

4 中央防災会議による東海地震の地震動 201

5 では、どのような地震を考えるべきか 204

6 では、原発のどが危ないのか？ 206

7 中部電力の「余裕論」と田中三彦氏の証言 211

8 請求棄却判決の非科学性 212

9 アスリテイの位置はどのように定められたか
 についての薄上証言の信用性 218

10 最後に 220

第六章 原発は正しい選択だったか……………山口 幸夫……………221

- 1 原子力とは 221
- 2 原子力カルネッサンスか？ 236

日本の原子力発電所一覽 250

あとがき 251

第二章

はじまりはじめた「安全余裕」という危険神話

田中三彦

1 ■まるで原発などないかのように……■

いつのまにか55基

たとえば航空機事故がそうであるように、原発の重大事故も起きるときはある日突然予告なしに起きる。このことを少しの皮肉を込めて言い換えれば、原発は重大事故を起こす直前までは安全だ。原発の安全性とは本質的にそういうものであって、決してそれ以上のものではない。それが、大都会の東京、日本の首都・東京に原発が存在しない根本的な理由である。だが世の中には、「危険は現代の利便性の代償。危険だからゲンバツに反対だというなら同じ理屈で飛行機にも反対し、乗るべきではない」などと、勝ち誇ったように言い放つ威勢のいい文化人や技術評論家も少なくない。

2 「安全率」とは何だろうか？

三つの安全余裕という新しい神話

われわれ一般大衆に原発の存在を忘れさせるための装置としての「原発安全神話」には、いろいろなものがある。世にかなり深く浸透している「原発は五重の壁で守られています」などはその一つだろう。燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉容器^{*1}、原子炉格納容器、そして原子炉建屋——この五つが、原子炉からの放射能漏洩を防ぐ五重の壁であると、原発推進者たちは言う。この神話はチェルノブイリ原発事故の直後から日本で頻繁に使われ、たぶん今でも、各電力会社のホームページにそれを見いだすことができる。

誰の創作神話だろうか。ひどく出来の悪い神話ではある。私は一九七〇年代前半に、数年間、原子炉容器の構造設計に関わっていたことがあるが、当時私がそれなりに真剣に取り組んでいたものが実は放射能漏洩を防ぐための三番目の壁の設計だったとは、少しも知らなかった。原子炉容器とは、中で核燃料を核分裂させ、そのとき発生する莫大な熱で湯を沸かし蒸気をつくるための容器だ。いつてみれば、それは巨大なヤカンである。ヤカンとは何か、と子どもに問われたとき、熱い湯が

*1 「原子炉圧力容器」とも言う。

*2 などは「原子力防災基礎用語集」サイトを参照 (http://www.bousai.ne.jp/vs/bousai_kensyu/glossary/ko23bt)

人の顔にかからないようにするための鉄の壁だよ、などと答える大人がいるだろうか。燃料ペレットも、その燃料ペレットを収納している燃料被覆管も、原子炉容器も、けっして防護壁としてつくられているわけではない。それらはどれも原子力発電という、本質的に危険な目的を実現するための「危険なカラクリ」であり、断じて防護壁などではない。それらは原発の危険因子そのものであって、危険を防止するためのものではない。

なるほど、たった一つ、放射能漏洩を防ぐことを唯一の目的とした壁がある。原発推進者が言うところの「四番目の壁」、原子炉格納容器がそれだ。そして、目的は壁などではないが、原子炉建屋も何かのとき壁として少しは役立つかもしれない。したがって、先の神話を正しく書き換えるとすれば、「原発の三つの危険なカラクリは、一つと少しの壁で守られています」となる。原発推進者はお気に召さないだろうが、このほうが科学・技術的にはよほど真実に近い。

一方、最近、新しい神話をしばしば耳にするようになった。「三つの安全余裕」というのがそれだ。原発推進者は、今後、「五重の壁と三つの安全余裕」などと、二つを組み合わせ標語のように使おうというのかもしれないが（ただし、この言葉の組み合わせの著作権は私にある）、それはともかく、この三つの安全余裕という神話には十分注意がいる。すでにこの神話をもとに、原発推進者は、原発は十分余裕をもつてつくられている、とか、原発には強度的に十分余裕がある、などと胸を張って主張しはじめているからだ。

私がこの余裕論に初めて出くわしたのは、東海地震の想定震源域の只中で動いている中部電力、

浜岡原子力発電所1〜4号機の運転停止^{*1}を求める民事訴訟（以後、浜岡原発裁判と呼ぶ）との関係で提出された、ある陳述書を読んでいるときだった。その陳述書を書いたのは班目春樹・東京大学大学院教授。知る人ぞ知る、バリバリの原発御用学者である。氏は、被告・中部電力の証人の一人としてその陳述書を書き、それにそって証言を行った。私は原告側の証人の一人だったので、ある日、氏の陳述書に目を通して、この新しい雑話に出くわした。

とりあえずその余裕論の要点を書いておけば、原発は実際は数十倍の安全余裕を有している、だから浜岡原発は十分安全だ、心配するな、というものだ。氏はこの余裕論で、浜岡原発は安全だ、東海地震が起きても何の心配もない、と主張しただけでなく、あるシンポジウムで、東電柏崎刈羽原発が「想定を大きく上回る地震動を受けたにも拘らずなぜ原子炉の安全機能は維持されたか」も説明してしまっている。よほどこの余裕論がお気に入りなのだろう。しかしこのように「実際は」をここのほか強調する氏の論理、何かを思い起こさせないだろうか。そう、あの耐震偽装問題だ。A元一級建築士に直接聞いてみないと分からないが、きつこの安全余裕論、彼の頭の中にあつたものと完全に同じではないかと思う。実際はいろんなところに余裕があるはず、だから大地震が起きてもマンションやホテルがすぐ崩壊するわけではない、たとすれば余裕を削ってコストダウンすることは可能——多分あの耐震偽装事件は、一人の建築士のそのような危うい発想から始まったと、

*1 浜岡原子力発電所には5基の原発があるが、訴訟がなされたときは5号機はまだ建設が終わっていませんでした。訴訟の対象にはなっていない。
*2 この「」の中の文は二〇〇七年十一月十四日に東京で開かれた「新潟県中越前地震から得られた知見から考える安全の向上」と題するシンポジウムでの発言である。

私は思っている。

原発に（あるいは、マンションやホテルに）実際どれだけ余裕があるかを論理的、教的に説明するのはきわめて困難、いや不可能である。事実、班目氏自身、前出のシンポジウムでこう論じている。「実際の余裕がどれだけか、積み上げて説明するのは困難であるが、実機相当のものの加震実験等からは数十倍あると想像される」（傍点は筆者。まさにそのとおり、原発に十分な余裕があるというのは模擬実験結果からの想像の話であり、工学的に証明された話ではない。

原発やマンションの安全性を想像の話で保証するわけにはいかない。それらの安全性は想像や推論によつてではなく、あくまで合理的に保証されなければならない。関連する各種の法令、指針、技術基準はそのためにある。技術者はそれらにしたがって原発を、あるいはマンションを建設する。だから原発やマンションの安全性はあくまでそれらの法令、指針、技術基準の範囲で論じられなければならない。それらの範囲を超えて、今はやりの安全・安心を論じるのはナンセンスであり、ルール違反である。何か都合が悪くなると「実際は……」という語を持ち出すのはいわば蒸し返しであり、そんな話は何によつても、また誰によつても保証されてはいない。あの元一級建築士の物件が問題なのはまさにその部分であり、実際に壊れるか壊れないかの話ではない。

