

本金属学会春季大会講演概要集(2004)p. 295

- [18] 原子炉容器試験結果一覧(2004年3月) 経済産業省
 [19] 井野博満、“軽水炉压力容器鋼脆化予測の問題点”、金属、71、No. 8(2001)pp. 726-731
 [20] 高経年化技術評価報告書(美浜原発1号機)(1999年2月)

3 高経年化対策という虚構

田中三彦

「原発であって原発でない」原発

日本でもっとも古い軽水炉型商業用原発は、1970年3月に運転が開始された原電敦賀1号(35万7000kW)です。私的な話ですが、私が火力発電用ボイラーや原子炉压力容器や化学機器などをつくる会社(広島県呉市)に入ったのが1968年春、その少しあと、逆に、会社の SHIPPING YARD から船に積まれて出ていったのが、この敦賀1号用の原子炉压力容器でした。敦賀1号は2010年に廃炉になるはずですが、ここまでよくもちこたえたという感じがします。

この原発、じつは、「原発であって原発でない」、「原発でなくて原発である」という摩訶不思議な存在であることを、みなさんはご存知だったでしょうか？ 機能と形は確かに原発ですが、原子炉压力容器や配管など、原発の最重要機器の設計や製造に適用された法規は、なんと、当時、化学プラントや発電用ボイラーの機器に適用されていた法規なのです。つまり、構造法的に言うなら、敦賀1号原発は、ときおり大爆発を起こす化学プラント(たとえば脱硫塔などの石油精製施設)や発電用ボイラーとまったく同レベル、ということになります。

同じことは、日本最古の加圧水型原発、関電美浜1号についても言えます。いや、東電福島第一1号、2号、関電美浜2号、中国電力島根1号もそうです。また、運転開始時期から原発の設置認可が下りた時期を推定して判断すると、断定はできませんが、おそらく関電高浜1号もそうではなかったかと思われます。さらにもっとあるかもしれませんが、とにかくこれらは、「原発であって原発でない」原発、ということになります。なぜこんな不思議なことが？

それは、これらの原発の設置が認可され、計画され、建設されはじめた60年代半ば、日本にはまだ、原子炉压力容器や配管など、原発の中核の構造をつくるためのまともな法規が存在しなかったからです。どういう思想の構造法規にもとづいて原子炉压力容器や配管などを設計・製造すべきか——当時の日本は、そういうごく基本的、初歩的なことを、「原発先進国のアメリカ」から一生懸命学んでいる最中でした。

たとえば、敦賀1号や美浜1号の原子炉压力容器がほとんど完成していた1967年、日本は、学者とメーカーの技術者からなる「ASME調査団」なるものをアメリカに送り込んでいます。ASMEとは米国機械学会(American Society of Mechanical Engineers、民間の組織)のことですが、では、この調査団、いったい何を調査しにアメリカにいったかといえば、その4年前の63年にASMEがつくったいわゆる「アスメ・セクション・スリー」(ASME Boiler and Pressure Vessel Code : Section III Nuclear Vessels)という原子炉压力容器の規格の「基本思想」や、その規格に出てくるいろいろな言葉や規定の「意味」や「概念」についてでした。一方では、すでに敦賀1号や美浜1号の原子炉压力容器をほとんどつくってしまっているというのに、なんと矛盾に満ち満ちた話です。

「高経年化対策」という名の原発 60 年酷使作戦

§ 1.1 の表 1.1 を見てください。これは現在日本で稼働している 53 機の商業用原発を、運転開始日の古い順に並べたものです。この表の右端の「経年数」は、2005 年末までにそれぞれの原発が運転開始から何年経つかをあらわす数字です。

この表からわかるように、2005 年末までに、敦賀 1 号と美浜 1 号の「35」をトップに、じつに 9 つの原発が経年数「30」以上になります。そして 3 年後の 2008 年には、全体のほぼ 3 分の 1 にあたる 17 の原発が、経年数 30 以上になる勘定です。日本は、人間ばかりでなく、原発も「高齢化時代」に突入しつつあるわけです。

10 年ぐらい前から、国はさかんに、運転開始後 30 年を原発の「高経年化のメド」とする、などと言いはじめていました。「30 年を高経年化のメド」と言っても、もちろん、30 年をメドに原発を廃炉にする、という意味ではありません。国が意図するものはそれとは正反対、言ってみれば、「30 年も経つとさすがに古いから、あちこちヒビが入ったりガタがきたりしているが、せっかく苦勞してつくった原発、できればあと 30 年、騙し騙し使っていきたい」というものです。この危険な原発 60 年酷使作戦、気がついたら国はそれを「高経年化対策」などと呼んでいました。そして一昨年、これまた気がついたら、すでに関連する法令の整備も終わっていました。いわゆる省令 77 号(実用発電用原子炉の設置、運転に関する規則、昭 53、通産省省令第 77 号)の改訂です。

不思議なことに、日本の原発には法的な寿命がありません。したがって、もともと法的には、「いつまででも使えてしまう」という危険がありました。しかし、日本が師と仰ぐアメリカが法的寿命を 40 年としていたことから、原発草創期の国、電力会社、メーカーの言わずもがなの共通理解、暗黙の前提は、「原発の寿命は 30~40 年」でした。

そして 90 年代はじめに、前述の「原発であって原発でない」第一世代原発群が、その暗黙の前提まで最短で約 10 年という時期にさしかかっても、その前提を取っ払おうというあからさまな動きはありませんでした。まちがいなく、チェルノブイリ原発事故以降の国内外の反原発運動の大きなうねりが、そうした危険な動きを抑止していたのだと思います。しかし、凄絶なチェルノブイリ事故が徐々に人々の記憶から薄れるにつれ、そして明らかに、原発の新規建設が思うようにならないあせりから、国や原発擁護学者が「日本の原発にじつは寿命がない」ことを公然と口にすれば、ついに高経年化対策という名のもとに——そして多くの国民があまりよく知らないうちに——「実質 60 年寿命」を制度化してしまったのです。

