



老朽化する原発

——特に圧力容器の照射脆化について

井野博満

いの ひろみつ
東京大学名誉教授(金属材料科学)

老朽化する日本の原発

日本で原子力発電が始まったのは1970年である。この年、大阪で開かれた万博に“原子の火”を灯すため、敦賀1号機が運転開始に漕ぎつけた。万博が開幕した直後の3月14日のことである。この頃は、人びとの多くは原発の危険性に気づかずに、広島・長崎の悲惨をもたらした原子力が、平和利用されるという科学・技術の進歩に希望を抱いていた、と言ってよいだろう。

沸騰水型原子炉(BWR)である敦賀1号に続いて、同じ年の11月28日には、加圧水型原子炉(PWR)の美浜1号が運転を開始し、以降、図1'に見るように原子力発電所(原発)の台数は急速に積み上がり、1990年代にはアメリカ、フランスに次ぐ世界第3位の原発大国になった。2005年には東通、志賀2号の2基を加えて55基、総発電設備容量4958万キロワットに達した。その後は、浜岡1号・2号の閉鎖(2009年1月)と泊3号の運転(2009年12月)、東日本大震災による福島第一原発(6基)の廃炉と続き、現在“生きている”原発は48基である。ただし、そのうち、中越沖地震(2007年7月)で被災した柏崎刈羽原発(7基)のうち3基(2号・3号・4号機)、今回の大地震で止まった女川原発(3基)、福島第二原発(4基)、東海第二原発の計11基の運転再開のメドは立っていない。

Decrepit nuclear power plants
Hiromitsu INO

日本の原発は、アメリカに10年以上遅れて営業運転を開始したが、1960年代に運転開始したアメリカやドイツの原発は、現在、すべて閉鎖されたので、日本は原発老朽化最先進国になった²。今後の老朽化原発の運用に関しては、建設のときのような“お手本”はない。

30年を越える原発については、原発事業者は、その期限以前に「高経年化技術評価書」を作成し、経済産業省の「高経年化対策検討委員会」での審議を経て、10年ごとの延長が認められることになっている。現在、すでに敦賀1号、美浜1~3号、福島第一1~6号、島根1号、高浜1・2号、玄海1号など20基余が30年を越えて運転されてきた。さらに、敦賀1号、美浜1号、福島第一1号は、次の10年、すなわち、40年を越えての運転が認められている。

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圧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(中性子をあびた金属がもろくなること)の評価をおこなっていることから明らかであろう。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³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。