* 実験の機器を、たとえば4分の1ぐらいの大きさで模したモデル構造物。

M_{6.8}の中越沖地震が起きたとき、幸いにも柏崎刈羽原発の安全機能が維持されたことは、けつして、原発に十分な余裕があったという証拠にはならない。安全機能が維持されたというのは結果論でしかない。もしM_{7.2}だったら？ もしM_{7.5}だったら？ この問いに誰も確信をもって答えることはできない。中越沖地震は完全に想定外の地震だったから、その地震が起きたとき、基の柏崎刈羽原発は文字どおり運を天に任せた状態にあった。そのときの柏崎刈羽原発の挙動は、少しも工学的に予測されコントロールされたものではなかった。安全機能が維持されたのはたまたまであり、その「たまたま」を十分な余裕とすりかえて語ることは科学ではなく、人びとをミスリードする。

新米設計技師、丸棒を設計する

原発は十分な余裕をもつてつくられている、とする班目氏の「三つの安全余裕」論。この先、その余裕論が具体的にどういうものが、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こうと思うが、その前に「安全率」というものを少し詳しく説明しておきたい。この安全率を正しく理解しないかぎり、「原発には十分な安全余裕がある」などという原発推進側の常套句のウソを見抜くことはできない。

まず、構造設計とは言えないようなごく簡単な構造設計の話から始めてみたいと思う。ある眺め

*マクニチエート (Magazine) の略

のいい海辺に、半屋外式の広大多目的イベント場が建設されつつあるとしよう。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。

そしてその丸棒の設計を、まだ経験も知識もあまりない新米設計技師が担当することになった。梁と丸棒の接合方法は上司のベテラン設計技師が考えるので、この新米技術者はとりあえず丸棒の材質と直径を決めればよい。それでも彼はドキドキしている。あまり安全を重視しすぎて必要以上に太い金属棒にはしたくない。梁から吊り下げられる照明装置は、実は全部で100ユニットもある。一つのコストの無駄は自動的に100倍になる。しかし、もちろん落下させたら大変だ。昔、東京の六本木でディスコの照明器具が落下し、多数の死傷者が出たという話を上司から聞いている。太すぎず、かといって細すぎず、そんな最適な丸棒を設計しなければならない……。

というわけで、彼がどのように設計するか、その思考過程を追うことにする。なお、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いつさいないものと仮定する。

まず、この新米設計技師——以後S氏と呼ぶ——は、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、それともアルミにするか、などだ。錆びないステンレスやアルミという選択もあるが、S氏はコストを優先し、比較的安価な炭素鋼を選択することにした。材料は決まった。次は、いよいよ棒の直径を決めなければならないが、これはそう単純ではな

い。S氏の頭の中には今、構造設計者なら誰もが知っている「応力-ひずみ線図」が浮かんでいる。

応力-ひずみ線図の話

「応力-ひずみ線図」とはなんだろうか。図1-3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、試験片の両端をゆつくり引張っていく。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、最後にドーンと鈍く大きな音を立て、そこからちぎれてしまうあの「正辞死」にも載っていないので付け加えておけば、材料がちぎれることを材料力学では「破断」という。破談、ではない。念のため。このような試験を「引張り試験」と言うが、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1-4のような「応



図1-3 代表的な試験片

形も大きさもいろいろあるが、この図は、幅10mm、長さ50mm、直径12.5mmのJIS S45C鋼の試験片。両端の太い部分を「引張り試験機」に固定して引っ張る。

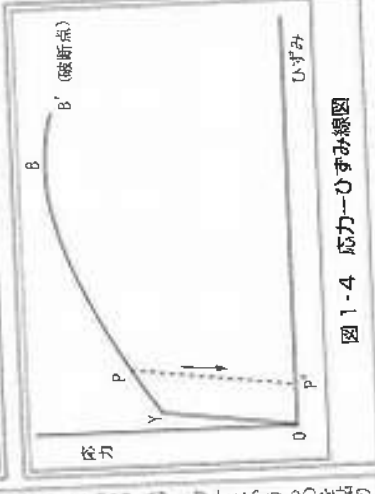


図1-4 応力-ひずみ線図

*これは物理的な話で、実際には試験片の伸び量を測ることはせず、試験片に「ひずみゲージ」というものを貼り付けて、伸びひずみ量を電子的に測定して記録していくのが普通だ。ただし、大まかなひずみは測れない。

力-ひずみ線図」を描くことができる。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-ひずみ線図はほとんど完全に一致する。

降伏応力と引張り強さ

まず、図1-4のOY部分に注目。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分かる。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)に戻るからだ。ゴム紐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と同じだ。しかしY点を越えると、材料の抵抗力が下がり、図のようにだらだらと伸び始め、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」と言う。この先しばしばこの「降伏応力」と「引張り強さ」という二つの言葉が登場するので、よく記憶しておいていただきたい。

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。たとえば炭素鋼をO-Y↑

*破断点Bに対する応力がB点に対する応力よりも小さいのは「見事だが、これは次のような理由による。図1-4の破断点Bは荷重(応力)を試験片の断面積(二倍)で割ったものだが、ところがB点を越えると、破断する部分の断面積が急激に小さくなる(これを「断面収縮」と言う)。したがって、B点を越えると断面積が小さくなるので実際の応力(実応力)は急激に大きくなるのである。

Pと引つ張ってから荷重(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、OYに平行な線P'P'に沿って戻ることだ。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。ゴム紐を引つ張りすぎると、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だ。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。

構造設計の基本——材料を「塑性変形」させてはならない

話を元に戻そう。ベテランの構造設計者であれば、材料が塑性変形を起こしてしまうような設計はしない。塑性変形すると材料がしなやかさ(専門的には「靱性」)を失って硬くなり(「硬化」し、材料強度学的になにかと好ましくないからだ。それに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つ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。とにかく、それやこれやで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だ。新米のS氏もそれぐらいのことは知っていて、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きめようと決心する*。

*ここでS氏が具体的にどんな式を使って丸棒の直径を求めようとしているかを考えてみる。照明装置の重さをW、材料の降伏応力をσ、丸棒の直径をdとすると、丸棒の断面に生じる応力は照明装置の重さWを丸棒の断面積 $\pi d^2/4$ で割れば求められ、 $4W/\pi d^2$ となる。これが以下になればよいから $4W/\pi d^2 \leq \sigma$ 。この不等式を書き換えると $d \geq \sqrt{4W/\pi\sigma}$ になる。S氏はこの不等式を満たすように丸棒の直径をきめようとしている。

しかし、降伏応力以下といっても、具体的には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すばり降伏応力と同じにするのは少し心配だ。少し関連え、丸棒が塑性変形してしまうからだ。かといって、降伏応力よりずっと小さくするのは、丸棒が大きくなりすぎて経済的ではない。なにしろ吊り下げる照明器具は全部で100ユニットもある。無駄なコストがかかる設計はしたくない。

S氏は、鉄鋼便覧のようなものを開き、自分が使おうと思つている種類の炭素鋼(一口に炭素鋼と言っても種類はいろいろある)の降伏応力と引張り強さを調べる。その結果、降伏応力は60、引張り強さは100であることを知る。そしてS氏は、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心する。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とか30ではあまりにも余裕をとりすぎて不経済だ。降伏応力の三分の一の40あたりがなんとなく落ち着きがいい、そんなふうに思えたからだ。こうしてS氏は、「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首尾よく割り出した。

安全率は「不確かさの程度」をあらわしている

いよいよ安全率の意味を考えてみる。そこで、この新米設計技師のS氏が設計した金属製丸棒にはいったいどれだけの安全率がとられているか、まず、そこから考えることにする。構造設計者が

*話を単純化するために、ここでは1種の鋼の数値を使っている。単位も設定していない。ここで目を向けてもらいたいのはそれらの数値の「比」であって、絶対値ではない。ちなみに、応力の単位には「N/mm²」などが用いられている。

言う安全率は、第一義的には次のように定義できる。

安全率 \parallel 材料の引張り強さ \div 理論的に推定される応力の最大値……①

具体的に述べてみよう。S氏が設計しているような丸棒ならコンピュータを使う必要はないが、もつと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、あとで詳しく述べるように、「分かる」と言っても、けつ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。この点はずくに注意がいる。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）を理論的に推定することができる。そして、今仮にこれを50としておこう*2。一方、使われている材料の引張り強さが150だったとしよう。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、とは何だろうか。そこが、安全率の意味と関係する最も重要な部分だ。