その高経年化対策がどういうものか、ごく簡単に記しておきます。まず、「運転開始後 30 年をメド」に、国が原発の設置者(つまり、電力会社)に、原発の機器や構築物の「健全性の評価」と「長期保全計画」を行わせ、それを「技術報告書」にまとめさせます。つぎにその報告書を国(経済産業省・原子力安全保安院+学識経験者)が評価します。そして国が、その報告書の内容を「適切」なものか判断すると、原発の運転は続行されます。そして、つぎの 10 年を超えないうちに、ふたたび同じことを行います。10 年ごとにそのようにしながら、原発を「最大 60 年」使おうというわけです。

この高経年化対策、すでに着々と進行しています。実際、先の表 1.1 で経年数が 30 以上の九つ

の老朽化原発が、この高経年化対策によってすでに「四十路」へ向かうことを許されているのです。経年数から判断して、東海地震など大地震時の安全性が大いに懸念されている、ひびだらけ、トラブルだらけ、事故だらけの中部電力浜岡 1 号の技術報告書が、いま国によって審査されている最中ではないかと思えます。電力会社が地震時の「安全性」をどう記述しているか、そして国がそれをどう判断するのか、われわれは大いに注目しておく必要があります。

各電力会社が国に提出し、国が「適切」という合格印を押した合計「九つ」の報告書を、私も読んでみました。印象としては、この高経年化対策、まず結論ありきの、七五三にも劣る、単なる三十路の通過儀礼、という感じです。この程度のレベルの報告書に、国がいつも簡単に合格印を押すとは、じつにとんでもないことだと思います。いかにとんでもないかを、ここでは、一般にはあまり知られていない UCC 問題を例に、書いてみたいと思います。

その前に、まず UCC とは何か

図 3.1 を見てください。沸騰水型原発の原子炉压力容器は直径 4~6.5 メートル程度、高さ 20 メートル前後、重さ数百トンの円筒状の鋼製容器です。大別すると、^{上鏡}上鏡、^胴胴、^{下鏡}下鏡、の三つからなっています。上鏡と胴は「フランジ」(詳しくは、上鏡フランジと胴フランジ)という構造を介して太い数十本のボルトで結合されます。容器各所には、給水用ノズル、蒸気出口用ノズル、再循環出口用ノズル、再循環入り口用ノズル、炉心スプレイ用ノズルなど、各種のノズルがついています。下鏡には、制御棒駆動機構のための多数の丸穴があいています。

古い典型的な原子炉压力容器は、ほとんどの部分が「SA 533 Gr. B」という低合金鋼板でできていますが、そうでない部分もあって、フランジやノズルは「SA 508 Cl. 2」という鍛造用の低合金鋼でできています(§ 2.1 参照)。その原子炉压力容器の特徴の一つは、胴と下鏡の内表面のほとんどが、厚さ 1~2 インチ(25.4~50.8 mm)のステンレスで覆われていることです。錆などから守るためです。容器内表面をどのようにしてステンレスで覆うかということ、「溶接」によってです。ワイヤー状(針金状)のステンレス、または幅数センチの帯状のステンレスを高熱で溶かし、压力容器内面の円周方向にそって少しずつ溶着させていくのです。容器内表面の総面積はかなりものからです。このようにして内表面全体をステンレスで覆うのは、大変な手間と時間がかかります。が、それはともかくとして、压力容器内表面に溶着した部分は「クラッド」(clad)とか「内張り」とか「肉盛り」などと呼ばれます。ちなみに、何本もの制御棒が貫通する下鏡の内面の一部は、ステンレスとは別の材料(高ニッケル合金、商品名「インコネル」)で内張りされることもあります。

さて、これから取り上げる UCC という問題は、このステンレス・クラッドと深く関係しています。1970 年、ヨーロッパのメーカーが原子炉压力容器の製造中に、ある必要から、すでに完成していたステンレス・クラッドを、一部分剥ぎ取りました。すると、クラッドを剥ぎ取られて露出した压力容器内表面に、細長いクラック(crack、ひび割れ)が多数存在しているのが見つかったのです(図 3.2)。ちなみに、このメーカーがヨーロッパの何というメーカーだったか、クラックは压力容器のどの部分に発見されたか、などについて、当時私はきちんと知っていましたが、いまは思い出せません。公開されている文献などをいろいろ調べましたが、どれも意図的に伏せてあり、結局

