

“老朽化” 原発の課題

井野博満 (東京大学名誉教授, 金属材料学)

いの ひろみつ

日本は“老朽化” 原発の先進国になりつつある。当初 40 年と考えられていた原発の寿命を 60 年に延命させる方針が決まっている。本当に大丈夫なのか、金属材料の劣化にしばって問題点を述べる。

原発の寿命

日本で原子力発電所が商業用運転を始めたのは 1970 年である。この年、大阪で開かれた万国博覧会に“原子の火”を灯すため、突貫工事で日本原電敦賀 1 号機(沸騰水型原子炉(Boiling Water Reactor), 以下 BWR)と関西電力美浜 1 号機(加圧水型原子炉(Pressurized Water Reactor), 以下 PWR)が運転開始に漕ぎつけた。それ以降、この 2 つの型の原発が 55 基運行されている。BWR のほうがやや多く 32 基、PWR は 23 基である。

図 1 は、アメリカ・ドイツ・フランス・日本の原発建設台数を年度別に示したものである⁽¹⁾。これをみると、脱原発を明確にしているドイツではほぼ半数の 16 基がすでに閉鎖され、アメリカでも初期の原発を中心に 23 基が閉鎖されている。フランスは遅れて建設が始まったこともあり、閉鎖は 1 基のみである。

日本の原発建設は、アメリカに遅れること約 10 年だが、1968 年までに建設されたアメリカの原発はすべて閉鎖されたので、日本は“老朽化” 原発の先進国になりつつある。70 年代に作られた原発が次々と老朽化を迎えているのだ。原発の寿命は、建設当時、ほぼ 40 年と想定されていた。国や事業者は、そんなことは決まっていなかった。法律的にどこにも書いていないと今になって言うが、70 年代当時、事業者が作成した設置申請書には圧力容器の寿命を 40 年(実効運転期間 32 年)と

想定して、容器鋼材の中性子照射脆化を推定している。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(原研)の研究者が書いた総説⁽²⁾においても、寿命を 40 年と想定して議論を展開している。これらのことから、当時は 40 年寿命が共通認識だったことは明らかだろう。

40 年を寿命とすれば 2010 年から古い原発から次々と閉鎖されてゆくはずだが、そうはならない。住民の反対などで新規原発立地に困難性があることや、新しい原発を建設するよりも寿命延長のほうが安上がりなことなどから、原発の寿命を 60 年まで延ばして使う方針が決まったのである。30 年を超えた原発については各事業者が「高経年化技術評価報告書」を提出し、原子力安全・保安院の「高経年化対策検討委員会」がそれらを審議して、寿命延長を認めることになった。今まで 13 基の原発について 60 年まで運転しても OK のお墨付きが与えられている。認められなかった原発は 1 基もない。

一般に、金属材料の劣化原因は、腐食と疲労が大部分を占めるが、原子炉特有の劣化原因として中性子照射脆化が加わる。「高経年化対策検討委員会」が主要な検討項目としているのは、I. 原子炉圧力容器の中性子照射脆化、II. 応力腐食割れ、III. 疲労、IV. ケーブルの絶縁低下、V. 配管減肉である⁽³⁾。このうち II と V は腐食が関係する劣化である。