*1 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が、その話は専門的にすぎるので、ここでは「最大応力」で済ます。

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、あげればきりがなが、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したがって設計される。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、ふつうこの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。

安全率 \parallel 材料の引張り強さ \div その材料の許容応力……②

またこれは次のように書き直すこともできる。

許容応力 \parallel 材料の引張り強さ \div 安全率……②

では、S氏が設計した丸棒の安全率はいくらだろうか。丸棒の設計と関係する法規や技術基準はないとして話を進めてきたから、②式ではなく①式を使ってそれを求めてみよう。S氏が選択した材料（炭素鋼）の引張り強さは100だった。またS氏は、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。

S氏も丸棒の安全率が2.5であることを同意する。では、この2.5の意味は何だろうか。S氏にその意味を尋ねてみる。すると、それは「安全余裕の程度である」と胸を張った。なぜなら、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。どこかで聞いた台詞だ。

ほとんどの人がこのS氏の説明を正しいものとして受け入れるのではないかと思う。私の思うところ、専門家でさえそのように考えている人は決して少なくない。しかし安全率とは、S氏が言うような「安全余裕の程度」などではない。

ふたたび、S氏に尋ねてみる。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が、そのことを考えているか、と（もしかすると、S氏は、海沿いの施設であることを考慮して、ステンレスやアルミのような錆びない材料を選ぶべきだったかもしれない）。すると、そんなことは考えなかったが、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。

では、その金属棒の加工はどこ工場に頼むのが、本当にあなたが設計したとおりの寸法に加工してくれるという保証はあるのか、と。すると、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。

では、丸棒はどこ材料メーカーから仕入れるのか、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（これを「化学成分」という）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証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か、と。すると、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。

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か、と。するとS氏は、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あた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……と。今度は少し自信をさげだが、そのように言う。

この仮想問答からすでに明らかだと思うが、新米設計技師S氏の説明は明らかに矛盾している。S氏は、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もの

でもない胸を張った。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。S氏も、余裕は一種の贅肉だと言った。実際、電力会社や原発御用学者が、「原発は十分余裕をもって設計されています」と言うとき、その意味は「本当はもつとギリギリに設計することだつて可能だつたが、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S氏は、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、もはやその余裕は眞の余裕ではなく、さまざまな「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、あつてもなくてもよい（と言うよりは、ないほうが好ましい）メタボ的贅肉ではなく、いわば「なくてはならない贅肉」、言い換えれば「必要不可欠な安全代」、ということにはならないか。

実際、構造設計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ちがひ、けつして安全余裕の程度を意味していない。

さらにそれどころか、この先詳しく述べるように、安全率が大きい構造物は安全性が高い、ということではさえない。事実はむしろ逆だ。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。たとえば、安全率4の構造物と安全率3の構造物。両者のちがひを端的に言えば、安全率4の構造物のほうが安全率3の構造物よりいろんな面で「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ぶん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だ。

日本には化学プラントとして設計された原発がある！

それでもなお、そんな話は信じられない、とのたまう、焼き栗より固い頭の方のために、分かりやすい実例を一つあげておきたい。

現在日本で稼働している55基の原発の中に、法規的にはなんと化学プラントとして構造設計された特殊な原発が二つあるのをご存じだろうか。日本原子力発電敦賀1号機と、関西電力美浜1号機がそれだ。この二つはわが国初の本格的商業用原発で、大阪万博が開催された一九七〇年、万博に合わせて運転が開始された。どちらも一九六〇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なんと化学プラントの技術基準に準じてつくられているのだ。その化学プラントの安全率はたとえば——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号機の中核構造物は、ともに安全率4で設計・製造されている。そして、安全性を厚めの贅肉で確保しようとしているから、敦賀1号機や美浜1号機の原子炉容器や配管は、実は少々ずんぐりむっくり、メタボリックである。では、その後建設された残りの53基の場合はどうだろうか。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^{*}」にしたがって安全率3でつくられている。それは、化学プラントより注意深くつくられているので、そのぶん贅肉が削がれ、全体的にスリムな形をしている（だからといって、けっしてはめてはいるわけではない）。

それはともかく、もしがすとあなたが堅く信じているように、安全率が大きい構造物ほど安全性が高いということなら、日本の原発でもっとも安全な原発は、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でつくられる化学プラントのほうが安全率3でつく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。

ちなみに、航空機の安全率は1.5。安全率が大きければ安全性が高いと信じて疑わない頑固な人には、あまりお勧めの乗り物ではない。

3 原発はこんなに「不確実」

不確実さの塊 熱荷重

繰り返せば、安全率が大きい構造物は安全性が高いわけではない。そうではなく、その構造物には安全性を脅かす不確実な要素がそのぶん多く含まれているということだ。先の金属丸棒の構造設

^{*} 通産省告示第501号。一九七〇年に施行され、一九八〇年に大改訂された。二〇〇六年廃止。

計という架空の話では、潮風による腐食、加工上の誤差、材料メーカーの品質管理、そして万一の地震、といったものがそうした不確実要素だった。では、肝心の原発の中核構造物——たとえば、原子炉容器、蒸気発生器、そして冷却材や蒸気の通り道である各種配管など——の構造設計には、安全性を脅かすどんな不確実な要素が入り込んでいるだろうか。

原発の場合、まず、構造物の設計に使う荷重（設計荷重）そのものが、実は不確実であることだ。先の金属丸棒の場合、荷重は照明装置の重量一つだけだった。そして照明装置の重量は、それを構成する部品一つひとつの重量を丹念に計算し寄せ集めれば、ほぼ正確に算出できる。それは少しも不確実ではない。しかし原発の場合はそうではない。肝心要の設計荷重それ自体が、実は不確実なのだ。原子炉容器、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、自重（構造物自身の重量）、熱荷重、地震荷重、などだが、このうちと



^{*}1 容器や配管に溶接されている管状の構造物の総称。原子炉容器に冷却材を送り込む「給水ノズル」、原子炉容器から蒸気を取り出す「蒸気出口ノズル」などいろいろなノズルがある。形が複雑なので応力解析が非常に難しいこと有名だ。ひび割れ事故がよく起きる部分でもある(図1-5参照)。

^{*}2 「構造物」と言うと、ビルや船のような大型の構造物をイメージしやすいが、ここでは必ずしもそういう意味でこの言葉を使っているわけではない。原子炉建屋から原子炉容器、ノズル、配管、ポンプまで、大きさに関係なく「構造物」である。

くに「熱荷重」と「地震荷重」は、以下に述べるように、きわめて不確実な荷重と言つても過言ではない。

まずは熱荷重。熱荷重と言つてぴんとくる人はそう多くないと思うが、具体的には、原発の運転中に構造物に生じる温度差（あるいは温度分布）を熱荷重と言う。たとえば定期検査が終わり、止まっていた原発が起動し始めると、原子炉容器、ノズル、配管などの各部が徐々に暖まっていくが、大雑把に言えば、そのとき原子炉容器やノズルや配管の内面の温度は外面の温度より高い。また原発が停止するとき、それとは正反対のことが起こる。起動時や停止時ほどではないが、通常運転中にも、構造物の各部にはなにがしかの温度差が生じている。このように、運転に伴つて構造物に生じるこうした温度分布が熱荷重だ。

熱荷重がなぜ重要かと言えば、それが次のようにして「熱応力^{*}」を生み出すからだ。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、低い部分がそれをばらばらとすることで、伸びたいだけ伸びることができない。つまり、自由な伸びがなにがしか拘束される。こうして、温度の高い部分にはふつう「圧縮」応力が生じる。逆に、温度が低い部分は高い部分から、必要以上に伸びを強いらられる。その結果、温度の低い部分にはふつう「引張り」応力が生じる。熱応力が引き起こす日常的な、しかし劇的な出来事は、冷たいガラスのコップに熱湯を一気に注ぐ（あるいは、熱いガラスのコップに冷水を一気に注ぐ）とピシッと音を立てて瞬間的にガラスが割れてしまうあの現象だろう。