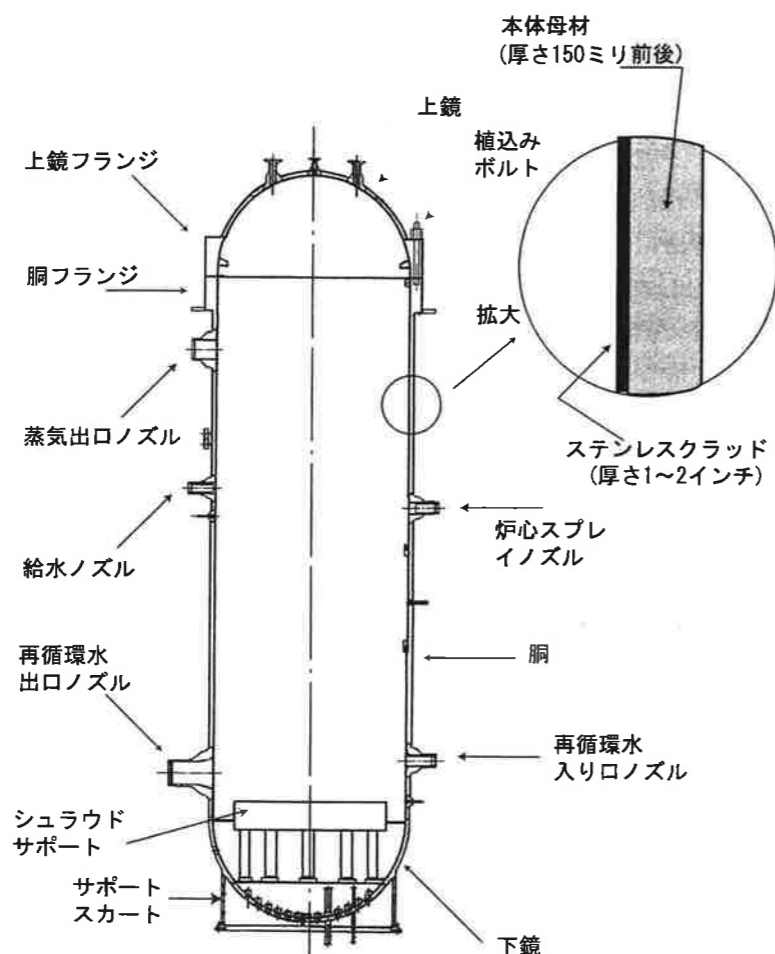


図3.1 初期の沸騰水型原子炉压力容器

わかりませんでした。

これは、世界の原発メーカーにとってきわめて衝撃的なことでした。いったんステンレス・クラッドがほどこされたら、压力容器内表面を、直接、目で見ることにはできません。その目に見えない部分にクラックが多数存在する可能性がある！すでに運転されている原発の原子炉压力容器は大丈夫か？すでに建設現場に搬入されてしまった原子炉压力容器は？現在工場で製造中の容器は？世界中のメーカーが大きな不安を抱きました。これが、「アンダークラッド・クラッキング」(Under-Clad Cracking)とか、その英語の頭文字をとって「UCC」と呼ばれる問題です。

原発の事故やトラブルという、われわれはどうしても運転中の原発の事故やトラブルを考えがちですが、たとえばこのUCCのような、メーカーでの製造過程で起こる大小さまざまなトラブルも、じつは忘れるわけにはいかないのです。場合によっては、それらが将来の原発の健全性を大きく左右する可能性があります。しかし、容易に想像できるように、メーカーでのトラブルは「隠蔽されやすい」ものです。この問題については、項を改めて(最後の項で)取り上げようと思います

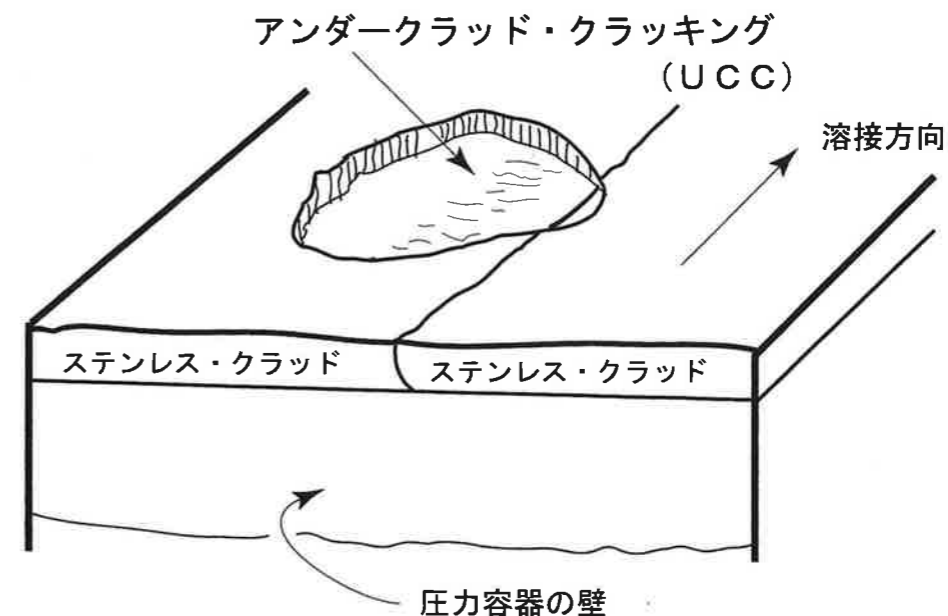


図3.2 アンダークラッド・クラッキング(UCC)

1970年にヨーロッパで最初に発見された。ステンレスのクラッドを剥いたら無数のクラック(ひび割れ)が見つかった。

が、それはともかく、私の手元にある複数の関連文書(すべて某原発メーカーの文書)から判断して、かなり長い間、もしかすると10年以上、原発の心臓部である原子炉压力容器の内表面に無数のヒビ割れが存在するかもしれないというこの深刻なUCC問題について、電力会社も国も、メーカーから「積極的に」情報を与えられていなかった可能性がきわめて高いと言えます。要するに、長年、電力会社も国も「蚊帳の外」に置かれていたであろうということです。

UCC問題は基本的に「製造部」の問題なので、設計部に所属していた私は、会社がこの問題にどう対処しようとしているかを詳しく知っていたわけではありません。しかし、ときおり設計部に回ってくるマル秘書類や、事情をよく知る同僚からの「ここだけの」話をとおして、自分が勤める会社のクラッド溶接方法はUCCを引き起こすようなものではなかったらしいこと(真実かどうかはわかりません)、しかし日本にもUCC問題に「直撃」されたメーカーが存在するらしいこと、電力会社はまだこの事実を知らないらしいこと、などを知りました。古い話なので、すべての話の最後に「らしい」がついてしまいます。当時私の前を通過したいくつかのマル秘書や文庫や社内研究報告書などを、私は勉強のため片っ端から「ゼロックス複写」し、いくつかのファイルにまとめていました。行方不明のそれさえ見つかれば、いろいろ確定的なことを話したり書いたりすることができるのですが…。

そこで以下では、曖昧な記述を避けるため、できるかぎり、明らかな事実、客観的な文書に依って、話を先へ進めることにします。なお、UCCについての詳しい話は、参考文献^{[1]~[3]}を参照してください。