本稿では、I と II について問題点を述べること

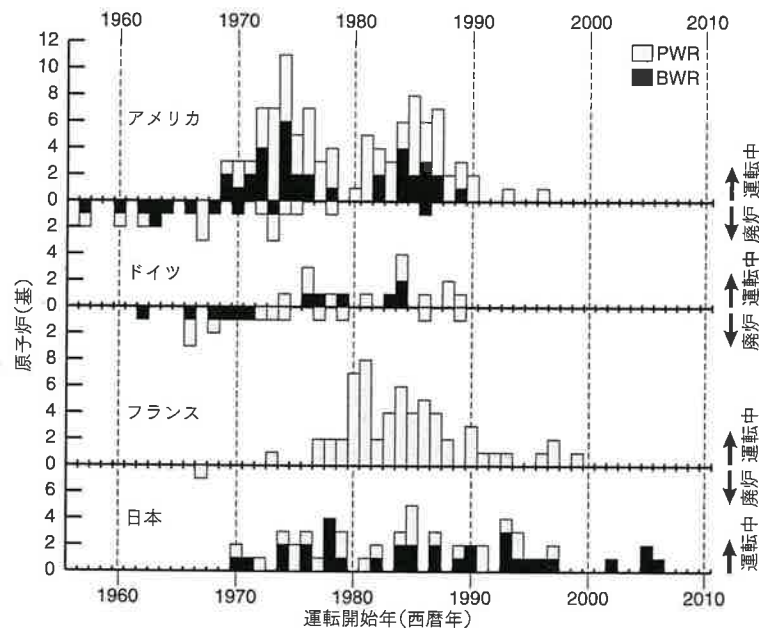


図 1——主要国の年度別原発建設台数(商業運転開始年)⁽¹⁾。運転中の台数を上向きに、閉鎖された原発を下向きに示した。BWR・PWR 以外の研究炉などは省いた。イギリスやロシアは炉型が違うので示さなかった。

にする。

配管・機器の応力腐食割れ

金属材料は、鉱石(酸化物・硫化物など)を還元して作り出されたものであるから、自然環境はもとより多くの人工的環境でもさびる傾向をもっている。金属は熱力学的に安定ではなく、酸素や陰イオンと反応して酸化・腐食する。

鉄は強度は高いがさびやすい材料なので、その耐食性を高めるためクロムやニッケルを添加し、さびにくい(stainless)鋼=ステンレス鋼が開発された。原発(BWR)のシュラウド(炉心の覆い)や再循環系配管で使われているのは JIS 規格で SUS 304 と呼ばれるステンレス鋼で、クロム 18%・ニッケル 8% を含む面心立方結晶(オーステナイト)の合金である。家庭で流し台や食器に使われている汎用のステンレス鋼(18-8 ステンレスともいう)とかわりない。

この合金は、1970 年代にひび割れが頻発し、「一体いつになったら原子力発電は信頼できるものになるのか、原子力がダメなら、ダメと言ってくれ」と事業者のトップに言わしめた大問題⁽⁴⁾だ

ったが、材料研究者の努力によってひび割れの原因が突き止められた。ひび割れの原因は、応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking, 略して SCC)と言われるもので、鋼材を溶接する際の熱でステンレス鋼の材質が変化し、結晶粒界にクロム炭化物ができる。その結果、粒界付近のクロム濃度が低下し、腐食されやすい状態(鋭敏化と呼ばれる)になる。原子炉の炉水中には放射線によって水が分解されてできた溶存酸素が微量だが不可避免的に存在し、溶接の際の熱ひずみによって生じた残留引張応力が加わって、粒界割れが起こる。これがオーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れである。このように応力腐食割れの材料学的メカニズムがわかって、新しい改良型合金が作られ、一応の解決を見た。

改良型合金というのは、ステンレス鋼中の炭素濃度を 0.08% 程度から 0.03 ないし 0.02% に下げて、クロム炭化物が粒界にできにくくしたもので、SUS 304 L あるいは SUS 316 L 材という。L は low carbon の意味である。この新しい合金によって、実験的には応力腐食割れが起これなくなり、問題は解決したと材料研究者は胸をなでおろした。しかし、実機で使われ始めて数年後の

1990年代半ば頃から、GEの研究者などによりひび割れが報告されはじめた⁽⁶⁾。日本では、このひび割れを隠して運転していたことがGEの検査技師の内部告発によって2002年8月に発覚したことに端を発し、2003年4月には東京電力のすべての原発17基が運転停止したほか、多くのBWRが休止した。ひび割れの事実は電力内部の研究者にも内密にされた。それゆえ、ひび割れ隠しが発覚したとき、当の東京電力研究所のある研究者は原子力学会の研究集会で「人知の及ばぬことが起こりうる」と当惑し、反省の弁を述べている⁽⁶⁾。

