元の長さに戻らず、少し伸びが残ってしまうのと同じ現象である。この O P' を「塑性変形」とか「永久変形」と呼ぶ。塑性ひずみ、永久ひずみ、と呼ぶこともある。

(4) 構造設計の基本－材料を「塑性変形」させてはならない

構造設計においては、材料が塑性変形を起こしてしまうような設計をしてはならない。塑性変形すると材料がしなやかさ（靱性）を失って硬くなり（「硬化」し）、材料強度学的に好ましくないからである。また、弾性限界を超えると小さい荷重（応力）で大きく変形する（ひずむ）から、応力の推定を少し誤っただけでも材料が大きくゆがんだり一気に破損したりする恐れもある。材料に塑性変形を生じさせないようにすることが構造設計の基本中の基本である。

先ほどの丸棒の設計を例に思考過程を追うと次のようになる。

照明器具を吊り下げる丸棒が塑性変形を起こさない、つまり、照明器具を吊り下げたときに丸棒の断面に生じる応力（照明器具の重さを丸棒の断面積で割った値）が材料の「降伏応力」以下になるように、丸棒の直径を決めなければならない。しかし、降伏応力以下といっても、具体的にどのぐらいにするのが適当だろうか。断面に生じる応力を降伏応力と同じにするのは少し心配である。少し間違えば、丸棒が塑性変形してしまうからである。かといって、降伏応力よりずっと小さくするのは、丸棒が太くなりすぎて経済的ではない。丸棒設計者は、鉄鋼便覧のようなものを開き、自分が使おうと思っている種類の炭素鋼の降伏応力と引張り強さを調べ、降伏応力は60、引張り強さは100であることを知る²。そして丸棒の設計者は、照明器具を吊り下げたとき丸棒に発生する応力が40になるようにしようと決める。降伏応力と同じ60ではなんとなく心配だし、かといって20や30ではあまりにも余裕をとりすぎて不経済である。降伏応力の3分の2の40あたりが何となく落ち着きがいいと思えたからである。こうして丸棒の設計者は、「照明装置1ユニットの重さ÷棒の断面積＝40」という関係式から、照明器具を吊り下げる丸棒の半径を割り出した。

(5) 安全率は「不確実さの程度」をあらわしている

構造設計者がいう安全率は、第一義的には次のように定義できる。

$$\text{安全率} = \text{材料の引張り強さ} \div \text{理論的に推定される応力の最大値} \dots\dots \textcircled{1}$$

複雑な形の構造物に荷重がかかる場合、構造設計者は通常コンピュータを使って「応力解析」というものを行う。応力解析を行えば、構造物のどこにどのくらいの応力が生じるかが分かる。ただし、後述するように、「分かる」と言っても、決して真実の応力が分かるということではない。あくまでそういう応力が「理論的に推定される」という意味でしかない。この

² 応力の単位には N/mm^2 や MPa などが用いられるが、ここでは単純化のために一連の架空の数値を使う。単位も想定してない。

点は特に注意がいる。が、とにかく、応力解析を行えば構造物に生じる応力のうち最大のもの（最大応力³）を理論的に推定することが出来る。仮にこれを50とする。一方、使われている材料の引張り強さが150だったとする。すると①式から、この構造物の安全率は、 $150 \div 50 = 3$ 、ということになる。何かの理由で、理論的に推定される最大応力の3倍の応力が構造物中に生じると、その構造物の一部あるいは全部が破壊したり破損したりする可能性がある。これが安全率3の意味である。では、何かの理由、とは何か。そこが、安全率の意味と関係する最も重要な部分である。

ところで、エレベーター、ケーブルカー、マンション、ビル、化学プラント、原発、等々、社会的に安全性が強く求められている機械類や構造物は、関連する法規や技術基準に痛がって設計される。そして①式の「材料の引張り強さ」は、通常、それらに明記されている。これに対して同じ①式にある「理論的に推定される応力の最大値」は、構造設計者の考え方やセンス、計算手法などによって小さくもなるし大きくもなる。しかし、それがあまり大きいと構造物の安全性を脅かしかねない。そこでたいてい関連法規や関連基準にその上限値が明記されている。この上限値のことを、その材料の「許容応力」という。そして構造設計者は、理論的に推定される応力の最大値がこの許容応力を超えないように構造物を設計する。しかし、これを逆の側面から言えば、構造物には許容応力に等しい応力が生じている可能性がある。その場合、先の①式は、次の②式のようになる。そして構造設計者は、この②式のほうを安全率の式として思い浮かべることが多い。

$$\boxed{\text{安全率} = \text{材料の引張り強さ} \div \text{その材料の許容応力}} \dots\dots \textcircled{2}$$