国も電力会社も長い間 UCC 問題を知らなかった？

今日、UCC の発生因子として知られているのは、第一に、ステンレスを溶かすのにどの程度の熱を投入(これを溶接時の「入熱」と言います)したかです。入熱がかなり大きい場合、クラッドの直下の容器内表面が高熱にさらされ結晶が粗くなってしまいます(結晶粒の粗大化)。結晶粒が粗大化したからといって、それですぐヒビ割れ——UCC——が生じるわけではありません。これはいわば、「ヒビ割れのための準備」が整っている状態です。そして、そうとは知らずに、後日、圧力容器に「焼鈍」のような熱処理をほどこすと、そのときはじめて、粗大化した結晶粒の境界にそってクラック(ひび割れ)が入るのです。

第二の因子は、クラッドの「層数」です。一度に必要な厚さ(1~2インチ)のクラッドを溶着させることもあります、2回に——あるいは3回に——分けて行うこともあります。これらを1層盛り、2層盛り、3層盛り、などと呼びます。このうち、1層盛りがいちばん危険なことが知られています。入熱ということ考えると、2層盛り、3層盛りのほうが不利のようにも思えますが、じつはそうではないのです。2層盛りにすると、1層目の溶接熱で粗大化した結晶粒が、2層目の溶接熱で今度は微細化されるという現象が起きるのです。そのため UCC が起こりにくくなると考えられています。

第三の因子は、材料です。UCC は、フランジやノズルに使われている鍛造用低合金鋼 SA 508 Cl. 2(前出)に生じやすいと言われます。

結局、UCC という観点からもっとも危険なクラッド溶接法は、「高入熱+1層盛り+SA 508 C. 2」という組み合わせになります。これは今日、原発メーカーの製造技術者の常識になっています。

この常識、1975年ぐらいまでに確立されたものですが、これには大きな注意がいらいます。なぜなら、その2年後の1977年に、不思議なことに日本の原発メーカーの研究者が、原子炉圧力容器の大部分を占めている SA 533 Gr. B(前出)も、SA 508 Cl. 2と同じぐらい——あるいはそれ以上に！——UCC を起こしやすいことを実験により指摘しているからです(参考文献^[4]参照)。SA 533 Gr. B にも注意が払われねばならないとなると、ノズルやフランジ部だけでなく、実質的に、原子炉圧力容器内表面のほとんどすべてが要注意、ということになります。

さて、原電敦賀1号、関電美浜1号、東電福島第一1号、そして関電美浜2号の4つの原子炉圧力容器は、どれも、ヨーロッパで UCC が発見され世界中のメーカーが仰天した1970年には、「すでに」日本の各メーカーにおいてステンレス・クラッドがほどこされていた原子炉圧力容器です。というより、すでに発電に使われていたか、現地に搬入されていたかのいずれかです。とすれば、当然、これら4つの原子炉圧力容器に UCC が生じていないか、当時のクラッド溶接法はその後の知識に照らして妥当なものだったと言えるか、そういった懸念が生じてきます。

いや、この四つだけではありません。運転開始日から原子炉圧力容器の製造時期をおおまかに逆算してみると、中国電力島根1号、東電福島第一2号、関電高浜1号についても、はたして UCC 防止策がほどこされた適切なクラッド溶接が行われたかどうか、微妙です。さらにこれ以外にも、密かに UCC 問題を抱え込んでいる原発があるかもしれません。

私のような個人が、こうして、どの原発に UCC の懸念があるかを推測していること自体、じ

つに異常であり、おかしいことです。しかし、どの原発が問題かを保安院に問い合わせても、担当者によっては UCC 問題自体よく知らない、という答えしか返ってこないのです。UCC に関する最大の問題がここにあります。たぶん UCC という重大問題を、じつは国も電力会社も、少なくとも当時はまったく知らなかったのです。

実際、私の手元には、電力会社がこの UCC 問題に関心を向けるまでに10年以上かかったと推測させる文書があります。「アンダークラッド・クラッキングの防止対策の件」と題する、某メーカーが東電に提出した文書です。文書の冒頭で、そのメーカーは東電につぎのように「検討」を依頼しています——「原子炉圧力容器の内面クラッド溶接による母材のアンダークラッド・クラッキング防止策につきまして、次業のごとく見解を示しますのでよろしく御検討方お願い申し上げます」(原文のまま)。

UCC 防止策の提案とともに UCC に関する国内外の古い基本的な文献資料が添付されたこの分厚い文書の提出年月日は、なんと1985年6月13日、ヨーロッパで UCC が発見されてからじつに15年後のことです。ちなみに、この文書提出の2年後の1987年10月13日、「アンダークラッド・クラッキングに関する説明書」なる文書が、ふたたび東電に提出されています。

以上のことは、日本の電力会社が UCC 問題に強い関心をもつようになるまで、かなりの時間が流れたことを強く暗示しています。それがはたして15年かどうかはともかく、それに近いものと考えるのは妥当でしょう。なぜなら、もし電力会社が1970年から UCC 問題に関心をもっていたら、15年もたってからメーカーに「UCC 防止策」を尋ねたりするはずは絶対にありえないことだからです。

裏を返せば、日本の原発メーカーは、UCC 問題に関して、国にも電力会社にも積極的に情報を提供しないまま、原子炉圧力容器を製造し、納入しつづけたということでしょう。メーカーの行動基準は、究極的には倫理ではなく利益であるということ。それは東電福島第一4号用原子炉圧力容器の「ゆがみ矯正スキャンダル」(参考文献^[5])で私が実感したことであり、UCC 問題もゆがみ矯正も基本的に同質の話です。

高経年化技術報告書と UCC

本来原発の建設時に真剣に検討されるべき UCC 問題が、30年後、高経年化技術報告書の中で平然と、しかも矮小化されて論じられる——じつに不思議な話ですが、こういうことがいま実際に起きています。

