

原発は どのように壊れるか

金属の基本から考える

小岩 昌宏
井野 博満

原子力資料情報室

甲第9号証

は、通常の工業材料か、それを原発向きに改良した材料である。たとえば、耐食性をもつとして多用されているオーステナイト系ステンレス鋼 SUS304 は、18-8 ステンレスともよばれ、家庭でも流し台やスプーンやフォークによく使われている(1章コラム参照)。品質管理が厳しく行われているが、原発だからといって特別な材料ではない。

11 章

金属材料の経年劣化

金属、とくに原子炉で使われる構造材料の経年劣化で重要なのは、

- ・ 照射損傷：中性子の照射を受けて、圧力容器や炉内構造物の内部に欠陥が徐々に作られ、経年劣化してゆく原子炉特有の現象
- ・ 金属疲労：降伏には至らない程度に繰り返しの力を受け、金属の内部に欠陥が徐々に作られ拡大してゆく現象
- ・ 腐食：環境からの化学的な作用で、金属が変質してゆく現象

の3つである。

11.1 照射損傷

(1) 原子のはじき出し損傷と核変換損傷

結晶を高エネルギーの中性子で照射すると、何が起こるだろうか？ 二つのケースがある。

- ① 運動エネルギーを原子に渡す“はじき出し”・・・結晶格子点にある原子がはじき出されて格子欠陥ができる
- ② 衝突した原子核を変化させてしまう“核変換”・・・中性子を吸収して他の元素になる。その際にヘリウム、水素などの他の元素を放出する場合もある

① はじき出し損傷

質量 M_1 、エネルギー E_1 の粒子が、材料（質量 M_2 の原子）に入射する場合を考えよう（図 11.1）。ある原子に入射粒子が衝突して、エネルギー E_p （添え字 p は primary）を渡したとする。 E_p がある値より大きければ、原子は格子点を飛び出す、

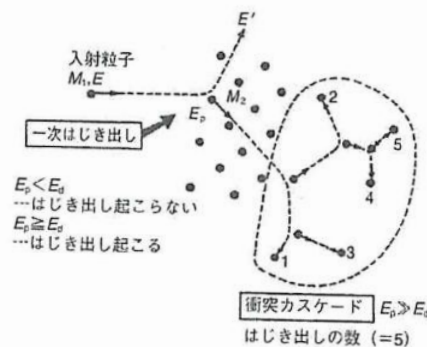


図 11.1 はじき出し損傷の模式図
質量 M_1 の粒子が結晶内の質量 M_2 の原子にぶつかり、原子をはじき出し、さらに、その原子がカスケードとよばれる連鎖的のはじき出しを起こす。
出典：石野繁、蔵元英一、曾根田直樹：3. 原子のはじき出しと照射欠陥。J. Plasma Fusion Res. Vol.84, No.5, pp.258-268 (2008)

すなわちはじき出しが起こる。その値をはじき出しエネルギー (displacement energy) とよび、 E_d と表す。

$0 < E_p < E_d$ ならば、はじき出しは起こらない

$E_p \geq E_d$ ならば、はじき出しが起こる

E_d の大きさはどのくらいだろうか？ 固体中の原子はまわりの原子と結合しており、はじき出すにはその結合を断ち切る必要がある。原子間の結合エネルギーは数電子ボルトなので、 E_d はその数倍の大きさである。鉄では 40 電子ボルト程度とされている。

静止位置からはじき出された原子を 1 次はじき出し原子 (primary knock on atom, PKA) とよぶ (コラム参照)。

② 核変換損傷

原子核に、中性子、陽子、または他の原子核が衝突すると、全く異なった他の原子核に変わることがあり、これを核変換という。そのときに発生するヘリウム原子や水素原子が集合して物質中に残ると、物質の機械的性質に影響を及ぼす。