またこれは次のように書き直すこともできる。

$$\boxed{\text{許容応力} = \text{材料の引張り強さ} \div \text{安全率}} \dots\dots \textcircled{2}'$$

³ 実際には「最大応力」ではなく別の種類の応力が使われることがある。

では、丸棒の安全率はいくらであろうか。丸棒の設計と関係する法規や技術基準はないとして論じてきたので、②式ではなく①を使ってそれを求めてみる。丸棒の設計者が選択した材料（炭素鋼）の引張り強さは100だった。また設計者は、その丸棒に発生する応力（あるいは応力の最大値）がちょうど40になるように、丸棒の直径を割り出した。したがって①式から、安全率は $100 \div 40 = 2.5$ になる。

では、この2.5の意味は何だろうか。

丸棒の設計者は「それは安全余裕の程度である」と言うだろう。すなわち、丸棒が本当に破断するには100の応力が必要なのに対して、発生応力を40に抑えている、その差60は安全余裕以外のなにものでもない、それはいわば贅肉であり、したがって「十分余裕をとった設計になっている」という言い分である。

ほとんどの人がこの丸棒の設計者の説明を正しいものとして受け入れるのではない。しかし、安全率とは、そのような「安全余裕の程度」などではない。

例えば、この半屋外式のイベント会場は海沿いに建っているので、塩分を含んだ潮風に長期間さらされて丸棒の表面がボロボロに錆び、少し細くなるかもしれない。これに対して、丸棒の設計者は、たとえ丸棒が少々やせ細っても、安全率2.5と、もともと十分余裕のある設計になっているから、その余裕の中で吸収される話であり、少しも心配はない、と言うのであろう。

では、その金属棒の加工は設計どおりの寸法に加工してくれるという保証はあるだろうか。これに対し、丸棒の設計者は、たとえ少々削りすぎても、もともと十分余裕のある設計に合っているから、その余裕の中で吸収される話であり、少しも心配はない、と言うのであろう。

では、炭素鋼の性質や強度は微量に含まれている他の元素の量でかなり変化するので、場合によっては、あなたが想定している引張り強さや降伏応力の値が保障されない可能性があるが、そういう材料の品質の問題に関してはどう考えているのだろうか。すると、丸棒の設計者は、それも余裕の中で吸収される話であり、少しも心配はない、と言うのであ

ろう。

では、地震のことを考えているか、ある日突然予想もしないような大きな地震が近くで起きても、照明装置は落下しないと断言できるのでしょうか。丸棒設計者は、ふたたび、地震のことは考えていない、なぜならイベント会場が建設される辺りは歴史的に大きな地震が起きていないところだし、たとえ大きな地震が起きても、もともと十分余裕のある設計になっているから、その余裕の中で吸収される話であり、心配はないと思うのであろう。

この仮想問答からすでに明らかだと思うが、丸棒設計者の説明は明らかに矛盾している。設計者は、安全率 2.5 は安全余裕の程度であると言い、100と40の差60は安全余裕以外のなにものでもないと言った。しかし、ふつう「余裕」と言えば、本来必要ではない余分なものを暗示している。設計者も、余裕は一種の贅肉だと言った。実際、電力会社や推進派の学者が、「原発は十分余裕をもって設計されています」というとき、その意味は「本当はもっとギリギリに設計することだって可能だったが、住民の“安全・安心”のために贅肉をたっぷりつけて設計してある、だから心配無用」ということだろう。

ところが一方で設計者は、腐食の問題、製造加工上の問題、材料の品質の問題、想定外の地震の問題などを問われると、それらは安全率 2.5 という余裕の中で吸収できる問題なので少しも心配することはない、などと言う。しかし、もしそうであるなら、もはやその余裕は真の余裕ではなく、様々な「不確実な要素」を吸収するための見かけの余裕ということにならないか。100と40の差60は、あってもなくてもよい（と言うよりは、ない方が好ましい）贅肉ではなく、いわば「なくてはならない贅肉」、いいかえれば「必要不可欠な安全代」、と言うことにはならないか。