まず高経年化対策として、日本原電が国に提出した敦賀1号原子炉圧力容器の技術報告書には、「考慮すべき経年変化事象の抽出」の項に、UCC に関するつぎのような記述があります。

UCC は、内張りを一層溶接した際に母材の結晶が粗大化したことに起因するものであるが、二層目の内張り溶接で微細化でき、発生を防止できる。敦賀1号機は、二層内張りを行い UCC を防止していること及び運転中に発生する現象ではないことから、高経年化対策上、考慮が必要な経年変化事象ではないと考える(原文のまま)。

技術報告書の作成者が当事者たる電力会社でなく、原子炉圧力容器を製造したメーカーであるこ

とは容易に想像されますが、それにしても、じつにひどい、素人のような説明です。敦賀1号の原子炉圧力容器がつけられたのは、最初に書いたように60年代半ばです。まだUCC問題のUの字も存在しなかった時代です。つまり、メーカーはたまたま当時2層溶接を採用していたにすぎないのに、「二層内張りを行いUCCを防止している」などと、あたかもUCC問題を意識してクラッド溶接を行ったかのように、ぬけぬけと書いています。そして、「運転中に発生する現象ではないので」とUCCとは何の関係もないことを書いて問題の本質をカモフラージュしながら、UCC問題は「考慮が必要な経年変化事象ではない」などと結論づけています。

こんな子供だましみたいな説明を高経年化対策の本丸の保安院と学識経験者が、あっさり受容してしまうのです。同じUCC問題に対するNRC(米・原子力規制委員会)の姿勢と比較すると、あまりにも差があります。一つ、例をあげておきます。

前に書いたように、アメリカの原発の法的寿命は40年です。アメリカの電力会社がこの40年を超えて「さらに20年」原発を運転しつづけたければ、NRCによる「10 CFR Part 54による安全審査」と「10 CFR Part 51による環境審査」という二つのものをクリアしなければなりません(前述の日本の「高経年化対策」とよく似ていますが、もちろんそれは、例によって日本がアメリカを真似たからです)。10 CFR Part 54による安全審査では、電力会社は、たとえば、その原発の機器・構造物が、20年という運転延長期間中にも性能が満たされることを証明する情報をNRCに提供することを求められます。

米ノース・カロライナ州には、デューク・エナジー・コーポレーションという電力会社が所有するマクガイア1、2号原発、カトーバ1、2号原発があります。これらは1980年代のはじめに建設されたものなので、運転ライセンスは40年後の2020年代のはじめまで有効です。しかしアメリカでは、もし運転をさらに20年延長したければ、ライセンス有効期限の「20年前から5年前までの間に」ライセンス更新の申請をしなければなりません。ということで、デューク・エナジー・コーポレーションは、2001年5月に、早々とそのための申請を行ったのです。

この4機のライセンス更新申請を、最終的にNRCは、申請から2年半後の2003年12月に認可しています。しかしその間、NRCとデューク・エナジー・コーポレーションの間には安全性や技術的問題をめぐるさまざまなやりとりがあって、けっしてあっさり申請が認可されたわけではありません。このことは、たとえば、NRCの分厚い報告書につぶさに記されています(参考文献^[6])。では、問題のUCCに関してはどうだったのでしょうか。NRCがデューク・エナジーコーポレーションに対して要求している部分を一部訳してみます。

…NRCのスタッフはまた、2002年7月9日付けの申請者からの書状により提示された情報を精査し、アンダークラッド・クラッキングは「マクガイア1号」の懸念事項でないと結論づけた。しかしスタッフは、「マクガイア2号」の製造プロセスに関して十分な情報を有しておらず、アンダークラッド・クラッキングがマクガイア2号の懸念事項ではないと結論づけることはできない。もし申請者が、当時の製造方法はアンダークラッド・クラッキングをもたらすようなものでないという「決定的証拠」を提示できないというなら、申請者は、ライセンス更新申請期間中に「解析」を提示してもよい(文中の「 」は著者がつけた)。

少し説明を加えれば、マクガイア2号は、UCCが発見された1970年から10年以上も過ぎた1980年代はじめに建設された比較的新しい原発です。にもかかわらず、NRCは、原子炉圧力容器の製造時にUCC対策が万全であったことを示す「決定的証拠」か、それに替わるような安全解析を求めているのです。同じUCC問題に関して、しかも、同じ運転延長申請に関する審査で、米NRCと日本の保安院とでは、これほど対応がちがうのです。日本の場合は、技術報告書に電力会社が「問題ない」と書けば、それを裏付ける科学的根拠を提示しなくても、それだけで認められてしまうのです。

原発技術者がこの文章を読み、「マクガイア原発は加圧水型だからUCCに対する審査が厳しいのだ。ただ、それだけだ」と反論するかもしれません。なるほどUCCの問題は、沸騰水型原発(BWR)より加圧水型原発(PWR)において、より深刻であることはたぶんまちがいないでしょう。なぜなら、PWRは圧力容器の中性子照射脆化の程度がBWRより大きく(§2.4参照)、またPWRには冷却材喪失事故時に「加圧熱衝撃」(PTS)という、PWRに特有の危険な事象が起こりうるからです。もし、中性子照射脆化が進んだ古いPWRにPTS事象が起きたら、原子炉圧力容器内表面のUCCを起点に、一気に脆性破壊が進行して大惨事になる可能性があります。この恐怖のストーリーがあるからこそ、マクガイア原発に対してNRCのスタッフがより注意深く対応したとも言えます。

しかしそれなら、同じPWRの関電の美浜1号の技術報告書にはどのように書いてあるのでしょうか。繰り返せば、この美浜1号、UCCがはじめて見つかった1970年にはすでに運転されていた原発です。つまり、UCCのことをいっさい意識せずに製造された古い原発です。そして以下が、関電が提出し、保安院が合格印を押した美浜1号の高経年化対策の技術報告書の中のUCCに関する記述です。