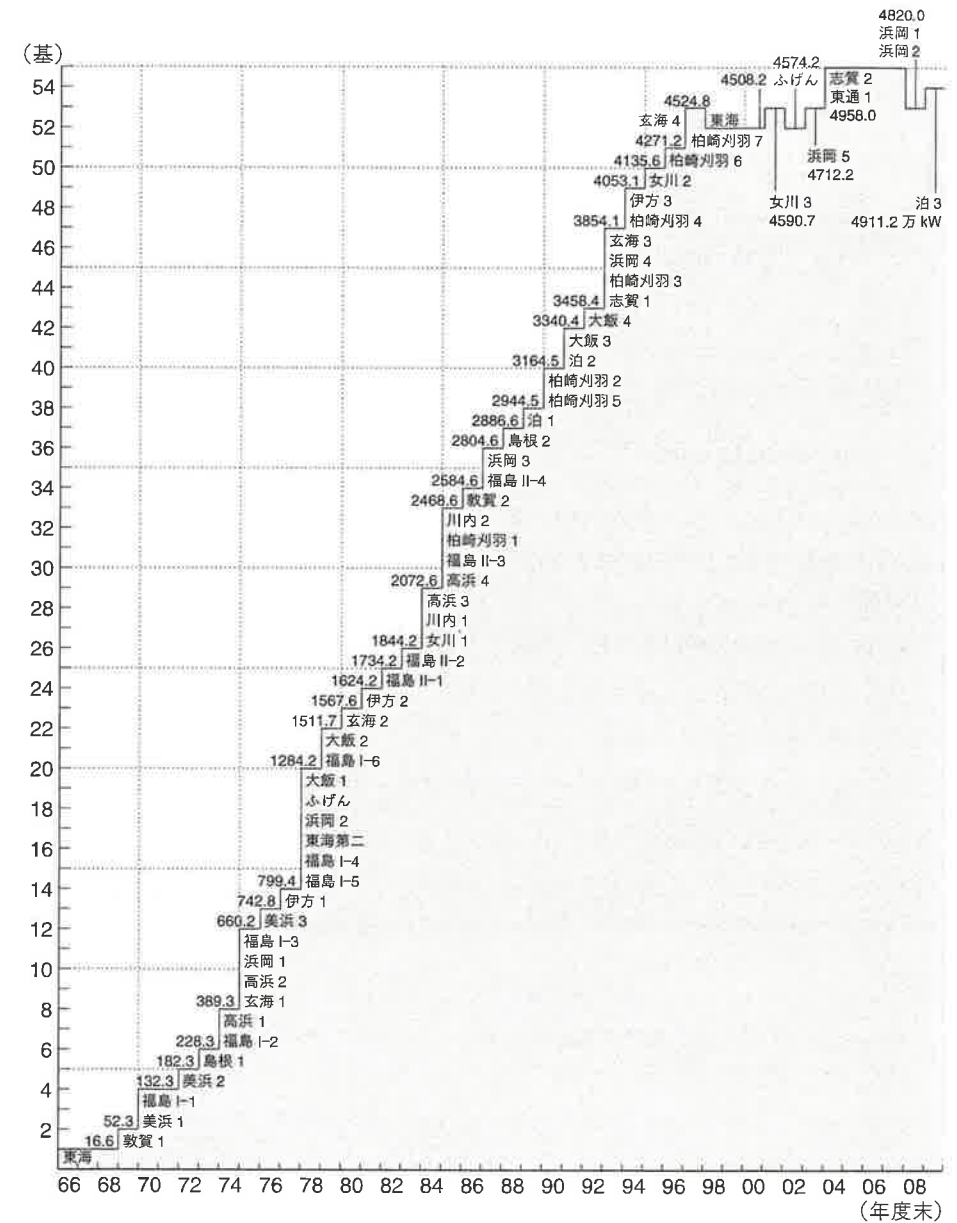


図1—原発基数と設備容量の推移

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、傷みがはやくやってくるのが普通である。

図2に全原発の設備稼働率の推移を示す⁴。設備稼働率は1998年度の84.2%をピークとして低下し、2001年度以降は80%を割り、70%台

前半から60%弱と低迷している。2003年度の59.7%は、トラブル(シュラウド・再循環系ステンレス配管のひび割れ)隠しで東京電力(東電)の全17基の原発が一時止まった影響、2007年、2008年度における60%前後の値は、中越沖地震によって柏崎刈羽原発が止まった影響である。今年は東日本大震災の影響でさらに大きく低下することは確かである。これらの「事件」が起こらなくても、ここ10年の低稼働率の背景には、30年を越える老朽

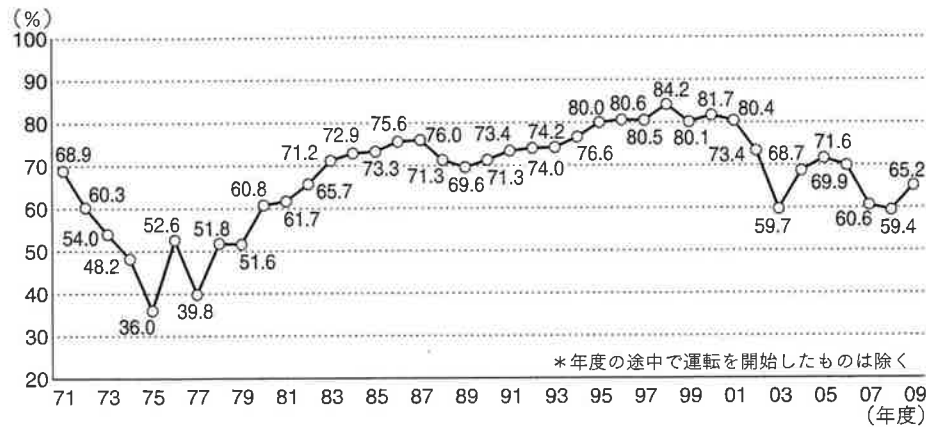


図2—全原発平均設備稼働率の推移

化原発の影響があると思われる。事実、1970年代に運転開始した原発で生涯設備稼働率が80%に達したものは1つもない⁴。ただし、これらの原発は、70年代にステンレス配管応力腐食割れ(用語解説参照)のトラブルが頻発したこともひびいている。