実際、構造計算における安全率とはそういう安全代をとることを目的とするものであり、一般に信じられているのとは違い、決して安全余裕の程度を意味していない。

それどころか、このあと述べるように、安全率が大きい構造物は安全性が高い、と言うことでさえない。事実はむしろ逆である。安全率が大きい構造物ほど、その構造物に安全性を脅かす不確実な要素が多く含まれていることを意味する。例えば、安全率 4 の構造物と安全率 3 の構造物。両者の違いを端的に言えば、安全率 4 の構造物の方が安全率

3の構造物よりいろいろな面で「雑につくられている」ということである。雑にものをつくれれば、安全性を脅かす不確実な要素がその分多く紛れ込んでくる。だから安全率を大きくとり、つまり、棒の直径を太くしたり、鋼の厚みを厚くしたりして、危険な要素に備える。安全率とはそういう意味のものである。

実は、わが国の原発の中に、法規的には化学プラントとして構造設計された特殊な原発が2つある。日本原子力発電敦賀1号機と関西電力美浜1号機である。この二つはわが国初の本格的商業用原発で、1970年に運転が開始された。どちらも1960年代半ばに設計されているが、当時、日本には原発の中核構造物に関する法的な技術基準が存在しなかったため、この二つの原発の中核構造物は化学プラントの技術基準に準じて作られている。その化学プラントの安全率は、専門的な細かい話を除外すれば、4である。つまり、敦賀原発1号機と美浜原発1号機の中央構造物は、ともに安全率4で設計・製造されている。では、その後に建設された原発はどうだろうか。それらはすべて、「発電用原子力設備の構造等に関する技術基準」⁴にしたがって安全率3で作られている。

仮に、安全率が大きい構造物ほど安全性が高いということであれば、日本の原発で最も安全な原発は、化学プラントもどきの原発、敦賀1号機と美浜1号機ということになってしまう。あるいは、もっと端的に、安全率4で作られる化学プラントのほうが安全率3で作られている原発より安全性が高いという奇妙な結論を認めなければならなくなる。なお、航空機の安全率は1.5である。

これらのことからわかるように、安全率は「不確実さの程度」をあらわしているのであり、安全率が高いことは安全性が高いことを意味しないのである。

3 原発が抱えている不確実な要素

(1) はじめに

一般的に、設備の設計に当たって、様々な材質のバラツキ、加工上の誤差、保守管理の良否などの不確定要素が絡むので、求められるべき基準をギリギリ充たすのではなく、基準

⁴ 通産省告示第501号。1970年施行、1980年に大改訂された。2006年廃止。

値の何倍かの余裕を持たせた設計が行われている。このような構造物が受ける不確実性に対する構造設計上の必要不可欠な安全代として安全率が定められている。

以下では、原発の中核構造物である原子炉容器、蒸気発生器、冷却材や蒸気の通り道である配管における構造設計において、安全性を脅かす不確実な要素について検討を加えていく。

概要を述べると、原発の場合、構造物の設計に使う荷重（設計荷重）そのものが不確実であり、原子炉容器、容器や配管に溶接されている管状の構造物であるノズル、配管など原発の重要な構造物に作用する荷重は、内圧力、構造物地震の重さである自重、熱荷重、地震荷重などを指摘することができる。このうち特に、熱荷重と地震荷重は、極めて不確実な荷重である。

(2) 不確実さの塊、熱荷重

ア 熱荷重とは

まず、熱荷重とは、原発の運転中に構造物に生じる温度差・温度分布のことを指す。温度が高い部分は低い部分より大きく伸びようとするが、低い部分がそれを阻もうとするので、伸びたいだけ伸びることができない。つまり、温度の高い部分の自由な伸びが拘束されてしまう。こうして、温度の高い部分には圧縮応力が生じる。逆に、温度の低い部分には温度の高い部分から、必要以上に伸びを強いられるので、引っ張り応力が生じる。

熱応力が引き起こす日常的な現象としては、冷たいガラスコップに熱湯を一気に注ぐと、ピシッと音を立てて瞬間的にガラスが割れてしまう現象がある。コップの内面と外面に、突然、大きな温度差が生じ、そのため大きな熱応力が生じてガラスが割れてしまうのである。このように、瞬間的に大きな熱応力を生じさせるような熱荷重は、特に「熱衝撃」と呼ばれている。

