

経年劣化する原発群について

井野博満

1. 老朽化する日本の原発

日本の原発は1970年運転開始の敦賀1号と美浜1号を皮切りに55基（軽水炉以外を除く）が建設・運転された。それらは、1970年代に20基、1980年代16基、1990年代15基、2000年以降4基に運転開始されたことからわかるように、建設後長期間を経つつある原発が数多くある。なお、これらのうち、浜岡1号と2号は廃炉になり、福島第一1号～4号の4基も3・11事故によって廃炉になった。いずれも70年代建設の老朽化原発である。

原発先進国であり、世界一の原発大国であるUSAでは、104基が運転中であるが、すでに23基が廃炉になり、60年代建設の原発は69年運転開始の2基を除いてすべて廃炉になっている。また、2000年以降に運転開始した原発はない。ドイツは運転中17基、廃炉16基で、1990年以降の運転開始はない。また、17基のうち、70年代に建設された7基は即時運転停止、残りも2022年までに全廃することが決まった。フランスは59基が運転中であるが、運転開始は80年代が中心で廃炉はない。また、2000年以降に運転開始した原発はない。このようにみても、70年代に運転開始した原発14基を抱えている日本は、アメリカと並んで「老朽化先進国」だといえよう。

この70年代運転開始の14基のうち、関西エリアの原発は敦賀1号、美浜1号・2号、高浜1号・2号、美浜3号、大飯1号・2号の8基に達し、過半数を占める。福井県に集中する関西エリアの原発13基中の8基が実にこのような高経年化＝老朽化原発である。材料劣化・機器劣化による事故の危険性が最も高いのは関西エリアであると言わざるを得ない。

2. 原発の寿命はどのように想定されていたか

原発の寿命は、何年と想定して設計されてきたのであろうか。今になって、もともと寿命は決めていなかったなどと事業者や経産省のお役人は言っているが、PWRでは30年、BWRでは40年の寿命を想定して压力容器の設計がされている。これは1970年代当時、事業者が作成した設置許可申請書には、そのような寿命を想定して中性子照射脆化（後述）の評価をおこなっていることから

も明らかであろう。また、1980年代に将来の原発の経年変化について日本原子力研究所の研究者が書いた論説でも、寿命を40年と想定して議論を展開しており、この頃においても依然として40年寿命が共通認識だったと思われる。

どのような設備や機械であっても、古くなれば故障やトラブルが増え、メンテナンスが大変になってくる。そのためのコストや労力もふえてくる。原発も例外ではない。いや、原発はいろいろと無理をして設計した「高度な」技術であるから、傷みははやくやってくると思えるのが普通である。

3. 寿命延長スキームの問題点

以上明らかにしたように、原発がスタートした当初は、30年ないし40年の寿命を想定して設計・建設し、運転してきた。しかし、90年代以降、新規立地確保の困難さと経済性追求のため、寿命延長が計られ、2003年の電気事業法の改正によって制度化されることになった。すなわち、30年を超えて運転しようとする原発は、事業者が「高経年化技術評価書」を保安院に提出し、最長60年まで10年ごとに再評価を受けることになった。保安院には「高経年化対策検討委員会」が設置され、その審議を経て、今まで21基の原発が30年を超える運転が認められ、さらに3基が40年を超える運転が認められた。この3基のなかには事故を起こした福島第一1号機、21基のなかには福島第一1～4号機がすべて含まれている。福島原発の事故原因として設備・機器の老朽化が疑われるのは当然であろう。

現在、3基の原発が寿命延長を申請中である。40年超の延長を申請しているのは、2012年7月に運転開始40年を迎える美浜2号、30年超の延長を申請しているのは、伊方2号と福島第二1号である。ところで今年になってこれら運転延長の審査は、本年11月に設置されることになった「高経年化意見聴取会」にかけられることになった。意見聴取会の性格・位置づけに不明なところがあるが、今までの「高経年化技術評価WG」は廃止されることになった。また、この意見聴取会のサブグループとして「照射脆化に関する意見聴取会」も開かれることになった。

4. 高経年化対策と金属材料の経年劣化現象

高経年化の評価項目は、圧力容器照射脆化、応力腐食割れ（SCC）、低サイクル疲労、配管の減肉、電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下など

である。後ろの2つを除いて残りは金属材料の劣化現象によるものである。

一般に、金属材料の劣化原因のなかで大きな比重を占めるのが疲労と腐食である。原子炉ではそれに加えて照射脆化が加わる。

疲労は、弾性限以下の小さな力であっても繰り返し作用することにより劣化する現象で、加熱と冷却が繰り返されて起こる熱疲労と機械的振動によって起こる疲労とがある。

腐食 (corrosion) は、いわゆる“さびる”現象で、酸化物や硫化物である鉱石を還元して作られる金属は、さびて元の科学的に安定な酸化物や硫化物に戻ろうとする傾向がある。大気中あるいは水中では金を除いてすべての金属が多かれ少なかれ腐食する傾向をもつ。さびやすい炭素鋼などでは、表面全体がさびる全面腐食が起こり、さびにくいステンレス鋼 (さび (stain) が少ない (less) 鋼という意味で名づけられた) などでは、結晶粒界 (結晶粒と結晶粒との境界) にそってさびが進行する局所腐食が起こりやすい。局所腐食は全面腐食にくらべて検出が難しい上にひび割れの原因になるので注意が必要である。

応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking, SCC) は、局所腐食により生じる割れの一つで、結晶粒界が弱体化した状況 (ステンレス鋼であれば粒界のクロム濃度の欠乏などで起こり、“鋭敏化”と呼ばれる) で、腐食環境 (例えば水中に溶けた酸素が多数存在する状態) にさらされ、かつ、材料に引張り応力が働くときに起こる。ただし、この3つの条件のレベルに確たる基準 (しきい値) はない。これ以外の要因が関係することもある。例えば、2002年BWRのシュラウドや再循環系配管で発覚し、東京電力の全原発を停止に至らしめた低炭素ステンレス鋼の応力腐食割れは、従来知られていた上記3条件からははずれていたが、表面加工硬化層の存在により、SCCが発生した。現状でSCCを起こさない材料は開発されておらず、また、SCCを完全に防ぐ方策もみつかっていない。

配管減肉の原因としてこわいのがエロージョン・コロージョン (Erosion-Corrosion) である。これは流体による浸食 (erosion) と腐食 (全面腐食) とが同時進行する現象で、配管のエルボ (L字型結合部) 近辺やオリフィスの後方などの乱流が発生しやすい箇所で発生する。2004年4月美浜3号機二次系配管で発生した傷ましい死傷事故はいまだに記憶に生々しい。