この新しいタイプのひび割れはタチが悪かった。以前のひび割れは溶接線に沿ってまっすぐなひび割れだったのに比べ、ひび割れの進展方向は曲がりくねったり、二股に分かれたりして、超音波検査で見つけにくかったり、正確な深さを測定するのが困難で、配管を切り出してから初めて見つかったり、深さが倍以上あったりした。原子力安全・保安院は、超音波検査を複雑で熟練を要する新しい方法に変え、そのための検査要員を養成する措置を取りはじめているが、その後も2006年2月に福島第二原子力発電所3号機の再循環系配管で、ぐるりと円周方向に延びる大きなひび割れを見逃す⁽⁷⁾など、検査体制は十分でない。また、検査の複雑化にともなって検査員の被曝が増えているというデータがある⁽⁸⁾。

この新しいひび割れが実験室では起こらず、実機で頻発した原因は、グラインダーがけなどで材料の表面に加工硬化層ができ、そこから割れが発生したためと考えられている。さまざまな対策が取られているが現実には割れの発生を皆無とすることはできず、ひび割れの進展が破断に至る致命的なものかどうかを評価し、致命的でなければひび割れを許容するという考え方が採用されている。ひび割れ隠し発覚後の2002年12月、大急ぎで制定された「維持基準」の考え方がそれである。

「設計基準」とは別に「維持基準」を作り、それによって機器を管理してゆくという考え方は、一概におかしいとは言えないが、原子力発電に対

しての導入の経過をみると、結局、発生を押さえることのできないひび割れを容認して運転することに道を開くことが目的だったと思われる。このような安易な導入の仕方は、安全性の観点から問題が大きい。

具体的に言えば、「維持基準」にもとづく超音波検査でひび割れを完全に検出できるのかどうか、まず疑問である。次に、見つかったひび割れの進み具合を正確に予測し健全性を判定できるのかどうか。応力腐食割れの進展速度は、ひび割れ先端にかかる力の大きさ(応力拡大係数)と環境条件、材料の状態によって決まる。しかし、実験的には非常にばらつきが大きいため、材料学的に条件がきちんと押さえられているとは言い難い。とくに、加工ひずみを受けて発生する新しいひび割れについてはデータがそろっていない。ひずみによる硬化は、表面加工を受けた場合に限らず、溶接の際の熱影響部(Heat Affected Zone, HAZ)にも生じる。ひずみ硬化は、ひび割れの発生頻度を高めるだけでなく、その進展速度も大きくするという主張⁽⁹⁾を裏付ける実験データが得られ始めたところである。そういう段階であるにもかかわらず、不確実なひび割れ進展予測を行い、多くのひび割れについて問題なしという結論を出し、止まっていた原発の運転が次々と再開された。

しかし、ひび割れの問題は解決されていないのである。「健全なひび割れはOKです」というような姑息な危なっかしい逃げ道を作るのではなく、1970年代にひび割れメカニズムの解明によって新しい材料を開発したのと同じように、実際の使用条件でもひび割れが発生しない新しい材料が開発されねばならない。今回、そういう材料学的前進はまったくなされていない。

さらに、原発の長期間の運転で、次なるひび割れが予測されている。照射誘起応力腐食割れ(Irradiation Associated Stress Corrosion Cracking, IASCC)と呼ばれるものである。これは、シュラウドなど炉心からの中性子線をあびる箇所のステンレス鋼に発生するもので、ステンレス鋼が脆くなるので恐れられている。長期間運転で中性子照

射量はその臨界値まで近づいている。しかも、従来、ある値までは発生しないという閾値があると考えられてきたが、この閾値という概念自体、新しいひび割れの発覚以降、再検討を迫られており、割れ発生原因が複合的に作用した場合の予測は困難である。

中性子照射脆化

原子炉圧力容器は鉄(低合金鋼)で作られているが、鉄には脆性遷移がある。これは、ねばり性質(延性)をもつ鉄がある温度以下で脆くなる現象で、その移り変わりの温度を脆性遷移温度という。タイタニック号が氷山にぶつかって沈んだのは脆性遷移温度が27°Cという質の悪い鋼板を使っていたためとされている。

さて、鋼に中性子が当たると結晶を構成する原子をはじき飛ばし、空孔と格子間原子(フレンケル対)を作り出す。これらの格子欠陥はやがて集合して空孔クラスターや格子間原子クラスターを作る。また、空孔が動くことで不純物の銅原子などもまた集合体(不純物クラスター)を作る(図2)。これらの2次欠陥が結晶を硬化させ、脆性遷移温度を上昇させる。