このような熱衝撃は、原発においても問題視されており、例えば、老朽化した加圧水型原発に関し、「加圧熱衝撃（Pressurized Thermal Shock、略してPTS）」と呼ばれる現象が危険視されている。老朽化した加圧水型原発の原子炉容器は、中性子を大量に被爆し、非常に脆くなっている（「中性子照射脆化」という）。このように脆くなっている原発に、何らかのトラブルが発生し、スリーマイル島原発事故の時のように緊急炉心冷却装置（EC

C S) が作動し、高い温度、高い圧力の原子炉容器に冷たい水が一気に注入されれば、強烈な熱衝撃が作用する。これが、加圧熱衝撃 (P T S) であり、脆化していた原子炉容器が一気に大破壊を引き起こす可能性が危険視されている。

イ 熱荷重の危険性

原発における熱荷重とは、起動時、停止時、通常運転時から緊急炉心冷却装置 (ECCS) 作動時に至るまで、さまざまな運転状態に伴って構造物中に生じる温度差である。原発を何年も運転していると、そうした温度差による熱応力が繰り返され、そのため構造物が金属疲労を起こして破損し (これを「熱疲労」という)、そこから冷却水が漏れることがある。そこで構造設計者は、想定される様々な運転状態ひとつひとつに対して、原子炉容器やノズルや配管などに時々刻々どのような熱荷重 (温度差) が生じるかを理論的に細かく検討していく。この理論計算は「非定常温度分布解析」と呼ばれている。非定常温度分布解析によって構造物に生じる温度差が分かれば、それをもとに熱応力を計算したり、熱疲労の可能性を検討したりすることができる。

非定常温度分布解析は、あくまでも理論的に計算されたものであるもので、実際に構造物で生じる熱荷重 (温度差) との誤差が生じることは避けられない。誤差が大きければ、非定常温度分布解析をもとに理論的に推定する熱応力の値は、全く意味を持たないことになり、最終的には、構造物・施設のトラブルの原因となる。実際、1970年代の前半までに建設された沸騰水型原発 (敦賀1号機、福島第一原発1～3号機、島根1号機、浜岡1号機) では、原子炉容器に取り付けられている給水ノズルや制御棒駆動水戻りノズルというノズルが「高サイクル熱疲労」によってひび割れを起こして冷却水漏れ事故を起こしている。

比較的小さな応力が、何万回、何十万回と繰り返されることで、材料が最終的に破損してしまう現象を「高サイクル疲労」というが、その時の応力が熱応力である場合、それは「高サイクル熱疲労」と呼ばれる。先述した給水ノズルや制御棒駆動水戻りノズルの高サイクル熱疲労の事故やトラブルは、基本的に、ノズルの中で起きている複雑な流体现象を構造設計者が正しく把握できず、そのためノズル本体の熱荷重を大きく誤ったために起きたものである。原発メーカーの構造設計者は、それらのノズルが40年以上、高サイクル熱疲労を起こさない

ことを公式の計算書で示し、行政もその計算結果を承認していた。ところが、運転開始から僅か2～3年のうちにそれらは相次いで事故やトラブルを起こしている。

このように、原発を設計する構造設計者にとり、熱荷重の計算は、非常に困難で、熱応力は不確実性に満ちた要素なのである。

(3) 地震荷重の不確実性

原発では、大地震が生じて、「止める」「冷やす」「閉じ込める」機能を維持し、放射性物質の漏出を防止することが要請されている。地震がもたらす揺れのことを地震動といい地震動が建築物に与える影響などについては、既に原告準備書面26で述べている。

原発における耐震設計は、建物・構築物・機器・配管などが大地震によって損傷することがないように想定される最大規模の地震動に耐えられることが求められている。この耐震設計上、想定されている最大規模の地震動が、基準地震動であるが、その策定手法に問題がある事はこれまでに繰り返し述べてきた。本書面の趣旨は、被告九州電力が玄海原発の構造設計において、余裕のある設計を行っているという主張の問題点として、構造設計上の安全率は、設計上の不確実な要素に対応するための必要不可欠な安全代であり、被告九州電力の主張は誤っていることを指摘するものである。そのため、基準地震動の策定手法の問題点については、既に十分な主張を行っていることもあり、その問題点については本書面では繰り返し述べない。

基準地震動の策定及びそれによって生じる地震荷重（地震動に起因して生じる構造物の構成部分に加わる力のこと）の想定が、不確実性を有していることについては、国会事故調査報告書でも、次のように指摘されている。