鋼の照射脆化は、原子炉特有の劣化現象である。これについては項を改め、くわしく述べる。中性子照射が関係する劣化現象としては、そのほかに、照射

誘起応力腐食割れ（IASCC, Irradiation Associated Stress Corrosion Cracking）がある。炉心からの中性子をあびることによってステンレス鋼などにおいて合金元素の偏析（合金元素が粒界などに集まること）が起こって材料が劣化し、SCCを引き起こす現象である。炉心近傍に位置するステンレス配管やシュラウドなどで観測される。

5. 圧力容器の中性子照射脆化

圧力容器の照射脆化については、『科学』2011年7月号[1]にくわしい解説を書いたので、この意見書ではそれを元に照射脆化の概要と日本の原発の現状を最近の知見を加えて解説し、あわせて、2001年12月から審議が始まった高経年化意見聴取会での動きを紹介する。

中性子照射脆化による原子炉圧力容器の破壊は、究極の大事故というべきもので、圧力容器が割れてしまった場合は、核反応の暴走を防ぐ手だてはほとんどない。絶対に起こしてはならない究極の破壊である。

照射脆化の目安となるのが脆性遷移温度である。もし、地震などによって配管が破断するという緊急事態が起きたら、緊急炉心冷却装置（ESSC）で炉心を急速に冷やさねばならないが、脆性遷移温度が高いと、その操作が危険になる。急冷したときに圧力容器の内壁と外壁とで温度差が生じ、内壁には強い引張応力が作用する。脆性遷移温度以下でこのような力がかかれば、バリンと圧力容器全体が破壊してしまう危険がある。この脆性遷移温度は、金属に中性子が当たると徐々に上昇する。

照射脆化はなぜ起こるのか。原子炉で核分裂を起こさせて発生する中性子線が原子炉の容器や配管などに当たると金属材料を傷つける。それを「中性子照射損傷」という。その結果、材料が割れやすくなり、それを「中性子照射脆化」という。特に問題なのは、原子力発電所の心臓部である原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化で、これが破損すれば制御できない大事故へと直結する。

中性子照射によってどういう「格子欠陥」ができるのか。結晶中の原子はきちんと格子状に並んでいるが、中性子があたると原子がはじき飛ばされ、そこに穴ができる。これを「空孔」といい、はじき飛ばされた原子を「格子間原子」という。これらが「格子欠陥」と呼ばれるものである。さらに、空孔や格子間原子が動いて集まって2次欠陥をつくる。これを「空孔クラスター」などという。金属中の不純物原子（銅原子など）も動いて「不純物クラスター」をつく

る。これらの「2次格子欠陥」が、金属の特徴である“軟らかさ”＝“塑性変形のしやすさ”を失わせ、材料を脆化させてしまう。人体にたとえば、動脈硬化で血管が破れやすくしてしまう現象である。

鋼はふつう、力を加えても変形するだけでパカンと割れてしまうことはないが、ある温度より低い温度では、塑性変形を起こさずに陶磁器のように小さな力で割れてしまう。この境界の温度を脆性遷移温度という。この鋼の脆性は、昔から造船技術者の悩みの種で、多くの船が犠牲となって海底に沈んだ。北大西洋を航行中氷山にぶつかって沈没したタイタニック号もそのよく知られた一例である。後の調査で、タイタニック号の船体外板には質の悪い鋼材が使われていて、その脆性遷移温度は27℃であったという。

原子炉圧力容器では、中性子線を浴びることにより、この脆性遷移温度が上昇してゆく。原子炉を設計するには、その寿命までに、脆性遷移温度は何度まで上昇しているか、それは使用に耐えるか、を予測しておかねばならない。だが、原子炉の寿命を40年と想定するとして、40年後のことは40年経たないとわからない。それでは困るので、加速試験をおこなう。加速試験というのは、例えば、通常以上の荷重をかけたり、通常以上の高速で運転したりして、耐久性を調べるテストで、一般的によくおこなわれている。

中性子照射脆化の研究においても同じように、時間あたりの中性子照射量をふやして試験をおこなう。材料試験炉というのがあって、毎秒 $10^{12}\text{n}/\text{cm}^2$ 程度の中性子束を材料に照射できる。nは、中性子を表す記号である。一方、実機である加圧水型軽水炉（PWR）での照射速度は $10^{10}\text{n}/\text{cm}^2$ 、沸騰水型軽水炉（BWR）では $10^8\text{n}/\text{cm}^2$ 程度なので、およそ100倍から1万倍の加速照射を行うことになる。BWRの40年間分を1～2日間で照射することになる。こういうデータを使って照射脆化予測式というものが作られてきた。また、BWRの原子炉内には通常の試験片以外に加速試験片が入れている。炉壁から離して炉心に近づけてセットしてある。照射速度は1桁程度大きく、この炉の「将来」を予測しているというわけである。PWRの試験片も炉壁より内側にセットされていて、たとえば後述の玄海1号炉では、約2倍の照射速度になっている。「先読み」をしているというわけだ。

さて、ところが、こういう加速試験で将来予測ができるためには前提がある。照射する速さ、あるいは、同じことだが、照射する時間がちがっても、照射した総量が同じならば、結果は同じになるという前提である。この前提を式で表

せば、

脆性遷移温度の上昇＝材料因子× $F(f)$

となる。ここで、材料因子は、鋼中の不純物原子の種類と数によって決まる。たとえば、銅含有量が多いとこの因子は大きくなる。 $F(f)$ は照射因子で、中性子照射量 f のみの関数だと仮定されているところがミソである。この仮定が正しくなければ加速試験は信頼できないことになる。

原子力発電所の運転実績が積まれるにつれ、実機での長時間の監視試験データが得られるようになって、この式の前提があやしいということがわかってきた。特に、照射速度の遅い BWR において、炉内の通常試験片と加速照射試験片の測定結果が合わないことがはっきりしてきた。敦賀 1 号炉や福島第一 1 号炉など鋼中に不純物の銅を多く含む圧力容器で特にその傾向が歴然として現れた。照射因子 $F(f)$ は、照射量 f だけでなく、その照射速度にも依存することが分かった。

筆者らは、この事実に十数年前から気づき、研究者たちの注意を喚起してきた。しかし、当時は、照射速度依存性を否定するアメリカの研究結果が幅をきかせていて、日本の研究者は本気で取り上げようとはせず、脆化予測式の改訂にも手をつけなかった。経済産業省の高経年化対策検討委員会でも、敦賀 1 号炉などにおける予想外に高い脆性遷移温度データを前にして、合わないのはデータのばらつきの範囲などと事態を軽視した[2]。