では、実際に日本の原発の脆化状態はどうか。図3は、通産省(当時)が公表した圧力容器監視試験片データ⁽³⁾⁽¹⁰⁾をもとに脆性遷移温度の上

昇と中性子照射量の関係をプロットしたものである⁽¹¹⁾。データ点は、BWR, BWR加速照射, PWRを区別して示してある。加速照射というのは監視試験片を炉心に近づけて設置したものである。PWRは、BWRにくらべ圧力容器の径が小さいので、中性子照射速度が大きく、したがって同じ期間照射したときの照射量大きい。

図をみると、脆性遷移温度上昇が大きいのは、×印で示したPWRの観測値のうち高照射量のもので、40Kを超える多数の点がある。初期の老朽化した原発に多く、美浜1号では90Kを超えるデータ点もある。この温度が高いほど急に冷やして応力がかかった場合などに脆性破壊を起こす危険性が高まる。要注意である。もう1つ注目すべきは■印で示したBWRのデータである。照射量が低いにもかかわらず40Kを超える予想外のデータ点がいくつかある。敦賀1号、福島第一1号、島根1号などのデータである。BWRは照射速度(したがって照射量)が小さく、PWRにくらべて照射脆化はさほど大きくないと考えられてきた。しかし、その考えは正しくないことが明らかになってきた。

現在使われている脆性遷移温度の予測式は、中性子照射量と鋼中の合金成分によって決まるとしている。しかし、中性子照射速度、すなわち、同じ照射量でもゆっくり照射するか、速く照射するかによって結果が違ってくるようになってきた。