^{*}厳密に言えば、ある市民団体が「応力に、熱い、冷たい、があるのか」と尋ねられたことがある。もちろんそんなことはない。応力の発生原因が「熱荷重」なので「熱応力」と呼ばれる。

コップの内面と外面に突然大きな温度差ができ、そのため大きな熱応力が生じ、ガラスが割れる。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とくに「熱衝撃」と呼ばれている。

ついでに述べておけば、そんな熱衝撃は原発には無関係、と思う人も多いかもしれないが、実はそうではない。大ありである。たとえば、老朽化した加圧水型原発（たとえば、前出の美浜1号機）に関して、専門家が最も恐れているのが「加圧熱衝撃」(Pressurized Thermal Shock、略してPTS)と言われる現象だ。老朽化した加圧水型原発の原子炉容器は、中性子を大量に被曝し、ひじょうに脆くなっている（これを「中性子照射脆化」と言う。詳しくは次章94ページ参照）。そんな原発になにかトラブルが起き、スリーマイル島原発事故のときのようにECCS（緊急炉心冷却装置）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、強烈な熱衝撃が起こる。これがPTSである。そしてPTSにより、脆化していた原子炉容器が一気に大破壊を起こす可能性がある。

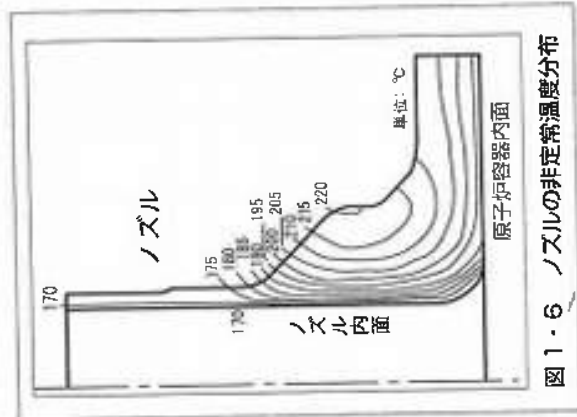


図1-6 ノズルの非正常温度分布

本題に戻ろう。原発における熱荷重とは、起動

時、停止時、通常運転時から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だ。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、そこから冷却材が漏れることがある。そこで構造設計者は、想定されるさまざまな運転状態*一つひとつに対して、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

* 原発の運転状態をその内容で分類すると、「通常状態」「異常状態」「緊急状態」「損傷状態」に分類される。詳しくは表1-1を参照。

表1-1 原発が想定している各種の運転状態

BWRプラント		PWRプラント	
(1) 運転状態Ⅰ (通常状態)	運転状態Ⅰ (通常状態) 運転状態Ⅱ (異常状態)	運転状態Ⅰ (通常状態)	運転状態Ⅰ (通常状態)
(2) 運転状態Ⅱ (異常状態)	(2) 運転状態Ⅱ (異常状態)	(2) 運転状態Ⅱ (異常状態)	(2) 運転状態Ⅱ (異常状態)
(3) 運転状態Ⅲ (緊急状態)	(3) 運転状態Ⅲ (緊急状態)	(3) 運転状態Ⅲ (緊急状態)	(3) 運転状態Ⅲ (緊急状態)
(4) 運転状態Ⅳ (損傷状態)	(4) 運転状態Ⅳ (損傷状態)	(4) 運転状態Ⅳ (損傷状態)	(4) 運転状態Ⅳ (損傷状態)

を理論的に細かく追っていく。この理論計算は、「非定常温度分布解析」と呼ばれている。図1-6はそのようにして得られた熱荷重(温度分布)の例だ。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多くの手間を要するので構造設計者の頭痛の種だ。しかももちろん問題は、それで設計者が頭痛を催すかどうかではない。真の問題は、それほど手間のかかる非定常温度分布解析を行って求めた熱荷重(温度差)が、いったいどれほど正確なのか、そこそこ合っているのか、それとも大きくちがっているのか、そういうことがさっぱり分からないことである。もし理論的に求めた熱荷重が実際の熱荷重とひとくちがっていたら、それをもとに理論的に推定する熱応力の値は全く意味をもたないばかりか、危険でもある。事実、一九七〇年代の前半までに建設された沸騰水型原発——原電敦賀1号、東電福島第一原発1号、3号、中国電力島根1号、中部電力浜岡1号——で、まさにそのために、事故やトラブルが相次いだ。原子炉容器に取り付い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生じ、冷却水漏れの事故などを起こしている。

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」と言うが、そのときの応力が熱応力である場合、それは「高サイクル熱疲労」

劣」と呼ばれる。先の二つの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だ（給水ノズルに関しては、流体挙動が複雑になるような構造をしていたことが根本的な問題だった）。原発メーカー（東芝や日立）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（当時の通産省資源エネルギー庁）もその計算結果を承認していた。ところが運転開始後わずか二三年のうちに、それらは相次いで事故やトラブルを起こした。

基準地震動 S_1 、 S_2

次は地震荷重。東海地震の理論的提唱者で、地震大国日本が原発をもっていることに強い危機感を抱いている地震学者・石橋克彦さんは、二〇〇七年夏の中越沖地震のあと相崎市で開かれた市民勉強会の冒頭、「地震」と「地震動」と「震災」の三つを正しく区別して使う必要があると、おおむね次のように説明されていた——地震とは地下の岩盤が面状にズレ破壊を起こして地震波を放出する自然現象、地震動とは、その地震による近隣地点の大地の揺れ、そして震災とは、その揺れがもたらす社会的現象としての災害。付け加えれば、震災を天災と考える人は多い。しかし石橋さんが言われるように、震災は社会的現象にはかならない。地震や地震動という自然現象をわれわれ人間はどうすることもできないが、震災はそうではない。地震大国日本から原発をなくせば、地獄の

ごとき「原発震災^{*1}」を心配する必要はいつさない。

たとえば、恐れられている東海地震が起きたとき、はたして浜岡原発は激しい揺れに耐えられるかどうか。その議論の出発点は、浜岡原発が「どんな地震動」を想定してつくられているかである。日本には現在55基の原発があるが、一九七〇年代後半以降に設計された日本の原発はすべて、七八年九月に原子力安全委員会が公布した旧・耐震設計審査指針^{*2}（以下「旧指針」と呼ぶ）というものに規定されている二つの地震動 S_1 、 S_2 を前提に、構造設計がなされている。これら二つの地震動を「基準地震動」と言う。

では、基準地震動 S_1 、 S_2 とはどんな地震動か。まずそれをきちんと説明しなければならないが、旧指針に記されている説明は専門的で、難しい。かと言つて、地震の専門家ではない私の解説では危なっかしい。そこで、ここでは、経済産業省資源エネルギー庁の原子力広報サイト「e・原子力^{*3}」が一般の人びとに向けて書いている説明文を使うことにする。ただし、これはこれで分かりにくいところがあったので、文の順番を入れ替えるなど、少し手直しをした。前置きをもう一つ。それは、「最強」と「限界」という二つの言葉についてである。ふつう最強と言えはそれ以上強いものはないことを意味している。しかし旧指針においてはそうではない。その上にもう一つ「限界」というのがある——「限界」は「最強」より強し、という不等式を頭に入れて、以下をゆつくり読んでいただ

*1 地震によって震災と原発災害が同時進行する歴絶な混乱状態を意味する言葉で、石橋克彦さんの造語。

*2 正しい名称は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」。一九七八年九月に公布されている。二〇〇六年九月に大改定されたので、「旧」という文字をつけた。