その後、鋼のマイクロ組織の解析が進み、照射速度が遅いと銅原子を主体としたクラスター（障害物）ができるのに対し、加速照射試験では空孔を主体としたクラスターができ、硬化（脆化）の原因もちがってくることがわかった。それらのマイクロ組織検査の結果は、筆者らのコンピュータ・シミュレーションの結果を裏づけるものでもあった。それまでの古い考えは、変更を余儀なくされ、照射脆化の照射速度依存性は学界の共通認識になった。監視試験方法の照射脆化予測式は改訂され、新しい監視試験方法 JEAC4201-2007 が制定され、それなりの改善が図られた。現在、圧力容器の脆化予測評価は、新旧 2 つの監視試験方法の予測式を併用する移行期にあたっている。

だが、この予測式でも筆者らが問題としていた敦賀 1 号炉溶接金属の高い脆性遷移温度上昇は説明できない。敦賀 1 号溶接金属は、その母材とちがって銅含有量が低いので脆性遷移温度は高くないはずだからである。改訂された JEAC2401-2007 も、複雑な現実を十分に説明できるものではなかった[3]。

日本各地の原発圧力容器の脆性遷移温度を高いもの順に並べてみると表 1 のようになる。ここでは脆性遷移温度が 50℃を越えた 7 つの炉を記した。いずれも 1970 年代に運転開始した 30 年を越えた古い炉である。

ワースト①は玄海 1 号炉である。この炉の脆性遷移温度は、最近の監視試験結果 (2009 年 4 月時点) が 2010 年 10 月に公表された。この値は、前回の 1993 年 2 月の結果である 56℃にくらべて 42℃も上昇した。

ワースト②～⑤は、いずれも福井県にある関西電力の炉である。特に、美浜 1 号・2 号は 1990 年代の初め頃から高い脆性遷移温度が観測されていて、その運転継続に危惧がもたれてきた炉である。

ワースト⑥、⑦は、BWR の圧力容器であることに注目していただきたい。BWR の圧力容器は、PWR にくらべて内径が大きく、単位時間あたりに受ける中性子照射量は、1 桁ないし 2 桁低い。表 1 をみていただくと、敦賀 1 号の照射量は、同時期に運転開始した美浜 1 号とくらべて、(運転時間や取出し時期の多少のちがいはあるが) 1/30 程度であることがわかる。したがって、従来は、BWR では、中性子照射脆化は PWR ほど深刻な問題だとは考えられていなかった (今でもこの「常識」にとらわれている研究者や技術者は多い)。しかし、長期間運転後の BWR の照射脆化の実情がわかるにつれて、この「常識」はくつがえされることになった。照射脆化は、照射量だけでなく、照射速度にも依存することが明らかになってきた。このことが監視試験方法 JEAC4201 の改訂を促すことになった。

2011 年 11 月始まった「高経年化対策に関する意見聴取会」では、(1) 福島第一事故における経年劣化の影響の有無、(2) 中性子照射脆化に係る健全性評価手法の適切性、(3) 個別プラントの高経年化技術評価の三つが議題として設定されている。このようなテーマで意見聴取会を開くことにした背景としては、福島事故や玄海 1 号炉の異常照射脆化、原発の寿命という重大な問題を抱えて、従来のやり方では乗り切れないという判断があると思われる。このうち、(2) については、サブグループでの詰めた議論を 2012 年 1 月以降に行うことになっている。今までの監視試験のあり方を抜本的に見直すことが必要である。

筆者は、第 2 回意見聴取会でこれらの問題について意見書を提出した。それを付録 1 として添付する。

6. 玄海 1 号炉圧力容器の想定外の照射脆化

九州電力は、唐津市議会プルサーマル特別委員会（2010年10月25日）で、2009年4月の定期検査の際に取り出した玄海1号炉第4回監視試験片の脆性遷移温度が98℃に達していることを公表した。今まで日本で観測された圧力容器の脆性遷移温度は美浜1号炉溶接金属の81℃が最高だった（表1参照）から、玄海1号はそれを超える日本一危険な原子炉圧力容器になったと考えてよいだろう。

しかも重要なことは想定外の脆化だったことだ。前回（第3回）の監視試験結果（1993年2月）では脆性遷移温度は56℃であった。それが予測に反して42℃も上昇した。図1は、九州電力が2003年12月に提出した「高経年化技術評価書」に記載されている図に、今回の第4回監視試験結果（図の右上の×印）を加筆したものである。3回までのデータ点はこの時点での予測曲線にほぼ沿っているのに対し、今回のデータは著しく上へとびでている。図1をよくみていただきたいのだが、図中の破線が予測曲線であって実際はそれにマージン（ばらつきによる誤差）を加えて予測上限としたものである。その上限を大きく超える脆化が起っているのだ。

九州電力は、観測された98℃というのは2060年（運転開始後85年）ごろを想定した数値であり（炉心に近づけた加速照射のため）、運転開始後60年（2035年）での脆性遷移温度は約91℃、現在（2010年8月、運転開始後35年）の脆性遷移温度は80℃と想定されるとしている。この主張は正しいのか？検討してみる。

まず、基礎となるデータを押さえておこう。表2は、第1回から4回までの玄海1号炉監視試験結果の一覧である。ここで中性子照射量というのは、取り出した監視試験片についての値であり、圧力容器そのものの値ではない。監視試験片は炉壁より内側に炉心に近く設置されていて、炉壁より多くの中性子をあびる。したがって運転年数に換算すると実際の運転年数より多くの中性子をあびたことに相当し、それが「相当運転年数」と称されているものである。

第4回監視試験片の相当運転年数は約66年であり、炉壁がその照射量をあびるには66年かかる、運転停止期間もあるから、運転開始後85年でその値に達するという説明である。では、現在の脆性遷移温度や運転開始後60年の脆性遷移温度をどのように推定しているのだろうか？85年で98℃であるから、それをそれ以前の35年や60年に引き戻して、それより低い80℃および91℃としているのである。

その推定の仕方は、九州電力の説明によれば、次のようである。新たに観測された第4回監視試験データを含むようにマージンをかさあげして「予測曲線+新しいマージン」の線を引き直す。その線を現時点および60年運転後の中性子照射量（横軸）の位置まで引き戻して、それぞれ80℃および91℃と推定する。

しかし、そういう求め方が根拠をもつためには図1に示す脆化予測曲線がそれなりに意味をもつものでなければならない。しかし、予測曲線（破線）に40℃ものマージンをつけてかさあげしなければならないとすれば、それは測定誤差やばらつきの範囲を越えて、もはやこの予測式が成り立たないということの意味していると考えべきである。