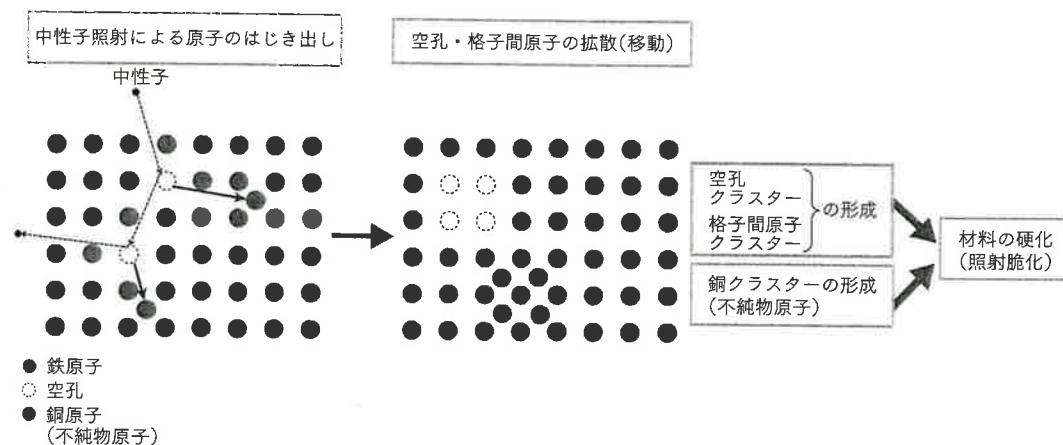


図2——中性子照射による鋼の硬化メカニズム。硬化の原因は、格子欠陥クラスターによるものと不純物クラスターによるものと2種類ある。

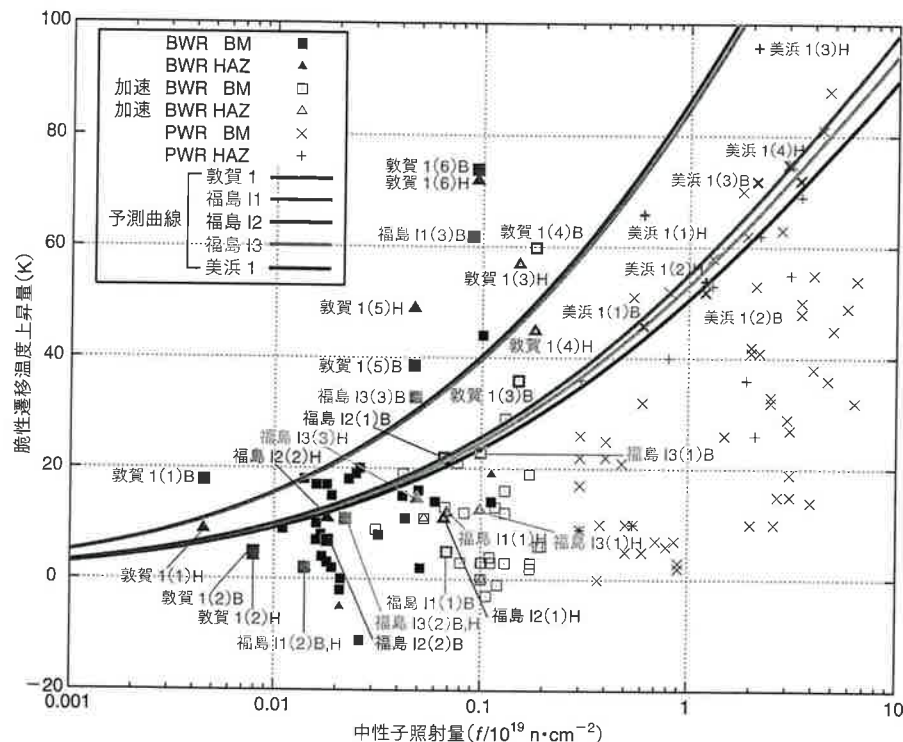


図3—日本の原発压力容器監視試験データより作成した脆性遷移温度上昇と中性子照射量との関係。データ点は、BWR・BWR加速・PWRのそれぞれについて母材(BM)・溶接金属(HAZ)を区別して示した。また、脆化が進んでいる原発について、図中に“敦賀1(6)B”(敦賀1号炉・6回目の取り出し試験片・母材の意)のようにデータ点を示すとともに、その現行脆化予測曲線を記入した。

図3で、3種類のデータ群が連続した1つのまとまりにならずに、それぞれの群に分かれているようにみえるのはそのためである。照射速度が最も遅いBWRの群が低い照射量でまず立ち上がり、次にBWR加速照射が立ち上がり、PWRのデータはずっと遅れて立ち上がる。

日本で最初のBWRである敦賀1号炉には、比較的多くの監視試験片が挿入されていて、図4に示すような12個のデータが得られている。そのデータを詳しく解析してみよう。母材(BM)と溶接熱影響部(HAZ)があり、それぞれ通常照射と加速照射のデータがある。現在、監視に使われている脆化予測曲線は、照射速度のちがいを考慮に入れず図中の破線のように求められている⁽³⁾。ところが通常照射の観測データはこの予測曲線に比べ大きく上方へはずれている。予想よりも実際は脆くなっているのである。筆者らが通常照射のみのデータ点を使って最小2乗フィッティングした曲線を実線で示す⁽¹¹⁾。現行予測曲線とは異なる

り急激な上昇がみられ、運転開始後60年時点での予測値は90°Cに達する。現行予測曲線でのたかだか30°C前後という値とは大きく異なる。このように照射速度効果を取り入れない現行の予測式、ひいては監視方法の考え方自体が現実と合っていないのである。

照射速度効果はなぜ生じるのか。そのメカニズムもわかってきた。図2に示したように、照射硬化を引き起す原因は、格子欠陥クラスター(空孔クラスターと格子間原子クラスター)の形成と不純物原子クラスター(銅クラスターなど)の形成の2つがある。この2種類のクラスターのでき方が照射を行う速さ(あるいは照射時間と言ってもよい)によって違ってくるのである。不純物クラスターはゆっくり照射したほうがより多く形成される。これが照射速度依存性が生じる理由である。