「わが国においては、観測された最大地震加速度が設計地震加速度を超過する事例が、今般の東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原発と女川原発における2ケースも含めると、平成17（2005）年以降に確認されただけでも5ケースに及んでいる。このような超過頻度は異常であり、例えば、超過頻度を1万年に1回未満として設定している欧州主要国と比べても、著しく非保守的である実態を示唆している。（（甲A1・国会事故調報告書「2.1.6 検討」の7a）」

とりわけ、事前に策定されていた基準地震動と実際に観測された地震動との乖離が著しい事例として、2007年（平成19年）7月16日に発生した新潟県中越沖地震を指摘することができる。この新潟県中越沖地震は、マグニチュード6.8の地震であり、東京電力柏崎刈羽原子力発電所で観測された地震動は、最大1699ガルであった（甲A275・「柏崎刈羽原子力発電所の耐震安全性向上の取り組み状況」）。

柏崎刈羽原子力発電所の設計用地震動の最大加速度は、S1（設計用最強地震）が300ガル、S2（設計用限界地震）が450ガルであった。新潟県中越沖地震では、この約4倍（1号機解放基盤面で1699ガル・S2の約4倍）の地震動が観測された。

新潟県中越沖地震はM6.8と地震規模はそれほど大きくなく、震源の深さが17キロメートルとそれほど浅い地震でもないのに、旧指針の限界地震の想定を約4倍も超える地震動が発生した。

柏崎刈羽原子力発電所での当時の基準地震動はS2（設計用限界地震）であったが、新潟県中越沖地震が発生した2007年（平成19年）の前年に改訂された2006年（平成18年）耐震設計審査指針で定められるはずのSs（新耐震指針における基準地震動）をも超える地震動が観測されてしまったのである。

このように、基準地震動の策定と、それによって生じる地震荷重を正確に想定する事には自ずと限界があるため、構造設計上、地震荷重は、不確実な要素だとして取り扱う必要がある。

(4) モデル化に伴う不確実さ

ア はじめに

原子炉をはじめとする原発の重要な構造物の多くは、原子炉建屋の中に収納されている。その原子炉建屋が地盤と相互作用しながら、例えば、水平方向の地震動に対してどのように応答するかを知るために、設計者は、建屋と地盤をモデル化（地盤－建屋連成モデル）して「地震応答解析」という分析を行っている。ここで言うモデル化とは、構造物に作用する力が構造物の中をどのように流れていくのか、その力によって部材にどのような力が発生するのか、

部材や構造物全体がどのように変形するかを解析するために、構造物に作用する力や構造物の性状を計算しやすい形に置き換えることである。

しかし、このモデル化が、何らかの原因で適切に行われなかった場合には、モデル化によって設計・完成した構造物に対して、実際に作用する力や、それによって構造物全体に生じる変形は、設計段階で想定されたものと大きく異なる結果となり、構造物の安全性を損なう結果にもなりかねない。

ここでは、動的解析⁵による原発の機器・配管類の耐震設計の手順から、モデル化の問題点を指摘する。

イ 耐震設計手順について

まず、原発の耐震設計は、大きく、建屋の耐震設計と、機器・配管類の耐震設計に分けられる。このうち、機器・配管類の耐震設計の手順は以下のとおりである。

- ①建屋をモデル化⁶する
- ②建屋モデルの基礎底面に基準地震動を入力して建屋の時刻歴応答解析⁷を行う
- ③建屋の各階の時刻歴応答加速度（時刻歴応答波形）を得る
- ④各階の時刻歴応答加速度を対象機器・配管類の設置された床に入力して床応

⁵ 動的解析 地震の際に構造物そのものも地震動に応じて、時々刻々と変化して振動するものとして振動状態の計算を行い、その構造物に作用する地震力等を求める方法。構造物の振動特性、地震動の入力特性により、地震力に違いが生じる。

なお、これに対して静的解析とは、ある一定の大きさの力が構造物に作用し続ける状態を想定してその応力を解析する方法のことである。

⁶ モデル化 構造物に作用する力が構造物の中をどのように流れていくのか、その力によって部材にどのような力が発生するのか、部材や構造物全体がどのように変形するかを解析するために、構造物に作用する力や構造物の性状を計算しやすい形に置き換えること。

⁷ 時刻歴応答解析 地震動の加速度波形を入力し、構造物の時々刻々の応答を数値解析するもの

答スペクトル⁸を作成する（入力波に対して1質点系^{9,10}の応答を求め、固有周期を横軸に、減衰定数をパラメータとして図に表したものが床応答スペクトルである）

⑤床応答スペクトルから機器・配管に作用する力を算定する

⑥算定した応力と、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、及び事故時に生じるそれぞれの荷重とを組み合わせた力が、許容応力¹¹の範囲内か否か検討する。