JEAC4201の脆化予測手法は、どのような監視試験結果が観測されても、マージンをかさあげすることにより、予測式を正当化し、そうして得られた予測を正しいものとする。しかし、このような監視試験の考え方や運用は科学的にみてはなはだ不適切なものである。現象を正しく見るという科学の方法に忠実であろうとするならば、そのような結果になった場合には、予測式自体を疑うか、監視試験片の素性を疑うかしかない。

脆化予測式については、前述したようにJEAC4201-2007が制定され、現在その移行期にある。ただし、この新しい予測式についてもさまざまな問題点があり、筆者もそのいくつかを指摘している。予測式の妥当性についての検討は、高経年化意見聴取会のサブ委員会で2012年1月から議論がおこなわれることになっている。

さて、では、2007年版脆化予測式で玄海の異常な脆性遷移温度は説明可能か。否である。図2に、2007年予測式にしたがって筆者らが描いた照射脆化予測曲線と観測された脆性遷移温度とを示す。この図には、図1と同じく、脆性遷移温度そのものの目盛と脆性遷移温度上昇量（初期値-16℃との差）をあわせて示した。

98℃という観測データが、予測曲線から上方に40℃もとび離れていることがみてとれよう。これはばらつきなどといえるものではない。図3にくらべ、むしろ、乖離はさらに大きくなっている。このように、最新の2007年予測式によっても玄海1号炉の照射脆化挙動はまったく再現できない。したがって、なぜ玄海1号炉で大きな脆性遷移温度が観測されたのか、という説明もまったくつかない。玄海1号炉に関しては、1991年予測式（図1）も2007年予測式（図2）も予測能力を失っているのである。そのような予測式をもとにして現在の脆

性遷移温度が 80℃であるとか、運開 60 年後は 91℃であるとか推測してみてもなんの意味もないことである。

一般に、脆性遷移温度の上昇は、照射量に対して比例（線形）の関係（一次式の関係）にはなく、一次式より寝る傾向にある（指数が 1 より小さい）と考えられる。玄海 1 号炉のように 56℃から 98℃のように上向きに増加することは考えられず、この 2 つの点を結ぶどのような曲線も引くことはできない。このように考えると、炉内に置かれている監視試験片の素性が確かなものであるかどうか疑いが生じる。監視試験片は、圧力容器鋼材とともに同一の加工処理・熱処理を受けて、その一部を取り分けたものであると説明されている。とするならば、元の圧力容器鋼材に材質の不均一性があるというおそれを排除できない。何らかの理由で、鋼材中の不純物元素の濃度に著しいばらつきがあったのではないかという疑いを抱かざるを得ない。

加えて、不可思議なことは、2011 年 7 月に地元住民団体の要求によって開示された監視試験生データをみると、熱影響部の脆性遷移温度が母材にくらべて著しく低くなっている。溶接熱影響部は、母材と同一の素材であるが、溶接の際の熱影響によって材質が劣化する可能性があるため、あわせてその部分の監視試験をおこなっている。ふつうに考えれば、母材の脆性遷移温度と同一となるか、場合によっては熱影響によって脆化が進むと考えられる。それが逆に脆性遷移温度が低いのは奇妙である。このことも鋼材の不均質性を疑わせる結果である。

玄海 1 号炉は運転開始が 1975 年であり、圧力容器鋼材は 1960 年末ないし 70 年代初頭に製作されたと考えられる。この頃は、日本の圧力容器鋼材製造の黎明期であり、厚さ 150 ミリないし 200 ミリにも達する鋼材を均一に加工し、かつ、材料組織が均質性を保つように焼入れなどの熱処理をおこなう技術を確立するには多大の苦勞と工夫があったと聞いている。厚板の焼入れ性を向上させるためにニッケル合金を添加した鋼材が開発されたが、それでも、厚さ方向の材料組織の均質さ・健全さを実現するには多くの技術的蓄積が必要であった。そのような事情を考えると、初期の圧力容器鋼材には、材質上の問題がクリアされていない心配がある。

鋼の照射脆化をもたらすもっとも有害な不純物元素は銅であり、このことが認識され始めたのは 1970 年初頭であった。それを受けて、日本で製造される圧力容器鋼材中の銅 (Cu) の含有量に注意が払われるようになり、日本製鋼・室

蘭製鋼所のレポートによれば、1973 年を境に銅含有量はそれ以前の 0.2%～0.3%から 0.04%前後へと急激に低下している。それと同時に、照射脆化を引き起こす有害不純物元素であるリン (P) や硫黄 (S) も、それぞれ 0.02% P から 0.005% P 前後、0.02% S から 0.005% S へと激減している[4]。銅が照射によってクラスターを形成し材質を硬化させることによって脆化を引き起こすのに対し、リンや硫黄は粒界に偏析して粒界を脆くし、照射脆化を引き起こす。鋼材中の不純物含有量の不均質の可能性として、銅とともにリンや硫黄も要注意である。

次節で述べる美浜 1 号・2 号、高浜 1 号・2 号など若狭湾に並ぶ古い原発は、玄海 1 号炉と同時期ないしそれ以前に製造されており、不純物含有量の高い質の悪い鋼材が製造された時期の鋼板が使われていることは、注意を要する。

7. 若狭湾にある老朽化原発の照射脆化

若狭湾にある 13 基の原発（もんじゅを除く）のうち 8 基（運転開始順に敦賀 1 号、美浜 1 号、美浜 2 号、高浜 1 号・2 号、美浜 3 号、大飯 1 号・2 号）が 1970 年代建設・運転開始の老朽化原発で、すでに 30 年以上経っている。残りの 5 基（高浜 3・4 号、敦賀 2 号、大飯 3・4 号）も最も新しい大飯 4 号が 1993 年運転開始で、すでに 20 年前後を経過している。材料や設備・機器の劣化は進んでいると考えるべきであろう。

圧力容器の照射脆化という観点からすれば、玄海 1 号に次ぐワースト 2～6 号機（高浜 1 号・2 号、大飯 2 号、高浜 1 号、敦賀 1 号）がすべて若狭湾にある。

（ワースト 7 の福島第一 1 号機は廃炉になった。）美浜 1 号・2 号の母材および溶接金属の脆性遷移温度が高いこと（80℃前後）は以前から指摘されてきたことで、特に注意を要する。さらに、大飯 2 号（1979 年 12 月運転開始）が 2000 年 3 月の取出し時期で 70℃に達した。

一例として、美浜 1 号機を 40 年以上運転継続する目的で提出された『美浜 1 号機高経年化技術評価書』（関西電力、2009 年 11 月）のなかの「容器の技術評価書」の記載について検討する。