*3 この原稿を書き終えた直後に閉鎖になった。

きたい(傍点は筆者)。

基準地震動 S_1

まず、過去の地震や、過去1万年の間に活動した活動性の高い活断層による地震について、それぞれの揺れの周期や強さを評価します。次に、これらをすべて上回るような地震の揺れを、「将来起こりうる最強の地震(設計用最強地震)による揺れ」として設定します。この揺れを、設計用最強地震による基準地震動 S_1 、と言います(図1.7 a)。

基準地震動 S_2

まず、過去5万年の間に活動した活断層による最大想定地震と、地震地体構造から考えられる最大の地震につい

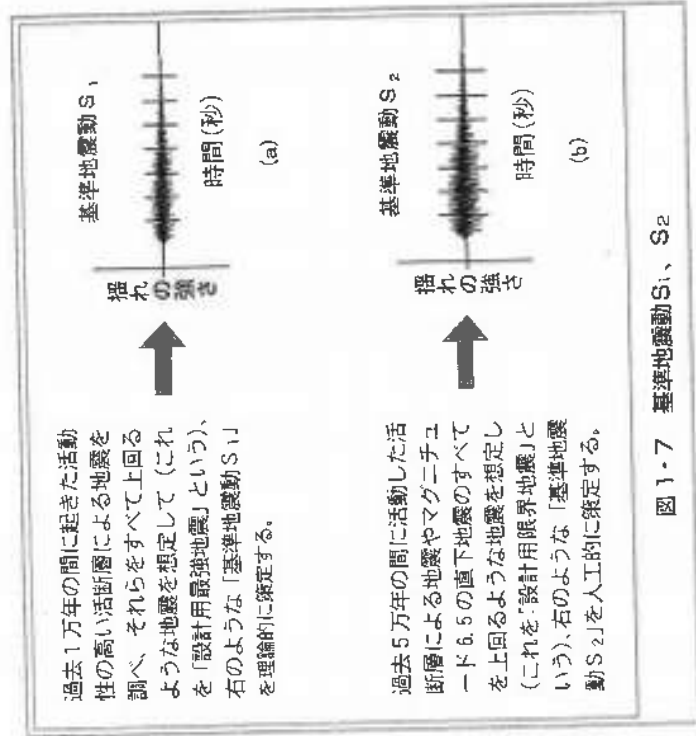


図 1.7 基準地震動 S_1 、 S_2

て、それぞれの揺れの周期や強さを評価します。さらに、直下地震*による地震の揺れも考慮します。次に、これらすべてを上回るような地震の揺れを、「およそ現実的ではないと考えられる限界的な地震(設計用限界地震)による揺れ」として設定します。この揺れを、設計用限界地震による基準地震動 S_2 、と言います(図1.7 b)。

要するに、将来起こる可能性のある最強地震による地震動が S_1 、およそ現実的ではない限界的な地震による地震動が S_2 、である。これをさらに言い換えると、 S_1 は原発の最長60年の使用期間中に実際に生じる可能性のある最も強い揺れ、 S_2 はその使用期間中に生じる可能性がほとんどない仮想的な揺れ、である。

壊れなければいい!

ところで、原発の耐震設計では、そもそもなぜこのように強さの異なる二つの地震動を想定しているのだろうか。地震動 S_2 は地震動 S_1 より強いから、 S_2 に耐えるように設計すれば S_1 にも耐えるはずで、わざわざ S_1 のようなものを想定する必要はないはずだ——この当然の問いに対する答えは、旧指針特有の耐震基準にある。旧指針は、 S_1 と S_2 、それぞれに対して、異なる耐震基準を設けているのだ。ごくごくひらたく言い換えると、将来実際に起こる可能性のある地震動 S_1 に対しては「それなりに頑丈に」、起こる可能性がほとんどない仮想的に強い地震動 S_2 に対しては「壊れなければ

*具体的には、敷地に関係なく、いわば全国一律にM6.5の直下地震を考える。

よし」という、いわばダブルスタンダードを採用しているのである。以下にもう少し正確に書いておく。

まず地震動 S_1 に対して旧指針は、原発の重要構造物に生じると理論的に推定される応力が材料の降伏応力以下であることを求めている。つまり、地震動 S_1 によって原発が大きく揺れ動いても、重要構造物の変形は弾性変形の範囲内にあらねばならない、ということである。あるいは、揺れが去ったあと重要構造物は何事もなかったように完全に元の姿・形に戻らねばならない、ということである(22ページの図1・4参照)。一見、文句の言いようのない耐震基準のようだが、実はかなりぎりぎりの、リスクな基準であると言わねばならない。なぜなら、理論的応力がずばり材料の降伏応力値になつてもよいとしているからだ。

あとで詳しく述べるが、設計者が理論的に推定する応力には、必ずなにかの不確かさが含まれる。それは大きいかもしれないし、小さいかもしれない。計算手法によつても、設計者の能力やセンスによつても、それは変わる。計算まちがひということさえある*。理論的に推定される応力と元来そうしたものであつて、誰が計算しても同じ、というものではない。したがつて、たとえ理論的に推定される応力が材料の降伏応力以下になるように設計されたとしても、実際に S_1 のような揺れが生じた場合、構造物中には材料の降伏応力を超えるような応力が発生するかもしれない。そしてその結果、構造物はゆがむかもしれない。誰もその可能性を否定することはできない。先に「それなりに頑丈に」と書いたのはそういう理由による。

*一九八〇年代はじめから最近まで、原発メーカーの目立が行なつてきた配管の応力降下には、コンピュータプログラムの欠陥による誤りがあることが最近判明した。

一方、 S_2 に対する耐震基準はさらにリスクだ。旧指針は、構造物に生じると理論的に推定される応力が材料の降伏応力のある程度超えること——つまり、構造物がある程度塑性変形する(ゆがむこと)——を許しているのだ。ある程度とはどの程度か、ということになると、話が非常に専門的かつ煩雑になるのでここでは省くが、22ページの図1・4でそれを大雑把にイメージしてもらつたと、 S_2 という揺れに対しては、理論的応力が Y 点を超え、たとえば P 点に至ることが許されているのだ。

原発は頑丈につくられていると思つている人は多い。あるいは、巨大地震に対して原発は十分余裕をもつて設計されていると信じている人は多い。実際、国や電力会社は、いつもそのように説明してきた。しかし実際はそうではない。将来現実起こる可能性がある地震動 S_1 に対してはそれなりに頑丈に設計されてはいるが、起こる可能性がほとんどない S_2 というより強烈な揺れに対しては、そうではない。構造物はゆがむ可能性がある。旧指針は、ゆがんでも壊れなければいい、放射性物質をまき散らさなければいい、という考え方を採用しているのだ。 S_2 に対するこの耐震基準を、原発技術者のための専門書『原子力発電プラントの構造設計』(日刊工業新聞、一九八四)の中(473ページ)で、著者の林喬氏は「こわれないことのチェック」と誓っている。とても、原発には十分な安全余裕がある、という話ではない。

しかしなぜそのようなリスクな基準があえて採用されているのだろうか。答えは単純、コスト優先である。仮想的に強い地震動 S_2 に対して原発を頑丈につくつていたのでは、構造物が肥大化し

*中部電力浜岡原発は、想定耐震強度を上回るような地震が発生した場合に備え、全5基の原発を対象に「280ガル補強」なる補強工事を始めた。このようにあつたら補強する場合は少し事情が異なるとしても、この補強工事には「表向き」数十億円から100億円の費用がかかると思われている。

て建設コストがかさんでしまう*。もともと設計用限界地震のようなものは起きる可能性がほとんどないのだから、そんなものに対してまで原発を頑丈に設計する必要はない。万一そのような地震が起きた日には、ゆがんでもやむなし、壊れなければいい、そういう考え方だ*。

「まさか！ そんな……」——地震荷重はこんなに不現実！

すでに書いたように、基準地震動 S_1 、 S_2 は、原発が建設される敷地近辺で起きた過去の地震や活断層などをもとに、理論的に策定される。原子炉建屋、その建屋に収納されている原子炉压力容器、各種配管、ポンプ、といった重要構造物は、それら二つの基準地震動をもとに耐震性がチェックされる。