上鏡部、上部胴等には低合金鋼が用いられており、ステンレス鋼の肉盛りが施されている。一部の低合金鋼では大入熱溶接を用いた肉盛りで溶接後熱処理が行われると局部的にき裂が発生した事象がある。これは肉盛り溶接の際、6本の溶接ワイヤーで同時に溶接したために大入熱になったものであり、美浜1号機においては3本の溶接ワイヤーであったので入熱は低く、適切な入熱条件で溶接を実施しており、き裂の発生する可能性は極めて小さく、高経年化対策上有意な事象ではない(原文のまま)。

もしNRCのスタッフがこれを読んだら、まず、「6本の溶接ワイヤーで同時に溶接したために大入熱になって」き裂を発生させたのはいったいどのメーカーかを問うでしょう。聞き捨てならない話です。また当然、「適切な入熱条件で溶接を実施した」ことを裏付ける「決定的証拠」を要求するでしょうし、なぜ「き裂の発生する可能性は極めて小さい」のか、それを証明する解析も要求するでしょう。報告書の中のこういう具体性のない話の一つひとつ具体的に確認し、それを国民に明らかにしていくことこそが、高経年化対策の真の審査というものです。

長くなるので詳しい説明は省きますが、私の手元にあるUCC関連の資料や文献(その中にはメーカーの技術資料もある)から総合的に判断すると、東電福島第一1号、2号の原子炉圧力容器は、ほぼまちがいがなく、UCCが発生しやすい溶接条件でクラッドがほどこされています(といっても、

これは、他の原発は問題ない、ということの意味していません。他の原発に関しては情報が十分でないというにすぎません。ところが、東電福島1号の高経年化に対する技術報告書には、UCCに関する記述がまったくありません。何も触れていないのです。一方、2号の技術報告書は、UCCが発生している可能性を認めています。例によって、一片の客観的な証拠も解析もせずに、「…従って、高経年化対策上有意な経年変化ではないと考える」と結んでいます。この二つの高経年化技術報告書、もちろん、国の審査をパスしたものです。

かなぐり捨てられた「一貫性」

一つの例として、ここでは一般にあまり知られていないUCC問題を取り上げましたが、もちろん高経年化対策で問題になるのはUCCだけではありません。ほかにも、シュラウドのひび割れ、浜岡原発の地震時の安全性、再循環配管の応力腐食割れ、PWRの中性子照射脆化やPTS、等々、いろいろあります。しかしこうした未解決のあまたの問題にもかかわらず、国や電力会社や原発擁護学者に、「原発は十分60年は動く」と危険な妄想を抱かせたのは、つまるところ「累積損傷係数」(あるいは「疲れ累積係数」)ではないかと考えています。

累積損傷係数とは、構造物にいわゆる「金属疲労破壊」が起こるかどうかの目安を与える数字で、この数字が1.0になるとそれが生じる可能性があることを意味します。原子炉圧力容器の設計現場でパイプのように使われている前述の「アスメ・セクション・スリー」(その日本版は「告示501号」)は、原子炉圧力容器の各部のうち、とくに厳しい荷重にさらされると想定される部分について、累積損傷係数が1.0未満になることを理論的に示すように求めています。告示501号とは、「発電用原子力設備に関する構造などの技術基準」のことです。それを計算するには、原発の供用期間中の、想定される運転状態とその回数が必要ですが、それらは設計仕様書に明記されています。

原発の設計経験がまだ十分でなかった1970年代はじめのころは、この累積損傷係数がいったいどの程度になるものか、設計技術者も見当がつかせませんでした。それは、国も電力会社も、そしてたぶん原発推進学者も、同じだったでしょう。しかし、いくつも原子炉圧力容器の設計がなされるようになると、累積損傷係数の値に関して、「意外に小さい」、「1.0よりもずっと小さいのが普通」という常識のようなものを、原発関係者がもつようになりました。

たとえば、沸騰水型原発の場合、フランジ部の植え込みボルト(図3.1)は意外に累積損傷係数が大きくなります(30年でたとえば0.2前後)、植え込みボルトは交換可能なので別にすると、その他の部分(各種ノズル、フランジ、スカートなど)の累積損傷係数はその10分の1以下、つまり、たとえば0.01、とか、そんな小さな値です。もし30年で0.01であれば、理論上(あくまで理論上ですが)、3000年はもつことになります。

それは何かがおかしいとしても、「原発は予想外に疲労しない」という常識は、今日、原発関係者の頭の中に深く浸透しているはずで、原発の「寿命」は金属疲労で済むので、当初想定していた30年を2倍の60年にしても、どうということはない、あとは中性子照射脆化にそれなりの注意を向けていけばよい——そんな論法が、「高経年化対策」という発想の強力な支えになった可能性があります。ちなみに、高経年化対策における圧力容器の技術報告書にも、運転開始から60年

後の容器各部の累積損傷係数が示されていますが、やはりすべてひじょうに小さい値で、その値だけを見ていると、「60年など悠々」と思うほどです。

しかし、本質的な問題があります。それは、累積損傷係数などを計算で求めながら構造物を設計していくアスメ・セクション・スリーの徹底した「理論主義」と関係することです。じつは、アスメ・セクション・スリーの理論主義は、どんなものにも適用できるものではないのです。それを適用するための「前提条件」があります。