現行の照射脆化予測式にはこの効果がまったく考慮されていない。各事業者の「高経年化技術評価報告書」を審査した高経年化対策検討委員会は、

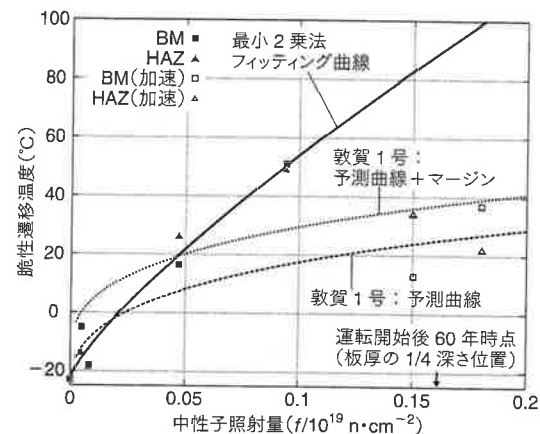


図4—敦賀1号炉の压力容器監視試験データのうち、通常照射データ点のみを用いて筆者らが最小2乗フィッティングした曲線⁽¹¹⁾。破線は事業者による脆化予測曲線。

压力容器の照射脆化に関し、「高経年化技術評価に用いられた予測式は、概ね最新の監視試験データを適切に予測しているが、照射量の少ない領域ではばらつきが比較的大きいことから、監視試験の充実及び最新知識の活用により予測式の最適化を図るべきである」と述べ、各原発の60年寿命延長を認めている⁽³⁾。図4に典型的に示されるような危険な上昇傾向を単なる「ばらつき」として軽視しているのである。監視データを虚心に見るのではなく、寿命延長を既定方針としたこのような偏った審査によって压力容器の安全性が保証されるとは考えがたい。

なお、脆化の大きい美浜1号などでは、緊急冷却時の加圧熱衝撃(PTS)解析が事業者によって実施されているが、発生応力が破壊応力に接近した値になっているのも不気味である⁽¹²⁾。こういう計算は、条件を少し変えると結果が大きく変わってしまうことがあり、現実をどの程度反映できているのか不確か性が高い。脆性遷移温度上昇が母材よりも高い溶接金属についてのPTS評価をどういうわけかやっていない(公表されていない)のも気になる。

地震による損傷

周知のように、今年7月、新潟県中越沖地震が東京電力柏崎刈羽原発の7基を襲った。老朽化

とは別次元であるが、設計当初の品質を機器が保持し得なくなったという点で共通性がある。この地震はM6.8という中規模の地震であったにもかかわらず、原発サイトでの揺れは設計の許容値を超える「想定外」のものとなり、敷地内の建物や機器に無数の被害を与えた。原子炉本体およびその周辺のSクラス機器の損傷の程度は、まだ調査が進んでいないのははっきりしないが、まったく無傷であるということはまず考えられない。すでに生じていた材料劣化(老朽化)が地震による影響で加速される可能性(IAEAレポートも指摘)も考えられる。仮に再運転をめざすならば、それらの綿密な検査・評価が必要となる。本当にそれができつものだろうか。

被った地震の大きさは、弾性変形内に収まる上限 S_1 を超え、さらに S_2 をもこえるものだった。 S_2 は塑性変形を起こして機器に損傷が残るが、破断はせず大事故は押さえられるというぎりぎりの考えで設定された限界震動の大きさである。今回の地震でそれを超えたということは、機器や配管に実際に損傷が生じている可能性が高い。1号機についての目視検査では、炉心での損傷は見つかっていない⁽¹³⁾が、局所的なひずみや塑性変形は、材料組織学的な検査を待たなければわからないし、わかるとも限らない。

このような損傷原発は再運転すべきではないと考える。日航機の御巣鷹山墜落事故の悲劇は、それ以前に大阪空港で尻もち事故を起こした機体を修理して再運航して起こった。後から考えればなぜそのような馬鹿げた安全軽視をしたのかと思うが、その時点では修理して使っても大丈夫という技術的判断をしたのだ。震災を受けた原発を再運転することはそれと同じ轍を踏む怖れがある。仮にひずみが見つからなかったとしても、それはひずみがないことを意味しない。ひずんだ部分を取り替えて済ませる問題でもない。「危なくてとても動かさない」というのがまともなエンジニアの偽らぬ感覚ではなからうか。

結論

(1) 建設当初想定されていた40年の寿命に近づいた原発が、60年までの運転継続を認められて、日本は老朽化(高経年化)原発の先進国になりつつある。しかし、運転延長の国の審査は、「延長ありき」の事業者の申請をそのまま追認するもので、安全性・公正性に疑問を抱かせるものである。アメリカでは、安全上不安の大きい原発や経済性の低い原発は閉鎖された。日本では、老朽化原発の閉鎖が選択肢になっていないこと自体が異常である。