この炉は 1970 年の運転開始以降、4 回の監視試験片の取り出しをおこなって、脆性遷移温度*を求めている。*JEAC4201 の規定では関連温度という表現を用いている。第 4 回（2001 年 5 月）の測定値は母材で 74℃（3 つのサンプルのうちもっとも高いもの）、溶接金属で 81℃という結果が得られている。この値は、

最近観測された玄海 1 号の 98℃という値を除けば最も高い温度である。

*JEAC4201 の規定では関連温度という表現を用いている。照射前の初期値の測定をシャルピー試験でおこなうか落重試験でおこなうかによって厳密には多少定義が異なるが、実質的にはほぼ同じと考えてよい。

脆性遷移温度が高いということは、材料が割れやすくなっているということである。材料に力が加わったとき、どの位の力まで割れずに耐えることができるかを定量的に表すのが破壊靱性値 K_{Ic} である。一方材料の微小き裂（割れ目）に加わる力（開口モード）を K_I （これを応力拡大係数という）とすると、 $K_{Ic} > K_I$ であれば材料は破壊されないが、 $K_{Ic} < K_I$ だとき裂先端が開いてき裂が進行して破壊に至る。

原子炉圧力容器の配管が破損し、冷却水が喪失する事故（LOCA）が起きると、緊急炉心冷却装置（ECCS 系）が働き、冷水が原子炉内に流入される。このとき、300℃付近に加熱されてきた圧力容器は、室温付近の水によって急冷されるため、熱いままの内部や外面との間に大きな温度差ができる。そのため収縮する圧力容器内面に大きな引張応力が作用することになる。これを熱衝撃（Pressured Thermal Shock, PTS）という。そのとき容器内面にき裂があれば、そこから破壊がスタートする。

JEAC4206 の規定では、長さ 60mm、中央部の深さ 10mm の半円形のき裂が圧力容器内面に円筒方向に存在すると仮定して LOCA 時の発生応力 K_I を評価し、その値が K_{Ic} を大きく下まわることを確認して、圧力容器の健全性が保たれているとする。

さて、美浜 1 号炉「容器の技術評価書 1.原子炉容器」の p31 には K_I と K_{Ic} の関係の評価した結果（PTS 評価結果）の図 2.3-4 が掲載されている（図 1）。この図には、熱応力が時間経過（したがって温度経過）とともにどのように変化してゆくかという K_I 曲線（PTS 状態遷移曲線という）と破壊靱性値がどのような温度依存性をもっているかを示す K_{Ic} 曲線（破壊靱性遷移曲線という）とが描かれている。この図をみると K_{Ic} 曲線と K_I 曲線はかなり接近しているが、いずれも温度においても $K_{Ic} > K_I$ であり、圧力容器の破壊は起こらないと評価されている。

しかし、この評価が確実なものであるかどうかについては、いくつかの疑問がある。その疑問が生じる根本の原因は、この PTS 評価をおこなった元のデータや計算パラメータが公表されていないことにある。

まず、 K_{Ic} を求めるためにどのような計算をおこなったのか、そのときのパラメータとしてどういう値を用いたのか、それが技術評価書には一切記されていない。また、JEAC4206-2007によれば、 K_{Ic} 曲線は同規定附属書Cにある(8)式、

$$K_{Ic} = 20.16 + 129.9 \exp [0.0161 (T - T_p)] \quad (C8)$$

が破壊靱性値データ下限で包絡するように、式中のパラメータ T_p を決定する。

(T は圧力容器内壁のき裂先端の温度である。)しかし、この式を使えるのは信頼できる破壊靱性値がある場合であって、そういう測定データがなければ、もったきびしい(安全側の)評価となる附属書Aにある(7)式

$$K_{Ic} = 36.48 + 22.78 \exp [0.036 (T - RT_{NDT})] \quad (A7)$$

を使うよう定められている。ここで RT_{NDT} は、観測された脆性遷移温度(関連温度)である。問題は、美浜1号炉で測定された破壊靱性値が、信頼できる数値であるかどうかである。多数の信頼できる測定値があれば、それらを下限とした包絡曲線(C8)式を求めることができるが、データの数が少なかったり、測定値が信頼できなければ、さらに小さな破壊靱性値が観測されるかも知れず、(C8)式は危険側となり、(A7)式を使うべきであると考ええる。

美浜1号炉高経年化技術報告書では、(C8)式が記載されているのみで、破壊靱性値の生データが公表されておらず、データの信頼性についての検討や判断ができない。一刻もはやく、すべての事業者は生データを公表し、 K_{Ic} 曲線を導いた解析法も示すべきである。

図3は、『美浜1号機高経年化技術評価書』(2009年11月)にある図(図2.3-4、p31)に筆者らが(A7)式をもとにした2本の曲線を加筆したものである。この図をみると、(A7)式をもとにした K_{Ic} 曲線と K_I 曲線はほとんど接するほどに接近する。 K_I 曲線の推定に誤差があることを考えて、 K_{Ic} 曲線と K_I 曲線とは、ある程度離れていることが求められている。そう考えると、美浜1号炉の照射脆化は危険域に達していると考えざるを得ない。

なお、現時点において、監視試験の生データが公表されたのは玄海1号炉と伊方2号炉のみである。玄海1号炉については、地元住民団体の強い要求によって九州電力は2011年7月に生データを公表した。伊方2号炉については、30年目の「高経年化技術評価書」を審議する「高経年化意見聴取会」において、筆者がその提出を求め、2011年12月15日に公表された。今後、国内のすべての原発についてその公表をおこなうべきであると考ええる。

美浜2号機については40年目の『高経年化技術評価書』が保安院に提出され、12月28日に開かれる第3回意見聴取会で議論されることになっている。美浜2号炉もまた、高い脆性遷移温度が観測されている老朽化原発であり、その安全性には懸念がある。廃炉の可能性も含めて審議が尽くされねばならないと考える。

ワースト7に入る高い脆性遷移温度をもつ原発のうち、6番目・7番目は、敦賀1号機・福島第一1号機である。これらはBWRであり、圧力容器の中性子照射量はPWRにくらべて1桁ないし2桁少ない。それは、炉心から圧力容器壁までの距離が大きく、炉水で吸収される中性子の量が多いためである。そのため、従来、BWRでは照射脆化はPWRにくらべて小さくあまり問題にはならないと考えられてきたが、現実はそうではなかった。その理由は、中性子照射脆化は中性子の照射量 (fluence) だけでなく、その照射速度 (flux) にもよるためである。すなわち、照射量は少なくても、ゆっくり照射を受けた場合は、銅などの不純物クラスターの生成・成長が促進され、その影響が大きくなるためである。このことについては、筆者らの研究グループが早くから主張し、注意を喚起してきたところである。そういう最新の知見を反映してJEAC4201-2007の改訂がおこなわれた。詳しくは文献[5]を参照。日本でもっとも古い敦賀1号はBWRのなかで最も照射脆化が進んでいる原発であり、その点だけからも早期の閉鎖が求められる。