もともと、アスメ・セクション・スリーの理論主義は、機器や構造物にかかる荷重の状態とそれによって生じる応力状態をできるだけ正確に把握することで、贅肉の少ない、スリムな構造物をつくることを目指すものです。アスメ・セクション・スリーは1963年にはじめてつくられましたが、なぜそれがスリムな構造物を目指したかと言えば、将来原発の出力が増加すると必然的に圧力容器のサイズが大きくなるので、ボイラーや化学機器に使われている保守的な(安全側の)設計思想で圧力容器をつくと贅肉が付きすぎ、ひどく重くなってしまい、将来、原子炉圧力容器の製造や輸送に大きな支障をきたす、と考えられたからです。しかし、贅肉を落としてスリムなものにすれば、構造物はそのぶんきゃしゃになり、強度的に危険になります。その危険を、徹底した理論主義で補おうというのが、アスメ・セクション・スリーの基本的な思想です。もちろん、このような理論主義の背景には、当時徐々に発達していたコンピュータの存在もありました。

しかしこの理論主義の適用には「さまざまな前提」が付随しています。つまり、アスメ・セクション・スリーは、どのような材料を使い、どのように製造し、どのように溶接し、どのように検査し…と、こと細かにさまざまなことを要求しています。これらの前提が満たされてはじめて、理論主義が意味をもつわけです。コンピュータを使ってどれほど理論的な強度計算をしても、いい加減な材料を使い、いい加減に溶接し、いい加減に検査した構造物では、理論計算をして安全性を論じる意味がありません。要するに、アスメ・セクション・スリーの徹底した理論主義を適用するには、それに見合う「製品の質」が求められるのです。

アスメ・セクション・スリーは、1963年以来どんどん改訂されてきて、はじめ厚さ数cmだった規格が、大改訂された1971年には倍以上になりました。それは、内容が厳しくなることはあっても緩められことはまずない規格です。材料、設計、構造、製造、溶接、検査など、それらの相互の質のバランスを重視した規格です。だから、仮に、たとえば1963年版に準拠してつくった原子炉圧力容器とまったく同じ物をいまつくったら、最新版の要求事項を満たせない部分はいくつもでてきて、最終的にその原子炉圧力容器は「欠陥品」の烙印を押され、巨大な文鎮と化すはずで、

アスメ・セクション・スリー(あるいは、それをもとにしている告示501号)というのは、本質的にそういうものですから、たとえば、法的にはボイラーや化学機器として構造設計された敦賀1号や美浜1号を、この期に及んで、突然アスメ・セクション・スリー(あるいは告示501号)に照らして高経年化の評価を行うなど、ナンセンスの上ありません。あるいは、事故を起こすたびに、切ったり、貼ったり、熱を加えたり、部分的にごっそり取り替えたり——そのようなパッチワークだらけの古い原発を、アスメ・セクション・スリー(告示501号)で高経年化の評価をするなど、本来的に矛盾した、意味のない話です。

1967年、日本は「アスメ調査団」をアメリカに派遣したことを前に書きましたが、その調査団が学んだ重要なことのひとつが、このようなアスメ・セクション・スリーの「一貫した思想」だったと私は思います。しかし、苦肉の高経年化対策のために、理性的な技術者なら守るべき「一貫性」という思想を、技術者の誇りとともに、かなぐり捨てたとしか思えません。これでは、しばらくしてふたたび、「100年まで延ばそう。累積損傷を見よ」などと言いつつ勇者さえ出てくるかもしれません。

もし、「バカなことを言って茶化すな！」とお怒りのゲンパツ命の技術者や学者の方がいたら、60年まで引き延ばすことはお利口さん、100年はバカ、この二つを分け隔る本質は何か、ぜひお聞かせ願いたいものです。高経年化対策、とにかく、バランスの悪さが際立っています。

原発には個性がある

私が国の高経年化対策を基本的に信用できないのは、メーカーの「隠蔽体質」があるからです。原発の中枢である原子炉圧力容器は、関係省庁のお役人が監視する中、国の工場で作られるのではありません。納入先の電力会社の工場で作られるのでもありません。メーカーの工場という「密室的空間」で作られるのです。ときおり、お役人さんと電力会社の技術者がメーカーの工場を出入りすることはあっても、工場内での彼らの動きはかなり制約されており、メーカーの密室性がなくなるわけではありません。したがって、当然、メーカーの工場では「何でもあり」です。

ただし、彼らの名誉のために書き足しておけば、はじめからその密室性を最大限に利用して何かよからぬことを画策する、ということではありません。それほど悪人ぞろいではありません。というより、多くは常識人で、話のよくわかる人たちです(だからこそ、始末が悪いとも言えるのですが…)。彼らは、基本的に、原発が事故を起こさないようにと思いながら設計、製造に当たっていることも、まちがいはありません。しかし、その常識人が、設計中に、あるいは製造中に、何か深刻なトラブルに直面すると、瞬間的に思考方法が変わります。「まだ電力会社は知らない」、「まだ国は知らない」ということが重要な意味をもちはじめます。そして、「会社のため」、「会社の利益」が頭をもたげます。奇妙なことに、会社の利益のために会社の密室性を最大限に利用する人、密かに社会に背く人は、辣腕と呼ばれ、だいたい出世が速いように思えます。

要するに、人の命を奪うような欠陥車をつぎつぎと製造していたM自動車や、隠蔽体質のT電力はあくまで例外、原発メーカーはそんなひどいことはしない、ということではありません。原発メーカーも、そんなひどいことをするのです。というより、クレーム制度があるだけ、まだ自動車の世界のほうがましかもしれません。原発にはクレーム制度がありません。

原発というと、適用される法律や技術規準にしたがい、客観的、合理的につくられ、個人的要素、主観的要素は最大限排除されている、と考える人が多いかもしれません。しかし、けっしてそんなことはありません。重要な問題になればなるほど、個人的、主観的な判断が入ってきます。たとえば、どこのメーカーにも、「あの圧力容器はオレがつくった」と豪語する中堅の辣腕技術者が、設計部にも、製造部にも、検査部にも、いるものです。一人でつくれるはずはないのですが、たしかにそういう技術者が、結果的に原子炉圧力容器に特別な「個性」を付け加えていることが多々あり