(2) 応力腐食割れは、ステンレス鋼だけでなく、同じく耐食性の高い高ニッケル合金を用いた機器でも頻発している。原子力発電所の応力腐食割れを防ぐ材料は開発されていない。炉水中の溶存酸素は、中性子照射による水の分解によって不可避免的に生じるのであり、その水管理の問題も含めて、応力腐食割れ対策は未完成な技術と言わざるを得ない。ひび割れの健全性評価の手法は万全ではない。図1を見るとアメリカでは、PWRにくらべBWRのほうがより多い割合で閉鎖されている。BWRのほうが管理上の問題点が多いのではないかと思われる。寿命延長は、安全上の危惧を高めると同時に、被曝労働を増やすなど管理上の困難も増やす。

(3) 最も重要な原子炉圧力容器の健全性に関しては、著しく照射脆化が進んだ原発がいくつかあることに加え、現実と合わない脆化予測式のままで審査が進められている。筆者らの解析では、いくつかのBWRでは事業者や国が想定している予測をはるかに超える脆化の危険性がある。敦賀1号、福島第一1号・2号、島根1号などがそうである。脆化予測を見直し、寿命延長を再検討すべきである。脆化の大きい美浜1号・2号などのPWRも同様である。

(4) 老朽化した原発が震災を受けたときどのような事態が生じるかは十分に解明されていない。

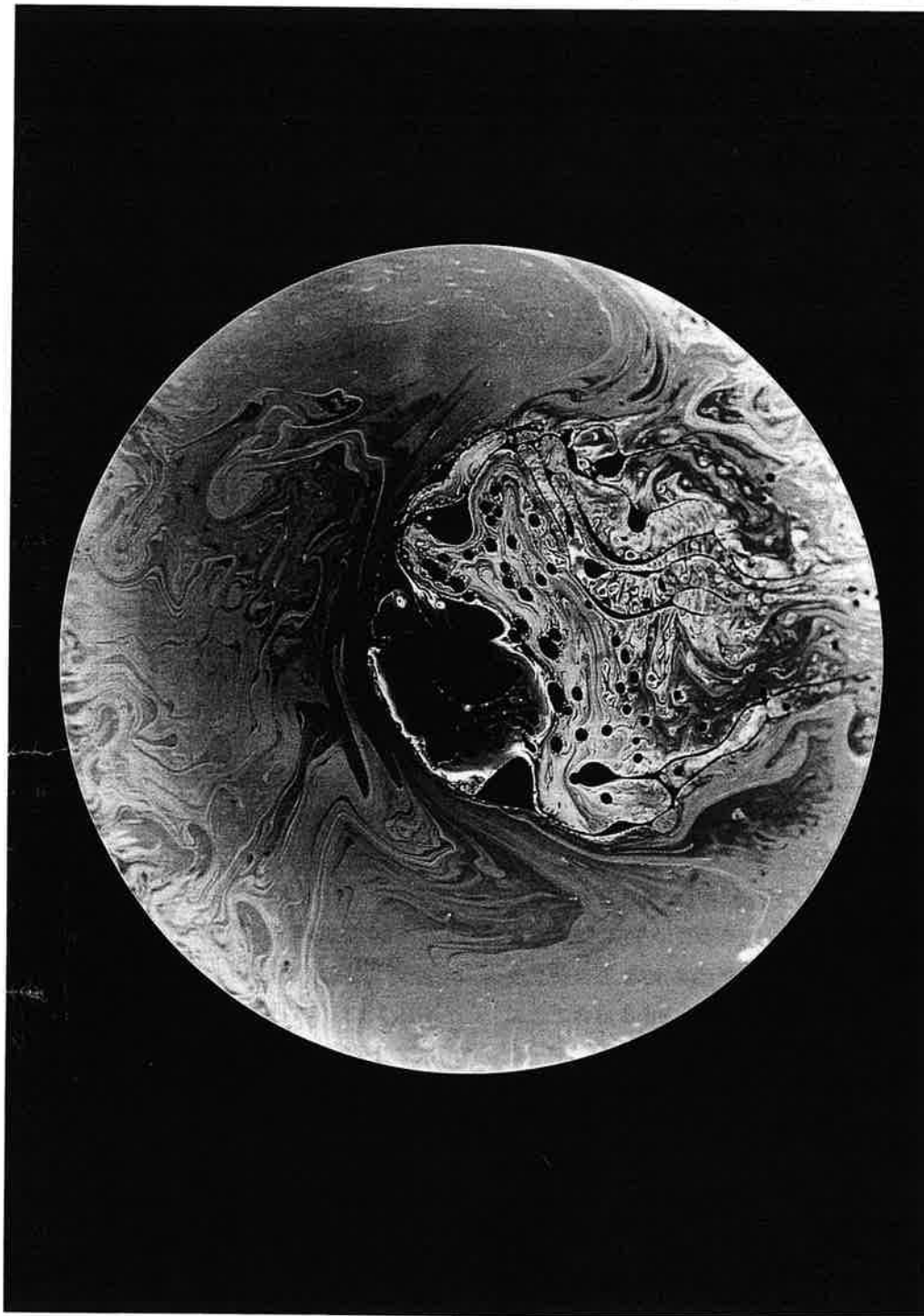
10月26日に地裁判決が下りる浜岡原発裁判においてはそこが最大の焦点になっている。損傷を受けた柏崎刈羽原発を閉鎖にするのはもちろんのこと⁽¹⁴⁾、東南海大地震の震源の中心に位置する浜岡原発もまた閉鎖を選択すべきであろう。