用語解説

応力腐食割れ(stress corrosion cracking)

ステンレスなどの耐食性の高い金属は、表面に保護皮膜ができてさびを防いでいる。材料の感受性(鋭敏化という)・環境の攻撃性・力の作用という3条件がそろると、その皮膜が破れ、割れが進行する。それを応力腐食割れといい、配管や機器の破断にいたるので気をつけねばならない。

原子炉圧力容器まわりの配管やシュラウドなどの部材(の一部)にはさびにくいステンレス鋼やニッケル合金が使われている。原子炉を循環する水には高純度水が使われるので、当初は応力腐食などは起こらないと考えられていた。しかし、1970年代の運転開始直後から、再循環系配管などでひび割れが頻発し、原発の稼働率を著しく低下させた。

その原因は、ステンレス鋼中の炭素にあった。配管溶接後の熱で、炭素原子が動いてクロム炭化物をつくり、その結果、クロムのない結晶粒界ができ、皮膜が劣化した。そこへ環境(炉水)中に溶けた酸素がアタックし、溶接の際の残留応力によって割れが発生した。こういうメカニズムが解明

私たちが原発の老朽化問題に中心的に取り組むため、「原発老朽化問題研究会」をつくったのは、東電ひび割れ隠しが発覚した直後の2003年である。2005年にはパンフレット『老朽化する原発——技術を問う』⁵を作成し、老朽化する原発の危険性について、注意を喚起した。その後、2007

されて、炭素含有量の低いステンレス鋼が開発され、いったん応力腐食割れは解決したように思われた。

しかし、それは実験室のなかでだけだった。1990年代に入って、この低炭素ステンレス鋼でひび割れが再び頻発し始めた。そのひび割れを隠して運転していたことが、GE社から派遣されていた技術者*によって内部告発され、2002年8月にそれが明るみに出て、東京電力の南社長(当時)は辞任し、2003年夏には東京電力の17基の原発が検査のためすべて運転停止となった。

このあたらしい応力腐食割れは、加工によってできた表面の硬化層や溶接熱影響部(HAZ)で発生・進展すると考えられているが、そのメカニズムは十分には解明されていない。ひび割れの形状も複雑で超音波深傷検査が大変になり、作業員の放射線被曝が増えたといわれている。

*このひび割れ隠しを告発したGE技術者は、ケイ・スガオカ氏という日系人であることを、3・11以降のテレビ報道で知った。日本の原発で1977年から20年あまり働いた方で、電力会社と通産省の隠蔽体質を告発する発言をおこなっていた。

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	試験(取り出し)時期
1	玄海1号	PWR	1976.3.17	母材	98°C	7.0×10^{19} n/cm ²	2009年4月
2	美浜1号	PWR	1970.11.28	母材	74°C	3.0×10^{19} n/cm ²	2001年5月
				溶接金属	81°C		
3	美浜2号	PWR	1972.7.25	母材	78°C	4.4×10^{19} n/cm ²	2003年9月
4	大飯2号	PWR	1979.12.5	母材	70°C	4.7×10^{19} n/cm ²	2000年3月
5	高浜1号	PWR	1974.11.19	母材	54°C	1.3×10^{19} n/cm ²	2002年11月
6	敦賀1号	BWR	1970.3.14	母材	51°C	0.094×10^{19} n/cm ²	2003年6月
				溶接金属	43°C		
7	福島第一号	BWR	1971.3.26	母材	50°C	0.09×10^{19} n/cm ²	1999年8月

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」より、筆者作成

年7月に柏崎刈羽原発が被災し、また、今年3月には福島第一原発の重大事故が起こった。そのため世の中の関心は原発の耐震性に向けられているが、原発の事故原因は地震に限られるわけではない。地震がなくても、あるいは地震と連動して、設備・機器の劣化が重大事故へつながる引き金を引くおそれがある。寿命延長を続けている原発は目を離せない状況にある。