ウ 動的解析による地震力の大きさに影響を与えるもの

動的解析による地震力を著しく左右するものが3点ある。

動的解析の過程を見ると、まず、想定される地震動が大きければ、地震力も大きくなる。

また、機器・配管の固有周期と床の振動周期が一致して共振すると、非常に大きな振動

⁸ 応答スペクトル

まず、応答とは、構造物が地震動を受けた場合に、地震動と構造物自体の特性に応じて、あるいは大きくあるいは小さく揺れることをいい、スペクトルとは、複雑な組成をもつものを、単純な成分に分解し、その成分を、それを特徴付けるある量の大小の項に並べたものをいう。応答スペクトルとは、地震動がいろいろな固有周期を持つ構造物に対して、どのような揺れ（応答）を生じさせるかを、一見してわかりやすいように描いた図形。加速度応答スペクトルは、横軸に固有周期、縦軸に応答加速度をとった図形。

床応答スペクトルとは、振動の周期は錘の重さとバネの強さで決定される一定の値（固有周期）である。初めに少しきかけを与えられただけで、あとはひとりでに揺れ動く振動を自由振動というが、自由振動をするときの振動周期が固有周期である。外部から与えられる振動の周期と、構造物の固有周期が一致することを共振といい、大きな振動現象を引き起こす。地震により床が揺れた場合、床上の機器・配管がどのような応答をするかを予想する図が床応答スペクトルである。

固有周期及び減衰定数の値が同一であれば構造物の形状が異なっても応答量は変わらないので、床上にさまざまな固有周期・減衰定数をもつ構造物をモデル化しておいて、床の時刻歴応答波形を入力し、各モデルの最大応答値を求め、固有周期を横軸に、縦軸に応答値をプロットしたものが、床応答スペクトルである。

⁹ https://rdreview.jaea.go.jp/review_jp/kaisetsu/779.html

¹⁰ 1質点系 構造物の振動を解析するにあたって、構造物をモデル化したもので、構造物を床に支えられた等価な倒立振子とみるものである（いわゆる串団子モデル）。倒立振子の錘（質点）は構造物の質量を、これを支えるバネの足は構造物の剛性を、振動エネルギーを消費する減衰力をダッシュポットで表す。質点が1個のモデルが1質点系。

¹¹ 許容応力 それを超えたならば、一定の性能、目的を達成することができないとされる応力の限界

が起る。重要な機器・配管類の固有周期は、周期 0.1 ～ 0.3 秒に集中しており、この周期帯の応答スペクトルが大きいと応力は大きくなる。

逆に、減衰定数¹²が大きくなれば、応力は小さくなる。想定する地震動をより大きくしても、配管の減衰定数を大きくすれば、応答値は許容値内に納めることができる。

エ 定数の設定の不確かさ

そして、この最後に指摘した減衰定数の設定にこそ、モデル化を行う際の問題点が潜んでいる。

建築物の地震応答解析を行う場合に、減衰定数は重要な指標のひとつであるにもかかわらず、固有振動数や刺激関数などの他の指標に比べて、その予測方法は確立されていない。構造種別を考慮するものの、建物の条件によらず 1 次減衰定数を一律に 2% や 3% などに設定しているのは、過去の経験や慣例によるものと考えられ、はっきりとした物理的な根拠は示されていない。減衰定数の評価を理論的な方法で行うのは、極めて困難であり、現状では実測によりその傾向を把握することとなる。

過去に実施された実験や実測の結果に関するデータベースにより、減衰定数の統計的な分析がなされている。建物の用途や高さ・根入れ深さなどの様々な切り口からデータを分析し、減衰定数への影響因子について検討を行っている。いくつかの要因に関して相関性が見いだされているものの、ばらつきが大きく現時点でははっきりとした傾向は見いだされていない。この結果からも、減衰定数には大きなばらつきが内包しているため、慣例的な値を用いざるを得ない状況になっている（甲 A 5 5 8）¹³。

つまり、減衰定数の設定は相当の客観的根拠をもって設定されるべきであるが、そこには、常に不確か性が伴っているし、また、そのことから、設計者が許容値内に数値を収めるために減衰定数を恣意的に設定するおそれさえあるのである。