放射線源として利用範囲が広いコバルト 60 は、コバルト 59 (同位体比 100%) を中性子照射することにより作られる。

なお、放射性廃棄物となった長寿命の核分裂生成物を「この種の核変換反応によって短寿命核種に変換して早期に放射能を減らすことができないか」という期待が繰り返されたがほとんど成果がなく、実用化に至ってはまず見込みがない。

コラム 原子のはじき出しによるフレンケル対の形成

衝突された原子が受け取る最大のエネルギー $E_{p,max}$ は、

$$E_{p,max} = 4M_1M_2E_1/(M_1+M_2)^2$$

である。正面衝突したときには、いちばん効率良くエネルギーが渡され、このとき衝突された原子は最大のエネルギーを受け取る。正面衝突でなく、かすめるような衝突のしかたでは、渡されるエネルギーは少なくなる。

なお、 $M_1=M_2$ すなわち、衝突する粒子と衝突される粒子が同じ質量であるとき、 $E_{p,max}=E_1$ となることに注意しよう。このとき、飛んできた粒子 M_1 は静止し、 M_2 がすべてのエネルギーを受け取って、飛び出していく。

1 メガ電子ボルトの中性子 (質量 $M_1=1$) が鉄原子 (質量 $M_2=56$) に衝突する場合を考えると、上式から $E_{p,max}$ は約 69 キロ電子ボルトとなる。平均値はその半分の約 35 キロ電子ボルトとなり、はじき出しのエネルギー E_d に比べてはるかに大きい。したがって、1 次はじき出し原子 PKA は、2 次、3 次・・・と次々に他の原子と衝突して、はじき出しの連鎖が起こる。この衝突の連鎖を衝突カスケード (collision cascade) または単にカスケードと呼ぶ。図 11.1 に示したケースでは 5 個の原子がはじき出されている。この過程で原子はエネルギーを失ってゆく。

原子が飛び出したあとは原子空孔 (vacancy, V) となり、飛び出した原子は、結晶格子の間に入り込んで格子間原子 (interstitial atom, I) となる。V と I の対をフレンケル対とよぶ。提唱したソ連の科学者フレンケル (Yakov Frenkel) の名にちなんだ。

1 個の 1 メガ電子ボルトの中性子がどのくらいの数のフレンケル対を作るか？ 大雑把に言えば、最初にはじき出された原子の平均エネルギー 35 キロ電子ボルトの内、はじき出しに使われるエネルギーをその半分とすると、はじき出しのエネルギー 40 電子ボルトで割って、425 個程度となる^[1]。

なお、核分裂生成粒子はエネルギーが大きいので膨大な数の欠陥を作る。1 個のウラン原子核が分裂してできた 2 個の核分裂生成粒子は、25,000 個の原子をはじき出すと計算されている。これは核燃料棒の損傷原因となる。

(2) 照射脆化

原子炉圧力容器の中性子照射脆化

これは原子炉圧力容器鋼材が脆化して、最悪の場合には原子炉が破裂して核燃料がすべて環境中に放出されるというもっとも重大な経年劣化事象である。中性子照射によるのはじき出しの結果できた格子欠陥がどのように照射脆化と関係するのら

うか。

7章で述べたように、鉄鋼材料には、延性破壊と脆性破壊という二つの破壊様式があり、図 11.2 に示したように、ある温度を境に、それより低温では脆性破壊、高温では延性破壊が起こりやすくなる。この境の温度を延性・脆性遷移温度 (ductile-brittle transition temperature, DBTT) あるいは単に脆性遷移温度とよぶ。その移り変わりは、この温度で急激に起こるのではなく、図 11.3 に示したように、低合金鋼では 50℃ ないし 100℃ の広がりをもった温度幅で起こる (注 1)。