前述した「高経年化技術評価書」には応力腐食割れや電気・計装器の絶縁性低下などいくつかの高経年化(老朽化)評価項目が記載されているが、最重要視されているのが圧力容器の中性子照射脆化である。本稿では、以下、この問題について論じることにしたい。

老朽化原発の中性子照射脆化の概要

中性子照射脆化による原子炉圧力容器の破壊は、究極の重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(割れやすくなる境の温度)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、金属に中性子があたると徐々に上昇する。

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°C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°Cにくらべて42°Cも上昇し、日本新記録になった。この炉については次節でくわしく論じる。

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。関西電力は、PTS(加圧熱衝撃)評価をおこなった結果、配管破断の際の緊急炉心冷却をおこなっても、圧力容器が破壊されることはないとしている⁶。だが、PTS評価における発生応力 K_1 の評価法が公開されていないので、この解析が信頼できるものなのかどうか、知る手立てがない。

ここでPTS評価⁷とは、冷却材喪失事故(LOCA)や主蒸気管破断事故などの際、加圧水型原子炉圧

力容器の炉心領域部が受ける加圧熱衝撃(Pressurized Thermal Shock)を評価するものである。上記事故などで急激な冷却が起こると圧力容器の内面と外面とに温度差が生じて強い引張応力が内面に発生し、圧力容器が脆性状態(脆性遷移温度以下)にあれば、ひび割れが進展して圧力容器の破壊という大事故に至る。発生応力 K_I の温度履歴曲線と破壊靱性値 K_{Ic} の曲線が交叉するデッドクロスがおこらないことを確認しなければならない。

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、同時期に運転開始した美浜1号と敦賀1号とを比べると(運転時間や取出し時期の多少のちがいはあるが)、**敦賀1号の照射量は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」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。このことが後述する監視試験方法JEAC 4201の改訂を促すことになった。照射脆化は、照射量の多いいくつかのPWRを差し置いて、BWRの2基がワースト7にリストアップされたゆえんである。**

照射脆化はなぜ起こるのか

金属材料は、さまざまな原因で壊れる。そのひとつに「照射損傷」がある。そういう現象を原子レベルで調べるのが「格子欠陥」の研究である*1。

*1一個人的な感慨を書いて恐縮だが、50年以上も前から日本物理学会には「格子欠陥分科」があり、学生だった私は面白いなどと思って研究にいそしんだ。大阪大学の助手になって大学闘争を経験して、醒めた目でみるようになると、この研究分野は原子力開発と軌を一にして「アメリカ発」で発展してきたのだ

「照射損傷」がなぜ大事な研究テーマになったかという、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あたると、金属材料を傷つけるからである。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れば「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。人体にたとえれば、動脈硬化で血管が破れやすくなっ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バカん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、船体には質の悪い鋼板が使われていて、脆性遷移温度は27℃であったという。

とわかった。だからといって研究から足を洗ったわけではなく、京都大学原子炉実験所に通って放射線を使った物性研究を、楽しみながらやっていた。そういう研究をやること、原子力が抱える社会的問題とはなかなか結びつかなかった。その関連を意識して研究を始めたのは、1980年代になって、東海第二原発の材料劣化について原告側の証人を依頼されてからである。

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、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、たとえば、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のことで、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} n/cm² 程度の中性子束を材料に照射できる。nは、中性子の数を表す記号である。一方、実機である加圧水型軽水炉(PWR)での照射速度は 10^{10} n/cm²、沸騰水型軽水炉(BWR)では 10^8 n/cm² 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られている。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⁸。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。

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わかった⁹。

筆者らは、この事実にも十数年前から気づき、研究者たちの注意を喚起してきた¹⁰。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^{11,12}。

その後、鋼のミ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のがわかった。それらのミクロ解析の結果は、筆者らのコンピュータ・シミュレーションの結果¹³を裏づけるものでもあった。上記の古い考えは、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**つくられた**¹⁴ことにより、それなりの改善が図られた。現在、圧力容器の評価は、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号炉溶接金属は、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

JEAC 4201-2007 も、複雑な現実を十分に説明できるものではなかった。

玄海 1 号炉圧力容器の想定外の脆化

さらに「想定外」の監視試験データが観測された。玄海 1 号炉の結果である。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 号炉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。それが予測の範囲を越えて 42℃ も上昇した。図 3 は、九州電力が 2003 年に提出した「高経年化技術評価書」¹⁵⁾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こっているのだ。