一九七八年九月に旧指針が公布されてからかなり長い期間、国が、電力会社が、原発御用学者が、そして原発メーカーの技術者が、旧指針による耐震設計に少なからぬ自信を抱いていた。しかし一九九五年阪神淡路大震災が起き、その自信がゆらぎ始めた。事実、原子力安全委員会は翌九六年から原子力施設の耐震安全性の調査を始め、二〇〇一年には「耐震指針検討分科会」を設置し、旧指針の改訂作業に入った。そんな中、二〇〇三年五月には三陸沖地震(M7.1)で、二〇〇五年八

*1 ゆがんでもよい、壊れなければいいという考え方はもともとアメリカからきている。日本の原発の重要構造物は基本的にアメリカ機械学会(ASME)が策定したASME Code Section IIIに基づいてつくられてきた。このSection IIIは、荷重内容や発生応力の種類によって応力の評価基準を定めるという設計手法を最初採用し、注目を浴びた。本格的にはそのASME Code Section IIIの応力評価法を耐震設計に採り入れたものが、日本の旧指針の応力評価法である。
*2 二〇〇六年九月に新しい「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(新指針)」が公布された。

月には宮城県南部地震(M7.2)で、東北電力女川原発が大きく揺れ動いた。そしてどちらの場合も、「応答スペクトル図」というもので比較すると、特定の周期帯で、観測された地震動が S_2 をも上回っていたことが明らかになった。ついで、二〇〇七年三月、今度は能登半島地震(M6.9)で北陸電力志賀原発が、これまた大きく揺れ、同様の事態が起きた。

S_2 とは、「およそ現実的ではないと考えられる限界的な地震(設計用限界地震)による揺れ」だ。それが女川で、志賀で、こうもあつさり起えられたとなると、 S_2 を「およそ現実的ではない揺れ」などと呼ぶのは、それこそ現実的ではない。原発の耐震設計が大きな社会問題としてクローズアップされ始めた。危ないのは女川、志賀ばかりではない、日本の原発の耐震設計には根本的に問題があるのではないか、旧指針による地震動の策定は甘かったのではないか、東海地震の想定震源域の只中に建つ浜岡原発は本当に安全か。原発という不安を抱え込む多くの地域住民がそれを問い始めていたまさにその時、新潟県中越沖地震(M6.8)が起き、世界最大の原発基地、東京電力柏崎刈羽原発が大きな損傷を被った。

ところで、これまで S_1 、 S_2 などと書いてきたが、肝心の「中身の話」をあまりしてこなかった。

図1-8 a、bは、 S_1 、 S_2 の例である。図の横軸は時間(秒)、縦軸は水平方向の加速度だ³。使われ

*1 特定の地震動に対して構造物がどのように応答するかを、横軸に構造物の固有周期、縦軸に応答加速度や応答速度をとって示したものだ。
*2 原発の重要構造物の固有周期はおおよそ0.1~0.3秒にある。この周期帯を長周期側にはずれた周期帯で S_2 を上回る場所があった。
*3 ここでは縦軸に加速度をとっているが速度や変位をとることもある。

ている加速度の単位はガル。この図では、 S_1 の水平方向の加速度の最大値は300ガル、 S_2 のそれは450ガルになっている(加速度とかガルとかいう言葉に慣れていない読者のために——速度がどのように変化するか、その変化割合を示すものが加速度だ。高いところから静かに物を落とす。手を離れた瞬間のその物体の速度はゼロだが、重力加速度の作用により、1秒後は約980 cm/秒、2秒後は約1960 cm/秒、3秒後は約2940 cm/秒……と毎秒約980 cm/秒ずつ速度が増していく。そこで「重力加速度(1G)は約980 cm/秒²である」と言う。一方、1 cm/秒²という加速度を1ガルと呼ぶ。ガルはガリレオ・ガリレイの名からとられている。このガルを使えば、1Gは約980ガルということになる。

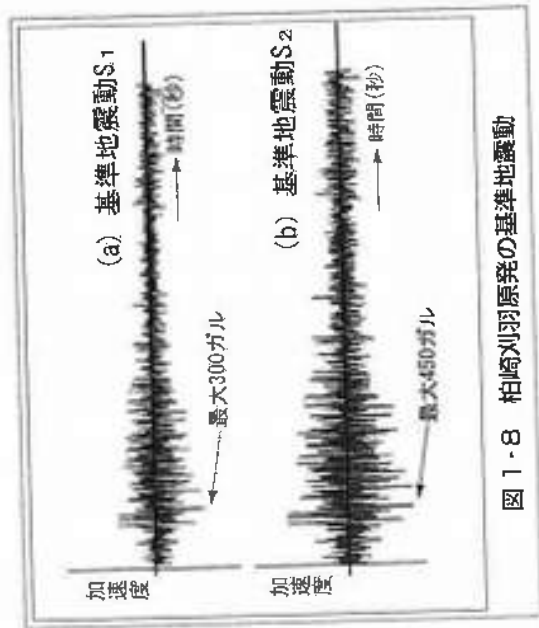


図 1-8 柏崎刈羽原発の標準地震動

S_1 、 S_2 はもちろん原発の敷地に対する地震動だが、では敷地のどこの部分の地震動かと言えば、実はどこの部分のものでもなく、「解放基盤表面」と呼ばれる一種の仮想表面における地震動で

ある。ここで「基盤」とは、第三紀層(約6500万年前~165万年前)以前の堅固な岩盤のこと。そして、表層もない、構造物もない、大きな高低差もない、水平に大きな広がりをもっている——そんな仮想的な基盤表面を「解放基盤表面」という。

表1-2は、日本の各原発がどれほどの最大水平加速度を前提に構造設計されているかを示した

もの。いずれも解放基盤表面の値である。近い将来必ず起きるとされている東海地震。その震源域の只中に建つ中部電力浜岡原発に使われた標準地震動の最大水平加速度は450ガル(S_1)と600ガル(S_2)と、他の原発と比べてひときわ大きい*。

当然といえば当然だが、では、東京電力柏崎刈羽原発の構造設計で使われた水平方向の最大加速度はどうかと言えば、300ガル(S_1)、450ガル(S_2)と、さほど大きくはない。しかし……である。あの中越沖地震のとき、1号機の敷地の地下約250メ

表 1-2 日本各地の原発の S_2 の最大加速度

北海道電力・泊原発	370
東北電力・女川原発	375
東京電力・福島第一、第二原発	370
東京電力・柏崎刈羽原発	450
中部電力・浜岡原発	600
北陸電力・志賀原発	490
日本原子力発電・東海第二原発	380
日本原子力発電・敦賀原発	532
関西電力・美浜原発	405
関西電力・大飯原発	405
関西電力・高浜原発	370
中国電力・島根原発	456
四国電力・伊方原発	473
九州電力・玄海原発	370
九州電力・川内原発	372

注：1) 上記の数字の単位はすべてガル(Gal)
2) これらの数値はすべて建設時に使用されたもの

* 厳密に言えば、浜岡原発1号機だけは当初300ガル(S_1)、450ガル(S_2)で設計されている。その後、3号5号機の設計に使われた標準地震動 S_1 、 S_2 を基としてバックチェックするものを行い、450ガル(S_1)、600ガル(S_2)でも耐えるとしている。

1メートルに設置されていた地盤用の地震計は、993ガルというとても大きく大きな水平方向加速度を記録した。これを設計時に使った300ガル(S₁)、450ガル(S₂)と単純に比較すると、それぞれ3.3倍、2.2倍にもなる。ただし、この比較、実はあまり意味がない。なぜなら、観測値993ガルは「解放」基盤表面での値ではないからだ。地下250メートルでの観測値993ガルを、設計に使った300ガルや450ガルと比較しようと思えば、上を覆う250メートルの表層地盤を理論的に「はぎとり」、解放基盤という、いわば同じ土俵の上で比較しなければならない。この解析プロセスを「はぎ取り解析」という。