それでシャルピー試験で吸収エネルギーが 41 ジュール (J) になる温度を脆性遷移温度と定義している (注 2)。これは、シャルピー試験でエネルギー吸収値が明確に立ち上がる温度付近に相応する値である。衝撃試験での破面を観察し、脆性破壊に特徴的なつるつるしたへき開破面の割合 (破面率) から求める方法も用いられる。延性破面がゼロの温度を無延性遷移温度 (nil-ductile temperature, NDT) とよび、シャルピー試験で求めた脆性遷移温度 (Tr30) とよい相関がある。

中性子損傷によって格子欠陥ができると、その欠陥が転位の運動を妨げ、金属は

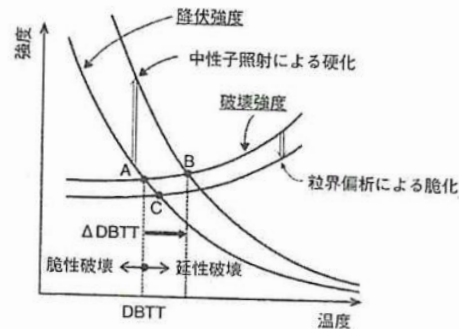


図 11.2 脆性遷移温度の考え方

脆性遷移温度は、材料が塑性変形を起こして壊れる (延性破壊) か、ひび割れが進行して壊れる (脆性破壊) か、の境の温度である。中性子照射で変形応力が上昇すれば、脆性遷移温度は A 点から B 点へ上昇する。また、リンなどの粒界偏析により結晶粒界が脆くなれば、脆性遷移温度が A 点から C 点へ上昇する。

(注 1) このような広い温度幅をもつのは、脆性遷移温度の本質ではなく、ケイ素単結晶では数℃という狭い温度幅で脆性から延性への鋭い遷移が起こることが観測されている^[2]。銅では結晶粒サイズや不純物の存在などの組織的要因によってこのような幅広い遷移になるのではないかと考えられる。

(注 2) 41 ジュールという数値は、米国の基準 30 フットポンド (ft-lb) を換算したものである。それゆえ、無延性遷移温度 (NDT) と区別して、この温度を Tr30 と書くこともある。なお、上部棚吸収エネルギーの許容下限値 68 ジュールというのも 50 フットポンドの換算である。

変形しにくくなる。その結果、図 11.2 および図 11.3 に示したように脆性遷移温度は高温側へシフトする。しかし、中性子照射で直接できる欠陥 (一次欠陥という) は、空孔や格子間原子が主であり、これら原子サイズの大ききの点欠陥は小さくて転位の運動の妨げにはならない。それらが集まってできる二次欠陥であるクラスターが転位運動の抵抗になる。

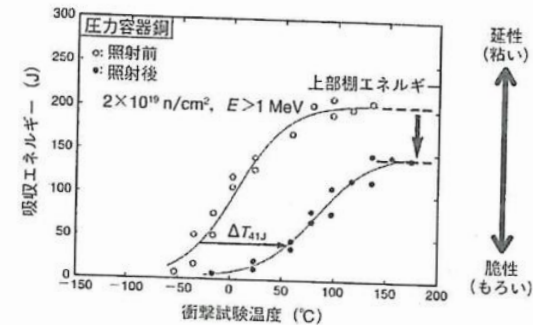


図 11.3 シャルピー試験の測定事例

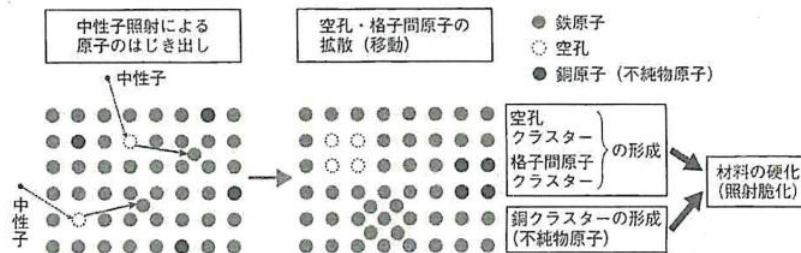
シャルピー試験の測定事例 (日本原子力研究所の材料試験炉 JMTR での実験)。中性子照射により脆性遷移温度が上昇し、上部棚吸収エネルギーが低下する。