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)ごろに想定された数値であり(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℃ と想定されるところとしている。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 回から第 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。

その推定の仕方は説明されていないが図 3 で、右上の×印のデータ点から図中の実線に平行に左方に線を引き、35 年の照射量とされる横軸 $3.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ でのたて軸(脆性遷移温度)の値を読みとったものと思われる。あるいはそれと同等の計算をおこなったのであろう。しかし、そういう求め方が根拠をもつためには図 3 に示す脆化予測曲線がそれなりに意味をもつのでなければならない。

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℃	7.0(*)	約 66 年

2003 年高経年化技術評価書(2003 年 12 月)¹⁵⁾ 原子炉容器, p. 15, 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。(*)は筆者らの推定値(推定方法については、文献 16(注 3)参照)。

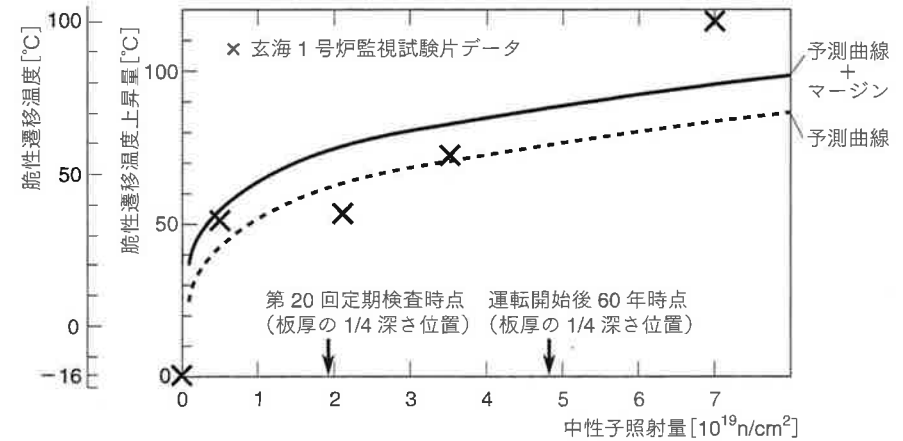


図 3—玄海 1 号炉監視試験データと JEAC4201-1991 による予測曲線

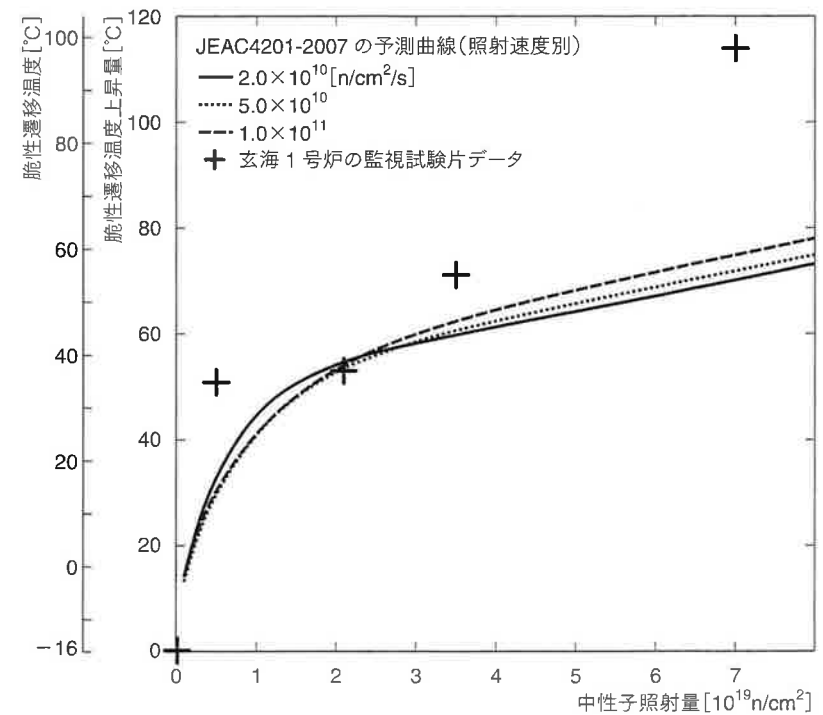


図 4—玄海 1 号炉監視試験データと JEAC4201-2007 による予測曲線
予測曲線は、文献 15 に記載されている鋼材の銅含有量 0.12%、ニッケル含有量 0.56% を用いて計算した。