¹² 減衰定数 構造物が振動する時に生じる振動エネルギーの消耗の程度を定量的に示したもの。

¹³ https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaee/16/9/16_9_1/_pdf/-char/ja

(5) 構造物の品質の不確実性

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。

まず、工場で製造された物、あるいは現地で組み立てられた物が、設計者が計算書や図面で指示したとおりの材質、形状や寸法であるかどうかという問題がある。

また、溶接という問題がある。

原発の重要構造物は、多数の溶接線を有している。主給水管や主蒸気管をはじめとする重要な配管、原子炉容器に溶接されているノズルは、溶接によって接合されており、原発全体では溶接線は、相当な長さになる。こうした溶接線のどこかに、小さなひび割れが潜んでいた場合には、その部分に大きな水圧などが作用するや否や水圧に耐えきれずに破断する危険性がある。施工直後は問題なくとも、長期間にわたって運転を継続していると、ごく小さなひび割れ部分に金属疲労が作用してひび割れが拡大して、冷却剤漏れを起こしたり、先述した加圧熱衝撃（PTS）を起こして、原子炉容器が大破壊を起こす危険性もある。原発の構造物は、他に例を見ないほど分厚い鋼でできているので、その溶接には、特に、高い経験・知識・技術が必要となる。また、溶接の完成検査には、放射線透過検査や超音波探傷検査をはじめとする「非破壊検査」が行われ、慎重な検査が要求される。

さらに、使用する金属材料の問題もある。

原発の構造物の多くは、鋼であるが、一口に鋼といっても、炭素鋼から低合金鋼やステンレス鋼まで、様々な種類がある。鋼以外でも、様々な金属材料が使用されるが、いずれにしても、こうした金属材料は、構造設計者が前提としている強度（引張り強さ、降伏応力、破壊靱性など）や特性を備えている必要がある。

このように、設計者が、詳細な構造設計を行うことと、製造現場や建設現場の技術者が表裏一体となって構造物の品質を高いレベルで実現しようとしている。しかし、現実には、材質や形状や寸法に関する工場における製造時のトラブル、現地での組み立て時のトラブルを完全に排除することは不可能であり、一定の不確実さが入り込むことは否定できない。

(6) 小括

このように原発の構造設計には不確実な要素があるが、そのことを構造設計者は十分承知している。不確実な要素があるからといって、直ちに原発が危険なのかと言え、必ずしもそういうわけではなく、「安全率があるから必ずしも危険ではない」という説明が可能なのである。

原発の場合、原子炉容器や主配管などの重要構造物は、基本的には安全率 3 で設計されている。様々な不確実な要素を吸収してくれるであろう 3 という安全率があるからこそ、原発の構造設計が可能なのである。一見すると、安全率 3 は、構造物に不要な“贅肉”を授けているようにもみえる。

しかし、経験豊かな設計者にとって、それは決して“贅肉”でも“余裕”でもない。それは、決して削ぐことができない贅肉、必要不可欠な安全代^{あんぜんしろ}、である。原発の構造設計者にとって、それなしには構造設計など不可能である。実際、もしその安全代を全て削ぎ落としてしまったら、大事故が頻発することは、長い構造設計の歴史に照らし明らかである。

安全率とは、決して安全余裕の程度を示しているものではない。安全性を脅かす不確実な要素に備えるためのもの、必要不可欠な安全代^{あんぜんしろ}を確保するためのものなのである。

4 まとめ～「安全余裕」の正体

被告九州電力は、準備書面 5 において、法令上要求されている原子力発電所耐震設計技術指針（J E A G 4 6 0 1）に規定される評価基準値と、実際に玄海原発が有していると考えられる耐震安全性評価結果値とを比較して、評価結果値は評価基準値よりも低く、建物が構造物全体として変形能力について十分な余裕を有していると主張している（被告九州電力準備書面 5・4 4 頁）。

しかし、被告九州電力主張には、これまで述べてきたい安全余裕の考え方について重大な誤導があるので、本書面のまとめとして、改めて安全余裕の考え方を整理する。

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ものではなく、不確実な要素を抱えた構造物において最低限備えるべき安全性そのもののことである。

すなわち、一定の基準の安全性を確保した構造物の設計を行ったとしても、設計の段階で用

いられる各種設計条件（運転サイクル、熱荷重、地震荷重など）には不確かさがあり、構造解析に用いられる各種係数にも一定の幅ないし不確実性が存在する。したがって、設計段階で計算上導かれる安全性の数値自体が、そもそも不確実な要素を内包した数値である。