中越地震から10カ月過ぎた二〇〇八年五月、東京電力はようやくそのはぎ取り解析結果を公表した。そして1号機の場合、解放基盤表面における推定加速度は1699ガルであることを明らかにした。付け加えれば、2、7号機はそれぞれ、1011、1113、1478、766、539、613ガルだった。どれもこれも、設計時に想定していた300ガル(S₁)、450ガル(S₂)をはるかに上回る値だった。それにしても、いつたいたなんということだろうか。すでに何度も強調しているように、S₁は起こる可能性がある地震動、S₂は「およそ現実的ではない」仮想的な地震動である。中越沖地震では、その「およそ現実的ではない」はずの地震動S₂をもはるかにしのぐ強い地震動が柏崎刈羽原発を襲ったのだ。

こんな事態をいつたいた誰が予想し得ただろうか。おそらく、何十年と原発の耐震設計に携わってきた原発メーカーの耐震設計の専門家さえ、「まさか……」と啞然としたに違いない。文字どおり、

それは「想定外」に大きい地震動だった。そんな想定外の地震動にもかかわらず原発震災のような大事に至らなかったのは、すでに書いたように、日本の技術が高かったからではなく、単に運がよかったに過ぎないからだが、今この文脈で最も強調すべきことはそのことではない。理論的に策定された基準地震動がなんとい加減であったか、なんと不確かなものであったか、である。

結局：

とりあえず、ここまでの話をまとめておこう。S氏の丸棒の設計では、照明装置全体の重さが唯一の設計荷重だった。唯一であるだけでなく、それは明確でもある。単純な計算間違いでもしなければ、誰が計算してもほとんど同じ重さが設計荷重として確定する。しかし構造設計における設計荷重は、いつもこのように客観的、確定的なものかと言えば、けつしてそうではない。原発の場合、熱荷重は不確実、そして地震荷重もそうである。

熱荷重。すでに書いたように、いくつかの原発で、給水ノズルや制御棒駆動水戻りノズルが熱疲労損傷を起こした。原因は、構造設計に使った熱荷重がいちじるしく不適切だったからだ。

そして地震荷重。原発の耐震設計に精通している技術者にとって、二〇〇七年七月十六日まで、東海地震の想定震源域に建つ中部電力浜岡原発の設計で使われた水平加速度600ガル(S₂)と450ガル(S₁)は、胸を張れるほど大きかった。地震動S₂を策定する際に考慮しているM6.5の直下地震(41ページ参照)も、そうだった。しかし、中越沖地震によって彼らの自信と常識は一瞬

にして崩壊したにちがいない。柏崎刈羽原発1号機の敷地、地下250メートルに設置された地震計はなんと993ガルを記録した。しかも、この値、すでに述べたように、「はぎとり解析」前の値である。原発の重要構造物にかかる地震荷重は、基準地震動 S_1 、 S_2 をもとにした地震応答解析（後述）などをとおして理論的に算出される。基準地震動がこれほど不確実であるということは、構造設計に用いる地震荷重も同じように不確実、ということになる。

以上のように、原発の構造設計に用いる設計荷重それ自体が、じつはなにがしか不確実である。その不確実さの程度は、運転中に大きな事故やトラブルを引き起こしかねないほどかもしれない。いや、問題は設計荷重ばかりではない。以下で述べるように、ほかにもいろいろ不確実な要素がある。そして、奇妙なことに、経験豊かな原発の構造設計者はこの事実を十分承知している。では、彼らが、「だから原発は危ない」と思っているかということ——ここは人により意見の分かれるところだが——必ずしもそうではない。それはなぜだろうか。まさにここに安全率が登場する。

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安全率3で設計されている。さまざま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だ。安全率3は、構造物に見ると不整な「贅肉」を授ける。しかし経験豊かな設計者にとって、それはけっして「贅肉」でも「余裕」でもない。それは、けっして削ぐことのできない贅肉、必要不可欠な安全代、である。彼らにとって、それなしに構造設計など不可能である。実

際、もしその安全代をすべて削ぎ落としたら、大事故が頻発することは、長い構造設計の歴史に照らし、自明である。

モデル化という問題

総荷重と地震荷重だけが、原発の構造設計における不確実な要素というわけではない。ほかにもたくさんある。その一つが理論計算のための「モデル化」。二、三、紹介しておこう。

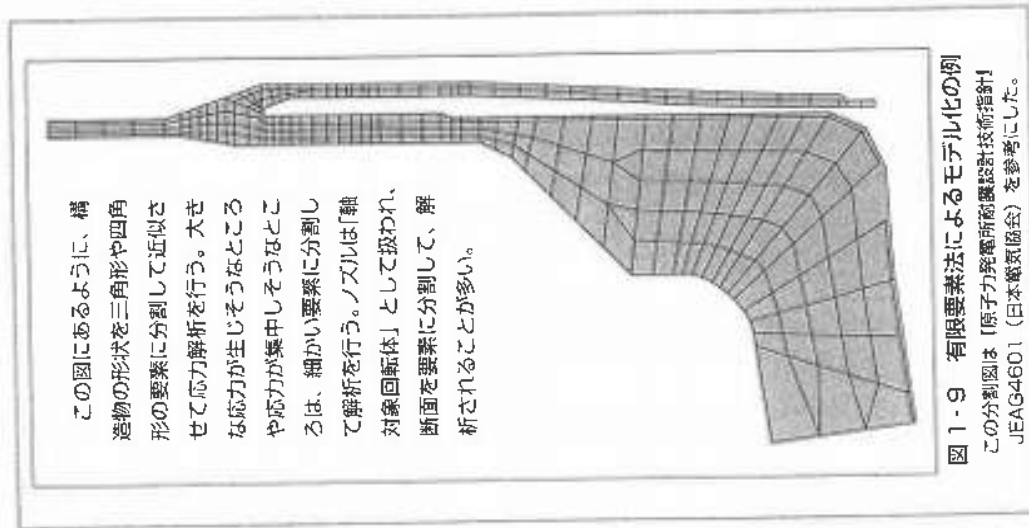
たとえば、原子炉をはじめとする原発の重要な構造物の多くは、原子炉建屋の中に収納されている。その原子炉建屋が地盤と相互作用しながら、たとえば水平方向の地震動に対してどのように応答するかを知るために、設計者は、建屋と地盤をモデル化して「地震応答解析」というものを行っている。そのモデルは「地盤——建屋連成モデル」などと呼ばれている。

原子炉建屋は複数の「質点」（質量をもつが、大きさのない点）と、それらを連結する「曲げせん断棒」で表現される。一方、地盤は多数の「バネ」で表現される。また原子炉建屋の底には「地盤回転バネ」を置く。ちなみに、このような「バネ—質点モデル」の下端にいきなり基準地震動 S_1 や S_2 を入力するわけではない。なぜなら、すでに書いたように S_1 、 S_2 は解放基盤表面における地震動であるからだ。そこで設計者は、たとえば「次元波動理論」を使って、解放基盤表面における地震動 S_1 、 S_2 が計算モデルの下端でどのようになるかを計算し、入力地震動を決めている。

このようなモデルを使って地震応答解析を行えば、原子炉建屋そのものの耐震性を検討できるだ

けでなく、原子炉建屋各階の床が時間的にどのように応答するか——これを「時刻歴応答」と言う——も推定できる。詳しい話は省くが、床の時刻歴応答が分かると、床に設置されている重要な機器（配管、タンク、ポンプなど）に、最大どのような大きさの力が作用するかを、「床応答スペクトル」というものを作成することで、算定することができる。