しかし、前述したようにこの従来の予測式はすでに“破算”が宣告されているのである。

では、2007 年に制定された新しい脆化予測式でこの玄海 1 号炉の高い脆性遷移温度は説明できるのか? 否である。

図 4 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¹⁵⁾。この図には、図 3 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*2。玄海1号炉に関しては、1991年予測式(図3)も2007年予測式(図4)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、運転開始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。

では、現在、圧力容器の脆性遷移温度は何度と考えればよいのだろうか。まともな推定の方法はない。そうであるならば、98℃という観測データを尊重して、圧力容器もまたこのような高い脆性遷移温度に現在、すでになっていると推定して(それこそ、安全のためのマージンであろう)、対策を考えるべきである。対策とは、脆性遷移温度98℃を前提として前述したPTS評価をおこなうこと、98℃を前提として運転シークエンスを再検討すること、加圧試験もまた98℃を前提とすること、などである。

保安院の対応とパブコメでの主張

私たちは玄海1号炉の高い脆性遷移温度の観測に驚き、その報に接してただちに、福島瑞穂議員のヒアリングに同席する形で、原子力安全・保安院(保安院)に監視試験方法の運用を含めて説明を求めた。ところが驚いたことに、保安院原子力発電検査課はその時点(2010年12月15日)で、玄海1号炉第4回監視試験結果について何らの情報も持っていなかった。われわれの質問状で初めて知ったという。九州電力は、この鮮烈な脆性遷移温度を保安院に伝えることはしなかったし、保安院もまた問い合わせる義務もないので知らなかったという。なんとも心もとない手抜きな安全監視

*2—このような高い脆性遷移温度が観測されるのは、銅含有量がもっと高い鋼材の場合なので、一つの推測として、この玄海1号炉は、成分の大きな不均質を有する質の悪い鋼材が使われた可能性がある。

体制である。そのヒアリングでわれわれは保安院に対し、玄海1号炉の照射脆化に強い関心をもつべきこと、シャルピー試験の生データの公開を事業者に求めるべきこと、などを求めた。

玄海1号炉の第4回監視試験結果が従来の予測式(JEAC4201-1991)でも新しい予測式(JEAC4201-2007)でも予測できず、また、その高い脆性遷移温度を説明できないことは重大である。保安院は、「JEAC4201-2007の2010年追補版」に対する意見公募をおこなったので、私たち原発老朽化問題研究会は、この重大な事実をふまえて、これら監視試験方法に対する根本的な疑問を表明するパブリックコメントを保安院に提出した¹⁷。

われわれが提出したパブリックコメントの骨子は次のとおりである(一部省略)。

・2007年予測式では、玄海1号炉母材や敦賀1号炉溶接金属における監視試験結果をまったく再現できないことなど、2007年予測式をベースに監視試験システムを運用することはできない。

・予測式で説明できないような高い脆性遷移温度が観測された原子炉は、その時点で廃炉にするという選択が必要である。

・予測が可能であるのかどうかを含めて、JEAC 4201の根本的な見直しが必要である。

このパブコメで主張したことは、圧力容器鋼材の監視試験法を定めているJEAC4201の根本的な見直しが必要であること、その規定のなかに廃炉を選択すべきケースがあることを明記すべきことである*3。

* *

原子力発電所の危険性は、地震・津波だけによるものではない。原発の老朽化も大きな危険要因である。本稿で述べた原子炉圧力容器の照射脆化はそのなかでもっとも基本的な留意事項である。

*3—保安院は、この意見に対する回答を5月6日にホームページ上でおこなった(提出者への直接的回答はなし!)。玄海1号炉データの著しい乖離という現実何ら触れず、乖離が生じた場合はそのデータを考慮してマージンを設定し直すので問題はない、というその場を取りつくろう以外の何物でもない人を喰った回答であった。