8. 終わりに

原子力発電は特別な技術である。核分裂の連鎖反応によってエネルギーを取出すという仕組みゆえに、万一、核分裂反応の制御に失敗すれば、核暴走（核爆発）を引き起こし、チェルノブイリ型の原発事故となる。その核分裂反応を事故時に運良く制御できたとしても、核分裂によって生成された放射性核種（核分裂生成物、いわゆる死の灰）が出す崩壊熱を除去できなければ、すなわち、各燃料棒の冷却に失敗すれば、燃料棒は崩壊熱によって熔融し、メルトダウンを引き起こし、福島・スリーマイル型の原発事故となる。

ところが、原発はこのような特別な技術でありながら、原子炉周辺で用いられる機器や材料は、ごくありふれたものである。数多くの弁、ポンプ、モーター、配管は、原発向きに作られはするが、通常の工業製品と本質的にかわるものでなく、その材料もまた、ふつうの工業材料である炭素鋼やステンレス鋼な

どである。例えば、再循環系配管で用いられているステンレス鋼 SUS304 は、台所の流しや食器に使われている 18-8 ステンレス鋼とほぼ同じ材料である。けっして、特別の高級な材料というわけではない。コストを勘案しての大量生産による工業製品が用いられている。

4.で書いたように、金属材料はさまざまな原因で経年劣化する。ある時期を経て、機器は寿命となり、交換が必要になる。家電製品であれば、故障をたびたび起こすようになり、その修繕費が割に合わないと感じるようになったとき、使うのをやめ新品と交換するということになるだろう。それがもっとも経済的な選択だからである。しかし、安全にかかわる機器はそうは行かない。自動車や電車、航空機、船舶、あるいは大きな事故を引き起こすおそれのある工場設や装置などは、安全性を優先して、(コスト的には損でも)古い製品を使い続けるのをやめるという選択がなされねばならない。原発はその最たるものである。それは、福島原発事故で誰の目にもわかる形で現実化された大事故の危険性があるからであり、原発技術の特殊性 - 核分裂制御と崩壊熱除去が失敗した時に取り返しのつかない大事故になるという原理的特殊性 - ゆえである。

その意味で、古い原発を、まだ使えるまだ使えると部品を交換し、だままだまし使い続けるのは、きわめて危険であると言わざるを得ない。大事故の危険性をかかえる原発を、他の通常技術と同じ感覚で管理・運転してゆくことは危険である。まして、設計時に想定した年月よりも長い期間使い続けるというような考え方・判断は、はなはだ不適切なものである。

参考文献：

- [1] 井野博満「老朽化する原発—特に圧力容器の照射脆化について」、『科学』Vol.81 No.7、2011年7月号、pp0658-0667
- [2] 原発老朽化問題研究会編『まるで原発などないかのように』、現代書館、2008年9月、井野博満「第2章：材料は劣化する—大参事の温床」、pp71-128
- [3] 原発老朽化問題研究会、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈についての一部改正及び日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007) [2010年追補版]」に関する技術評価書(案)に対する意見公募に応じて提出した意見(2010年1月)
- [4] 「原子力構造機器の材料、設計、施工、検査に関する講習会」テキスト、「3.3.1 節：圧力容器鋼材および製造技術の変遷」、日本溶接学会、平成11年2月15、

16日

[5] 井野博満、上澤千尋、伊東良徳、「国内沸騰水型原子炉圧力容器鋼材における照射脆化—監視試験データの解析—」、『日本金属学会誌』、72巻4号、2008、pp261-267

図表のリスト

表1：原子炉圧力容器脆性遷移温度ワーストセブン

表2：玄海1号炉圧力容器母材監視試験結果（脆性遷移温度）

図1：玄海1号炉監視試験データと予測曲線（JEAC4201-1991）の乖離

図2：玄海1号炉監視試験データと予測曲線（JEAC4201-2007）の乖離

図3：美浜1号機におけるPTS評価図（関西電力「40年高経年化技術評価書」による）にJEAC4206-2007の（A7）式を用いて描いた K_{Ic} 曲線を加筆した図

表 1 : 原子炉圧力容器脆性遷移温度ワーストセブン

表 1 原子炉圧力容器脆性遷移温度 (ワースト 7)

順位	ユニット名	型式	運転開始	分類	脆性遷移温度	中性子照射量
1	玄海 1 号	PWR	1975.10.15	母材	98℃	$7.0 \times 10^{19} \text{n/cm}$
2	美浜 1 号	PWR	1970.11.28	母材	74℃	$3.0 \times 10^{19} \text{n/cm}$
				溶接金属	81℃	
3	美浜 2 号	PWR	1972.7.25	母材	78℃	$4.4 \times 10^{19} \text{n/cm}$
4	大飯 2 号	PWR	1979.12.5	母材	70℃	$4.7 \times 10^{19} \text{n/cm}$
5	高浜 1 号	PWR	1974.11.19	母材	68℃	$1.3 \times 10^{19} \text{n/cm}$
6	敦賀 1 号	BWR	1970.3.14	母材	51℃	$0.094 \times 10^{19} \text{n/c}$
				溶接金属	43℃	
7	福島第一 1 号	BWR	1971.3.26	母材	50℃	$0.09 \times 10^{19} \text{n/cm}$

(出典：原子力資料情報室作成の「原子炉圧力容器鋼材の監視試験結果一覧」)

表 2：玄海 1 号炉圧力容器母材監視試験結果（脆性遷移温度）

表 2. 玄海 1 号炉圧力容器母材監視試験結果

監視試験	取出時期	脆性遷移温度	中性子照射量 ($\times 10^{19}\text{n/cm}^2$)	相当運転年数
照射前 (初期値)	1975 年 10 月運転開始	-16℃	0	0
第 1 回	1976 年 11 月	35℃	0.5	約 5 年
第 2 回	1980 年 4 月	37℃	2.1	約 20 年
第 3 回	1993 年 2 月	56℃	3.5	約 33 年
第 4 回	2009 年 4 月	98℃	6.5	約 66 年