本稿を作成するに当たり、データのご教示と図面作成にご協力いただいた原子力資料情報室上澤千尋氏に厚く御礼申し上げます。

文献

- (1) IAEA PRIS(Power Reactor Information System): <http://www.iaea.org/programmes/a2/index.html> をもとに作成
- (2) 中島甫: 原子力工業, 34(5), 22(1988)
- (3) 総合資源エネルギー調査会, 原子力安全・保安部会, 高経年化対策検討委員会(第5回)2005年6月16日, 資料5-1
- (4) 豊田正敏: 日本原子力学会誌, 35(12), 1057(1993)
- (5) R. M. Horn et al.: Nuclear Engineering and Design, 174, 313(1997)
- (6) 鈴木俊一: 日本原子力学会材料部会「第1回シュラウド等材料問題検討会」メモ(2003.3.12)
- (7) 原子力安全・保安院, 原子力安全基盤機構: 応力腐食割れ(SCC)に関する現在までの知見の総括, 第45回原子力安全委員会資料第3号, 2006年7月6日, p. 34
- (8) 武本和幸: 老朽化する原発——技術を問う, 原発老朽化問題研究会編, 原子力資料情報室(2005)pp. 103~115
- (9) 井野博満: 金属, 75, 40(2005)
- (10) 高経年化対策検討委員会に提出された報告(文献(3))のなかに監視試験データが記されている。それ以外の原発については、国会(議員)の要求によって通産省(経産省)から提出された一覧表があり、井野博満: 老朽化する原発——技術を問う, 原子力資料情報室(2005)pp. 41~66に載せてある。
- (11) 井野博満・上澤千尋・伊東良徳: 日本金属学会2006年秋期講演大会で発表, 日本金属学会誌に投稿中
- (12) 美浜発電所1号機技術評価報告書(1999年1月) p. 15
- (13) 総合資源エネルギー調査会, 原子力安全・保安部会「中越沖地震における原子力施設に関する調査・対策委員会」(第3回)(2007.9.12)資料2: 「柏崎刈羽原子力発電所1号機の原子炉上部点検の結果及び今後の点検計画について」(東京電力(株))
- (14) 柏崎刈羽原子力発電所の閉鎖を訴える科学者・技術者の会: 「声明: 東京電力柏崎刈羽原子力発電所の閉鎖を訴える」(2007.8.21); <http://kkheisa.blog117.fc2.com/>

Focus in the Dark



第13回……………半球状のシャボン玉

平らな面に半球状のシャボン玉をつくり、真上から撮影した。半球の頂上付近からシャボン液が流れ落ちて渦をつくり、液の濃さや厚さが微妙に変化して多彩な干渉色の模様が生まれる。ニュートンも色の変化を精細に観察しているシャボン玉は、何度撮影しても、そのたびに新鮮な驚きを与えてくれる素材である。