また、構造物を、実際に構築・維持管理して行くに当たっては、材質のバラツキ、溶接や保守管理の良否、経年劣化の具合などの不確実な要素の作用が、幾層にも複雑に絡み合い、現実完成した構造物が、事前の想定どおりの安全性を充たさないということも起こりうる。

さらに、構造物が複雑であればあるほど、構造物に実際に加わり得る応力を正確に計算することは、それだけ困難になるし、時間差や方向差によって異なりうる応力について、無限大に存在する全ての事象を予め想定して応力耐性を検証することは不可能である。一般的に、構造物は、実際の使用時の想定においても、そのような不確実な要素を多々抱えている。

不確実な要素に対しては、事前に正確な計算を行うことが不可能である以上、設計者ないし製造者は、要求される基準を、ギリギリに充たすことを想定して設計・製造するのではなく、その不確実な要素に応じて、要求される基準値の何倍かの余裕を持つことを予め織り込んでおく、という手法をとらざるを得ない。そのような考慮からとられる安全代^{あんぜんしろ}が、いわゆる安全余裕なのである。

換言すれば、安全余裕をとることによってはじめて、構造物について仮に不確実な要素がどのように作用しても、最低限一定水準の安全性は確保されるという事が保証できるようになるのである。

例えば、耐荷重 1 0 0 kg の品質保証をする椅子を作る場合には、1 0 0 kg に耐えられるような椅子を設計するのでは十分な品質は確保できない。

設計の段階から、1 0 0 kg を目標としていたのでは、設計時の設計条件や構造解析の数値の不確実性、製造の段階での材質のバラツキや保守管理環境の良否、手作業ないし機械作業の誤差や、実際の使用時の個別の使用態様、保管状態の良否、予期せぬ負荷のかかり方（不確実な要素）等の影響によっては、9 8 kg の負荷でも壊れてしまう椅子ができあがってしまう可能性があるからである。

そのような事態を避けるべく、モノづくりにおいては、通常、設計の段階で予め耐荷重 1 2 0

kgの椅子となるように想定をしておくということがなされる。つまり、120kgに耐えられるような設計をすることによってはじめて、不確実な要素がどのように作用しても最低限耐荷重100kgという品質が保証されることになるのである。

したがって、このような安全設計が採られている場合に、耐荷重120kgの設計がされているので、製造される椅子は100kgにとどまらず、120kgの重さにまで耐えられることが保証されている、と考えるのは、安全余裕に対する全くの誤解だと言わざるを得ない。

また、構造物が抱える不確実な要素が多ければ多いほど、その品質保証を行うためには、必然的に、不確実な要素に対する不安の大きさに応じた厳格な手法により安全余裕が求められることになる。すなわち、構造物が、厳格な安全余裕を採っているということは、構造物は、それだけ多くの不確実な要素を抱えていると言うことの裏返しなのであり、「厳格な安全余裕がある」イコール「それだけこの構造物は安全である」などと直結して考えるのは、安全余裕の意義を理解しない短絡的な発想である。安全余裕を正當に評価するには、その構造物にどれほど不確実な要素があるか、それらの不確実な要素に対応する十分な安全余裕が採られているか、ということが厳密に検討されなければならない。

原発施設は、大量の部品や材料が使用される極めて複雑な構造物であり、多岐にわたる不確実な要素を抱えている。このような性格を持つ施設について、厳格な安全余裕を確保することは、工学上、当たり前のお話なのであって、厳格な安全余裕を採らないことが、むしろ論外なのである。

この点について、福井地裁大飯原発判決は、関西電力による被告九州電力と同じような主張に対して「このように（余裕を持たせて）設計した場合であっても、基準を超えれば設備の安全は確保できない。この基準を超える負荷がかかっても設備が損傷しないことも当然あるが、それは単に上記の不確実要素が比較的安定していたことを意味するにすぎないのであって、安全が確保されていたからではない」「たとえ、過去において、原発施設が基準地震動を超える地震に耐えられたという事実が認められたとしても、同事実は、今後、基準地震動を超える地震が大飯原発に到来しても施設が損傷しないということをなんら根拠づけるものではない（甲220・53～55頁）」と、上記で述べた安全余裕の概念を正解している。

御庁におかれても、構造設計において要求されている安全率の考え方を正しく理解いただき、被告九州電力が述べる安全余裕の概念は、過度に安全性が強調されていることを正しく理解していただきたい。

以上