2003 年高経年化技術評価書（2003 年 12 月）p15、表 2.3-1 および唐津市議会（2010 年 10 月 25 日）での公開資料による。

図 1 : 玄海 1 号炉監視試験データと予測曲線 (JEAC4201-1991) の乖離

図 2 : 玄海 1 号炉監視試験データと予測曲線 (JEAC4201-2007) の乖離

図1 玄海1号炉監視試験片データとJEAC4201-2004年版予測曲線

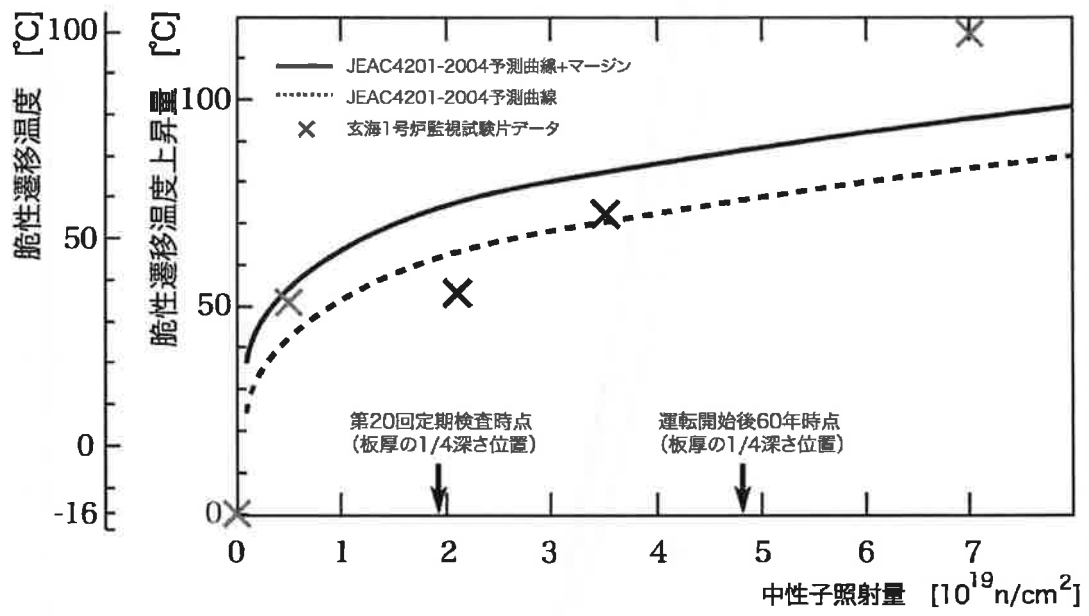


図2 玄海1号炉監視試験片データとJEAC4201-2007年版予測曲線

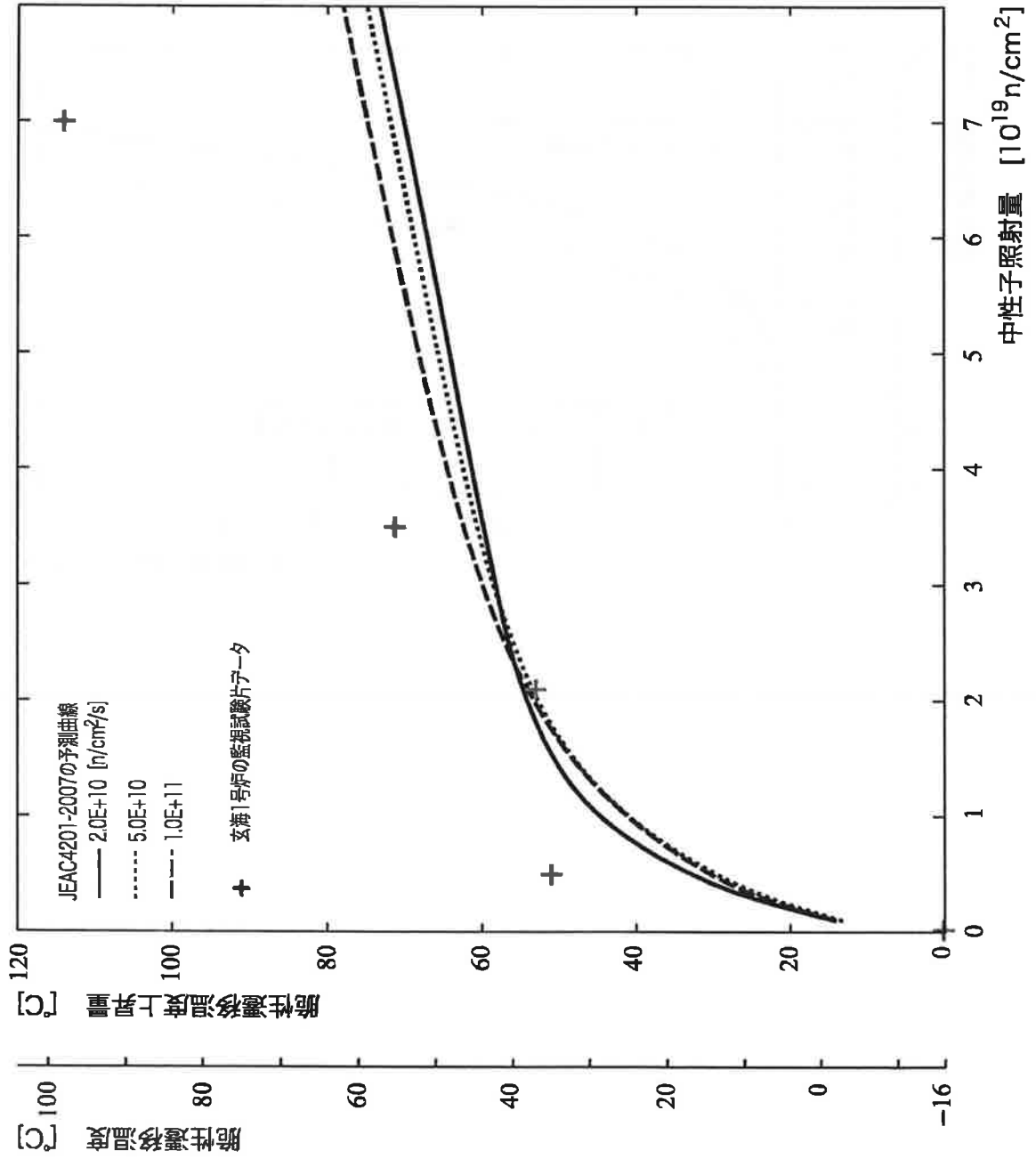


図3：美浜1号機におけるPTS評価図（関西電力「40年高経年化技術評価書」による）にJEAC4206-2007の（A7）式を用いて描いた K_{Ic} 曲線を加筆した図