ます。あるいは特定の個人ではなく、「オレ」的個人が何人か集まって特別な個性を付け加えることもあります。もちろん、いい個性のほうが多いわけですが、ほかにも、法律には触れないものあまり好ましくない個性から、密室性を十分に利用した危険な個性まで、いろいろあるということです。

会社に何年かいれば、何度となくそのような個性を耳にしたり、目撃したり、あるいは自分自身直接関わったりするものです。こうした個性のやっかいなところは、第三者にはたいていそれがわからないということです。

少々抽象的な話になってしまうのは、記憶だけを頼りに具体的な証拠もなく重大な話を書けないからですが、一つの例は、東電福島第一4号機の原子炉圧力容器の「ゆがみ矯正」問題です。これは私自身が深く関わったことなのでまちがいない事実ですが(参考文献^[5]、前出)、この原発の原子炉圧力容器は巨大なジャッキで加圧され、さらに法的に許容された焼鈍時間をかなり超えて違法に追加焼鈍されているので、材料がかなり劣化している可能性があります。もしかすると、炉心部に近い部分には、追加の焼鈍のため、そしてジャッキの加圧のため、UCCが生じた可能性すらあるでしょう。要するに、後遺症を負っているのです。

しかし、近い将来、4号機の高経年化対策のための技術報告書で、この問題が検討されることはまず期待できません。一つには、国も東電も、何の根拠もなく、ただメーカーの言うことだけを信じてこの重要な問題を無視しつづけてきたからです。たとえ、何かの心変わりや、とりあえずこの問題を調べようと思っても、この違法作業に直接関わった限られた数の技術者がいまほとんど退職していないので、もはや現実を正しく把握できなくなっているのです。

私は、これまでどのメーカーも、危険なものからそれほどでもないものまで、さまざまなレベルの違法な作業をして、原発に特別な「個性」を付け加えてきたと思っています。悪いことに、危険なもの、違法性が高いものほど、表には出てきません。つまり、高経年化対策において重要な問題が認識されず、制度の網をすりぬけていくということです。また万一問題が認識されたとしても、古いがゆえに、すでに資料も、関係当事者もないということです。

ジャンボジェット機が御巣鷹山に墜落したあの悲惨の原因は、その数年前の大阪空港での尻餅事故の「後遺症」だったとされています。もしそうした後遺症を見抜けないような高経年化対策であるなら、そのような制度を存在させること自体が大いに問題だと言わねばなりません。

参考文献

- [1] 「週刊金曜日」2003年8月8日号、伊田浩之「まだ隠されていた欠陥原発」
- [2] 同2003年9月5日号、田中三彦「政府は原発を公開せよ」
- [3] 「世界」2004年1月号、田中三彦「原発に隠されたもう一つの欠陥」
- [4] 「三菱重工技報」1977年1月号 Vol. 14、氏家昭ほか「低合金鋼溶接熱影響部の再熱割れに関する研究」
- [5] 田中三彦『原発はなぜ危険か』(1990)、岩波新書

4 設計技術からみた維持基準の意味

柴田 宏行

設計ということ

仕様に基づく設計 「物を作ること」の一般的なやり方を考えてみましょう。まず、何の目的で使う物かをはっきりさせます。たとえば、乗り物であればどれだけの人や物をどの位の時間で運ぶか？ その為にはどのような「入れ物」つまり車体や機体をどのように重力にさからって支えるか？ 鉄道や自動車のように車輪によるか？ 船のように浮力で支えるか？ 水中翼船や飛行機のように翼にあたる水や空気の流れによる揚力によって支えるか？ また、動力(推進力)は何によって得るか？ ガソリンエンジンかジェットエンジンか、といったように様々な機械や装置を、目的に最も適した形に机の上つまり頭の中で組み立てて行きます。そして、その目的を達成するための条件を機能や性能として少し詳しく数値等で表します。こうした設計の基本情報を仕様と言ひ、それを表した書類を仕様書(スペック)と言ひます。

パソコンや電気製品を買った時に必ずついている取扱説明書には、その仕様がまとめてあります。つまり、物を作るためには、まず目的と周囲の条件に沿って仕様書を書き、その仕様書に沿って計画を立て設計を進めて行きます。設計するという事は、この仕様書を基に構想を練り、そのイメージを設計図に描き、その根拠を設計計算書に表して製作する側に情報を渡すことです。したがって、ものを作る時はあらかじめきちんと構想を練り、製作されるもののイメージを明確にしておくことが大切です。

原子力発電プラントにおける仕様 原子力発電プラントでも、はじめにごく大雑把な仕様、たとえば、どれだけの電気出力が必要かとか場所はどこにするか等を決めます。計画を進めて行く中で、次第に詳細な仕様、たとえばプラントの型式や大まかなシステム等を決めて行きます。

原子力発電プラントの原理をおさらいしてみると、原子炉の中で中性子がウランの原子核に次々と衝突して生じる連鎖反応により熱を出す現象つまり核反応を利用して熱エネルギーを取り出すことです。その核反応は制御棒という中性子を吸収する材料でできた装置を原子炉の中つまり炉心に出し入れすることで出力を制御します。厳密には、プラントの運転を始めたり止めたりするのは制御棒によりますが、通常時は炉心を通る水つまり冷却水の流量を変えることで中性子の速度を変え、出力を制御しています。中性子の速度が遅いと核反応が進むからです。

この核反応で発生した熱を水に伝えます。高温になった水・水蒸気を金属製の配管でタービンへ送り、タービンの羽根にあて、タービンに繋がれた発電機を回して電気を起こします。仕事を終えた蒸気は復水器という装置で冷やされて水になり、原子炉の方へまた戻っていきます。

機器や配管の設計条件 こうした機器や配管類は、それぞれ設計上計画した圧力や温度に対して正常に働くことが必要で、当然壊れないことが条件です。一般に温度や圧力は技術的にはできるだけ高くする方が効率が良くなります。しかし、温度や圧力が高いほど機器や配管にかかる力が厳