一方、図1・9は、沸騰水型原発の原子炉容器に溶接されている「再循環入口ノズル」の各部に



どのような応力が生じるかを検討するための「有限要素法」による応力解析モデルだ。ちなみに、沸騰水型の原子炉容器にはこのノズルのほか、給水ノズル、蒸気出口ノズル、炉心スプレインノズルなど、多くの種類のノズルが溶接されている。有限要素法による応力解析というのは、三角形や四角形の要素をいくつも使って構造物の形状に近似させ、構造物に生じる応力やひずみを求める方法だ。コンピュータの演算速度が遅く記憶容量が小さかった一昔前は、この図のような「二次元」の有限要素法が多く使われたが、今日は、四面体や六面体を使う「三次元有限要素法」も使われる。

このように、なにか複雑な計算をする場合、たいてい「モデル化」が必要になる。しかしそのモデル化が適切でなかったら、結果は悲惨だ。だから、たとえば先に述べた「バネ—質点モデル」による地震応答解析の場合、建屋や地盤に関する多くの種類の定数の値を一つひとつ慎重に決定していかなければならない。それらは可能なかぎり現実合ったものでなければならない。中でも、建屋や地盤の「減衰定数」は重要だ。建物が時間的に長く大きく揺れるかどうかはこの減衰定数の値次第だ。言葉を換えれば、設計者の「さじ加減」でどうにでもなってしまうということだ。大きい減衰定数を使えば揺れは抑制される。この減衰定数が問題になるのは、地震応答解析のときばかりではない。すぐ前に書いたように、配管やポンプなどに加わる力は、床応答スペクトルを作成して算定するが、床応答スペクトルも、どんな値の減衰定数を使うかで大きく変わる。

構造物の振動現象が時間とともに減衰するのは、振動エネルギーが構造部材（鉄やコンクリート）

*たとえば、地盤と関わる定数には、せん断波速度、単位体積重量、ポアソン比、せん断弾性係数、剛性低下率、ヤング係数、減衰定数、といったものがある。

の分子摩擦や、他の物体（たとえば配管の場合なら、支持装置や保温材など）との摩擦やガタなどで消費されるからだが、減衰定数を理論的に引き出すことは、実質的に不可能だ。そこで、その値はたいてい類似の構造の実験データなどをもとに決定されている。

有限要素法による応力解析も、結果はモデル化次第だ。構造物が、内圧や地震荷重といった外力を受ける場合、形状がなめらかでない部分（これを「不連続部」と言う）に大きな応力が発生することが多い。一方、熱応力の場合は、急激な温度分布が生じている部分に大きな熱応力が発生する。設計者はこうした事情を考えながら構造物を三角形や四角形の要素に分割していくが、その要素の数や細かさが適切でない場合、肝心の最大応力を逃してしまうこともあり得る。地震応答解析の場合もそうだが、有限要素法による応力解析の場合もまた、結果は設計者の経験や勘やセンスといったものに大きく左右される。また有限要素法による応力解析は、本質的に近似解であって、厳密解ではない。

専門家から、「発生応力は〇〇である」などと言われると、われわれはついそれが絶対的に正しいように思ってしまうが、けっしてそういうものではない。原発の構造物はS氏が設計した丸棒とはちがう。照明器具を吊り下げる丸棒に発生する応力の値は誰が計算しても同じだが、原発の構造物の場合、そうはならない。「誰が計算したか」「どのようにモデル化したか」によって結果が変わる。したがって、得られた応力解析は、あくまで「目安」でしかない。あとで触れるが、構造設計者はけっして「真の応力」を求めようとしているわけではない。彼らは、いわば、なにがしかの不

確実さを有する応力シミュレーションをしているに過ぎない。

精魂込めて計算しても

構造設計者が高性能のコンピュータをフルに使って精魂込めて地震応答解析や応力解析を行っても、製造される構造物の「品質」が悪ければ、構造設計者の努力は意味を失う。

品質に関しては、まず、工場で製造されたもの、あるいは現地で組み立てられたものが、設計者が計算書や図面で指示したとおりの材質、形状、寸法であるかどうか、という基本的な問題がある。本当にそんなことが問題になるのかと思う人もいるだろうが、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の多くが、材質や形状や寸法に関することだ。典型的な例を二つ。東電福島第一原発4号機用の原子炉圧力容器は、「最終焼鈍」と呼ばれる製造最終段階の熱処理のあと、設計寸法を大きく逸脱して変形した（この変形は違法な作業によって秘密裏に矯正された*）。私が記憶しているもう一つの例。沸騰水型原発の原子炉容器の底には制御棒が通り抜けるための孔（制御棒貫通孔）が多数あいているが、ある原発用の原子炉容器の製造過程で、孔の周辺を作業者がグラインダーで削りすぎて大騒ぎになったことがあった（この問題がどのように処理されたかに関しては、私が直接関与しなかったので、問題を社会に提起するだけ十分正確には記憶していない）。

あるいは、「溶接」という問題。原発の重要構造物は多数の溶接線を有している。たとえば、少

*これに関しては、拙著『原発はなぜ危険か』（岩波新書、一九九〇）に詳しく書いた。

し古めの原発の原子炉容器には、太い溶接線が何本も走っている。また、主給水管や主蒸気管をはじめとするいくつもの重要な配管が、原子炉容器に溶接されているノズルに、これまた溶接によって接合している。長い配管も、ところどころで溶接されている。総延長何百メートルにもなるであろう、そうした溶接線のどこかに、もし小さなひび割れが潜んでいたら大変だ。潜んでいるひび割れが非常に大きければ、力（水圧）をかけたとたん、耐えきれずにそこから破断するかもしれない。いや、たとえ小さくても、何年か運転しているうちに金属疲労によってそれが拡大して冷却材漏れを起こしたり、最悪の場合は、「加圧熱衝撃」(P.T.S、35ページ参照)により、そこから一気に原子炉容器が大破壊を起こしたりしないともかぎらない。原発の建造物の多くは、他に例をみないような分厚い鋼でできているので、その溶接にはとくに高い経験と知識と技術が必要だ。また、本当にうまく溶接されたかどうか、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」を行って、注意深く検査する必要がある。

あるいは、使用する金属材料の問題。原発の建造物の多くは鋼だが、一口に鋼と言っても、炭素鋼から低合金鋼やステンレス鋼までいろいろあるし、そのそれぞれにまた多くの種類がある。また鋼以外の金属材料が使われることもある。こうした金属材料は、構造設計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）や特性を有していなければならない。また原発の場合、構造部材の選択にはとくに十分注意しなければならない。なぜなら、ノズルや配管などの「ステンレス鋼の応力腐食割れ」と、原子炉容器用材の「中性子照射脆化」という経年劣化の問題があるからだ。

以上は建造物の品質と関わる話だが、原発の場合、当然、建造物の品質は高いレベルで実現されねばならないから、関係法規には製造や検査などに関していろいろ細かく規定されている。また当然、電力会社独自の要求や、原発メーカーや材料メーカー独自の内規もある。

とくに強調しておきたいことは、設計者が詳細な構造解析を行うことと、製造現場や建設現場の技術者が建造物の品質を高いレベルで実現しようとすることは表裏一体の作業であるということ。どちらか一方をおろそかにすると、他方の意味が完全に失われる。

なぜ化学プラントの安全率は4で、原発は3か

長距離電車の車窓からなんとなく目を外に向けていると、ピカピカと陽光を反射する銀色の細長い塔や配管からなる化学プラントが目飛び込んでくることがある。一口に化学プラントと言っても、合成繊維や合成樹脂をつくる石油化学プラントから石油精製プラントまで種類はいろいろだが、圧力容器、ノズル、配管、弁（バルブ）、ポンプなど、原発に見られる建造物の多くがそれら化学プラントにも見られる。原発は、基本的には、化学プラントや火力発電用ボイラーで長く培われてきたさまざまな技術をもとにつくられている。しかし化学プラントの安全率は4、原発のそれは3である。この事実はすでに述べた。では、なぜ化学プラントの安全率は大きく、原発のそれは小さいのか？ これまで長々と述べてきた話のまとめとして、それについてざっと書いておきたい。