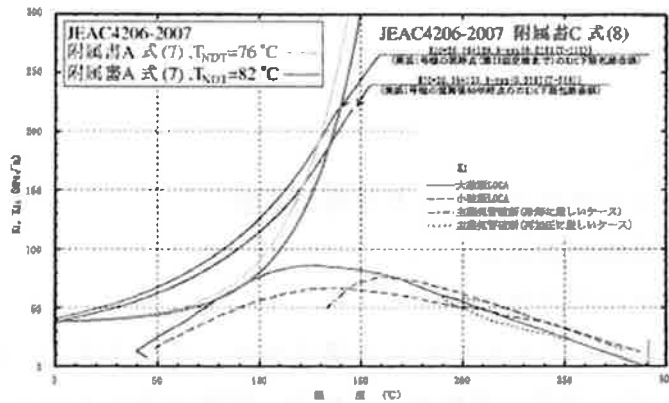


図2.3-4 美浜1号炉 原子炉冷却炉内(炉心循環槽)中性子照射条件下のPTS評価結果

付録 1：「第 2 回高経年化対策に関する意見聴取会」（2011 年 12 月 15 日）に提出した意見

高経年化意見聴取会の進め方についての意見と質問

2011 年 12 月 11 日

井野博満

この意見聴取会の課題として、

- (1) 福島第一原発事故における経年劣化による影響の有無
- (2) 中性子照射脆化の評価手法の適切性
- (3) 個別プラントの高経年化技術評価

が設定されたことは、時宜にかなったものであると考えます。そのうえで、特に、(2) については玄海 1 号炉の異常な照射脆化の検討・解明が優先されるべき緊急な課題である、(3) については高経年化評価の枠組み自体の検討が必要である、と考え、以下の意見と質問を提出します。

(1) 福島第一原発事故における経年劣化による影響の有無についての検討

このためには、福島第一 1 号炉、2 号炉、3 号炉における過去の高経年化評価技術書と高経年化対策検討WGの審議の内容を検討する必要がある。これら技術評価書と、非公開で行われたWGの議事録を資料として提出していただきたい。

福島事故において発生応力が基準地震動の応答値前後であったことから考えると、機器や配管に高経年化（老朽化）による材料強度の劣化、とくに主蒸気系配管や再循環系配管などの劣化、あるいは、それらのハンガーなどのサポート類の損傷が懸念される。また、挙動が明らかでないアイソレーションコンデンサの系統に異常がなかったのかどうか。さらには、これらの古い原発においては現場での溶接などの施工管理が現在の技術基準に照らして適切なものであったのかどうか、また、それに伴う品質管理がそのことを考慮して十分適切に行われていたのかどうか。

それらの問題について、今までの審議を批判的に総括する必要があると考えます。その検証のなかで、事業者およびWG委員であった方がたからの説明を求めたい。

(2) 中性子照射脆化の評価手法の適切性

1) 玄海1号炉における第4回監視試験結果において、監視試験片の脆性遷移温度が98℃という異常に高い値が観測されたことが2010年10月に報告された。この問題への対応とその原因の解明が、評価手法の再検討において重要な位置を占めると考える。この問題が明らかになって以来の保安院の対応は、はなはだ理解に苦しむものであった。その経過をまずお尋ねする。

98℃という予測を超えた脆性遷移温度観測の報に接して、私たち原発老朽化問題研究会のメンバーは、2010年12月15日、福島瑞穂議員のヒアリングに同席して発電検査課の青山課長補佐ほかの方がたと面会し、この問題について保安院が把握している情報について尋ねた。驚いたことに、その時点で保安院は何らの情報も持っておらず、98℃が観測されたという事実も私たちから聞いて初めて知ったという。私たちは、九州電力に対し、生データの公開や脆化予測の再検討などの指示をすることなどを求めた。(しかし、その後、何らかの適切な対応がなされたとは聞いていない。)

今年の5月になって、地元からの強い要求に対して九州電力は、ホームページにPTS評価図を載せ、また、7月上旬には監視試験結果の生データを公開した。私たちは、7月4日、再度、発電検査課の青山課長補佐および今里企画班長に面会し、「2003年提出の玄海1号機の照射脆化予測曲線は現実と合わないものになっているのであるから、10年を待たずに評価のやり直しを九州電力に求め、それを保安院の高経年化対策検討WGで審議すること」を強く求めた。しかし、今里氏は、そのような法的スキームにはなっていない、の一点張りで、私たちの要求に応じなかった。

以上の経緯に関して質問する。

a) 私たちの要求に対し、保安院はどのように考えたか、また何らかのアクションをとったか？

b) 玄海1号機の状況、それに関する私たちの要求は高経年化対策検討WGに伝えられたか？

2) 保安院から九州電力に対し次の二つの要求をしていただきたい。その理由は、玄海1号炉圧力容器の第4回監視試験で観測された脆性遷移温度の値98℃は、第3回までの値に比べて異常に高く、いかなる脆性遷移温度予測曲線

も両者をつなぐことができない。脆化予測式が根本から間違っているのでなければ、監視試験片の代表性に疑いがある、すなわち、圧力容器鋼材の均質性に疑いがあるからである。

- ① 監視試験片のマイクロ組織検査を公正な研究機関で実施すること。最近、原子レベルの評価手法には著しい進歩がある。例えば、FIM アトムプローブ観測をおこなえば、鋼材中の不純物含有量のみならず、脆化に寄与する不純物クラスター（不純物集合体）の数・大きさ・組成・分布などを知ることができる。
- ② 今回の定期検査期間中に、5回目の監視試験検査を実施すること。通常であれば、2009年に続いて2011年に実施することは規定上適切ではないが、2009年の検査結果が異常なデータとなっており、その信頼性を確認するうえで必要と考えられる。

（4）個別プラントの高経年化技術評価について

高経年化（老朽化）プラントの長期運転に地域住民などから不安が表明されており、原発の寿命について再検討すべき時期に来ていると考える。また、従来の高経年化評価のやり方が適切であったのかどうかについても疑問がある。それゆえ、個別プラントの技術評価に際しても、そのような基本議論をおこなったうえで対応すべきと考える。

基本議論の論点として、次の2つを提示する。

- ① 原発の寿命を、例えば、当初想定されていた30年ないし40年と設定すべきなのではないのか。
- ② 30年を超える寿命延長に際し、10年間の延長が認められると、その間は事業者は規制当局に何らの報告義務もなく、また、規制当局から事業者には運転状況について問い合わせる義務もない。その一例として、上述した玄海1号炉の異常な照射脆化について保安院が何も知らず、チェック機能も果たさなかったという事態が生じた。今後は、定期的に報告をする義務を負わせることや予想外の事態が起きた場合には速やかに報告することを明記すべきではないのか。