40年を想定してきた原発を60年まで延長して使おうということ自体が無理を重ね、危険性を増していることにほかならない。

本稿で取りあげた照射脆化の著しい7つの原発のうち、福島第一1号炉はすでに無惨な姿をさらして廃炉の運命にあるが、他の6つの老朽化原発も真っ先に廃炉への手続きを進めるべきものとする。

謝辞 本稿は、「原発老朽化問題研究会」での議論によるところが大きい。上澤千尋氏はじめ、研究会の面に感謝する。

文献

- 1—原子力資料情報室編: 原子力市民年鑑2010, 七つ森書館(2010)p. 60
- 2—井野博満: 科学, 77(11), 1124(2007)
- 3—中島甫: 原子力工業, 34(5), 22(1988)
- 4—原子力資料情報室編: 原子力市民年鑑2010, 七つ森書館(2010)p. 219
- 5—原発老朽化問題研究会編: 老朽化する原発—技術を問う, 原子力資料情報室(2005)
- 6—関西電力: 高経年化技術評価書(美浜原発1号機), 原子炉圧力容器, 2009年11月

域論。原発銀座と呼ばれる福島に赴任したのを契機に「原子力開発と財政」をテーマとした研究に取り組んできた。中間NPOの理事をしながら地域づくりの活動にも携わっている。主な著書は『差別としての原子力』(リベルタ出版1994年)、『NIMBY シンドローム考—迷惑施設の政治と経済』(東京新聞出版局1999年)、『あすの地域論』(編著, 八潮社2008年)、『原発におお地域の未来を託せるか』(自治体研究社2011年)など。

西尾 漢

1947年東京都生まれ。広告制作会社で働いていた73年ころ、「電力危機」を訴える電力会社の広告(勤めていたのは、電力会社とは無縁の極小会社)に疑問を抱いたことを出発点に、原発の問題にかかわるようになった。現在、原子力資料情報室共同代表。もともと「科学は苦手」で、同じように苦手な人にとってわかりやすく情報を提供することを仕事としている。岩波ジュニア新書『新版 原

- 7—日本電気協会原子力規格委員会: 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC4206-2007
- 8—日本電気協会原子力規格委員会: 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-1991
- 9—井野博満・上澤千尋・伊東良徳: 日本金属学会誌, 72, 261(2008)
- 10—井野博満: 金属, 71, 726(2001)および、井野博満: 「原子炉圧力容器材料の照射脆化機構」研究会報告, 義家敏正・柳田誠也・長谷川雅幸編, 京都大学原子炉実験所, KURRI-KR-62, pp. 7~17, 2001年3月
- 11—経済産業省, 原子力安全・保安部会, 高経年化対策検討委員会(第5回): 配布資料(2005年6月)
- 12—井野博満: まるで原発などないかのように—地震列島, 原発の真実, 原発老朽化研究会編, 現代書館(2008)第2章
- 13—柳田誠也・義家敏正・井野博満: 日本金属学会誌, 64, 115(2000), S. Yanagita et al.: Mater. Trans., 43, 1663(2002)
- 14—日本電気協会原子力規格委員会: 原子炉構造材の監視試験方法 JEAC4201-2007
- 15—九州電力: 高経年化技術評価書, 1 原子炉容器, 2003年12月
- 16—井野博満: 原子力資料情報室通信, 440号, 3(2011)
- 17—原発老朽化問題研究会: 監視試験方法2010年追補版に関する技術評価書等に対する意見, 2011年1月, 原子力安全・保安院へ提出

発を考える50話』では、原子力をめぐるほとんどすべての問題を網羅したが、自身では気負いの少なかった旧版のほうを懐かしく思う気持ちもある。

原科幸彦

1946年静岡県生まれ。東京工業大学大学院・総合理工学研究科長・教授。1975年東京工業大学大学院博士課程修了・工学博士(建築学専攻)。専門は環境計画・政策で、住民参加と合意形成の社会工学的な研究。環境アセスメントは重要な領域で、社会の意思決定を合理的で公正なものとする手段と捉えている。日本のアセス制度化と普及や、国際協力分野での環境社会配慮の推進に努めてきた。趣味はツリーウォッチング。国内400種類以上の樹木の識別ができる(と勝手に思っている)。横浜市緑区のキャンパス内の里山樹木などに名板をつけ、樹木観察を学生や教職員と楽しむ。