照射後あるいは照射中、材料が原子炉内のような高温に置かれると、空孔や格子間原子は結晶内を動き回り、空孔と格子間原子が出会えば対消滅し結晶格子は修復されるが、空孔どうしあるいは格子間原子どうしが出会いを繰り返せば、集合体である空孔クラスターあるいは格子間原子クラスターを形成する。この様子を図 11.4 に模式的に示した。なお、井野らのコンピュータシミュレーションでは、点欠陥の 90% は対消滅し、クラスターとして成長するのは 10% 程度と計算された^[3]。この割合は照射条件によって変わる。

鉄中に溶け込んでいる銅などの不純物原子もまた、照射でできた空孔の働きでクラスターを形成する。銅原子は、空孔が隣の格子位置にくることで位置交換を行うことができるようになり、結晶中を動き回って銅クラスターを形成する。照射の初期は銅クラスターの形成が盛んで硬化の主因になる。一方、照射が進んだ段階、あるいはもともと銅原子が少ない場合は、空孔クラスターなどが主因になる。

リンなどの不純物原子は、照射により結晶粒界に析出 (粒界偏析) し、結晶粒界を割れやすくする。この場合は、図 11.2 に示したように、破壊強度が低下することによって脆性遷移温度が上昇する (12.1 節も参照)。

原子炉圧力容器の中性子照射脆化の現状とその規制をめぐる問題については、章



原子炉圧力容器（原子炉容器）では

1. より高い温度で脆性破壊を引き起こす…… 脆性遷移温度の上昇
2. より小さなエネルギーで破壊する…… 上部棚エネルギーの低下

図 11.4 中性子照射脆化のメカニズム

中性子によって原子がはじき出され、空格子点（空孔）と格子間原子ができる。銅材がある温度（たとえば 300℃）に置かれると、空孔クラスターや格子間原子クラスター、銅（不純物）クラスターが形成され、結晶が硬く、脆くなる。脆性遷移温度が上昇し、上部棚吸収エネルギーが低下する。

を改めてⅣ部 12～14 章で詳しく論じる。

炉内構造物の照射脆化

原子炉圧力容器内には、炉心を保持するシュラウド（BWR の場合）や流れを制御し熱を遮る熱遮蔽板（PWR の場合）などのステンレス製の構造物がある。オーステナイト系ステンレス鋼は、フェライト鋼（炭素鋼や低合金鋼）に比べて照射脆化に強いが、炉心に近く設置されているため浴びる中性子の量は桁違いに多い。BWR の炉心シュラウドでは、炉心の高さにあるステンレス鋼材が著しく硬化しているケースが見つかった。また、照射を受けることによってステンレスの応力腐食割れが加速した事例も見つかった。これを照射誘起応力腐食割れ（IASCC）という。これらは経年劣化した原発に共通して起こる事象である。

11.2 金属疲労

金属材料のなかで疲労が問題となるのは鉄鋼やアルミニウム合金などの構造材料である。鉛やリチウム（電池材料）、金（接点材料）、ケイ素（半導体素子）などの機能材料と比べてみればわかるように、それは構造部材として外力に耐える役割を担っているからである。

金属が疲労を起こす際に受ける力には、機械的な外力と熱的な力がある。機械的な力としては、地震動による揺れや、ポンプやモーターの振動をひろっての日常的な揺れがある。熱的な力とは、配管や機器が熱を受けた際に、周囲から固定や拘束されていると膨張や収縮が抑えられ、材料内部に発生する応力である。このようにして発生する応力を、外力による一次応力と区別して二次応力という（15 章参照）。

(1) 疲労を評価する S-N 曲線

縦軸に応力 S をとり、横軸に疲労破断するまでの応力繰返し数 N をとって、片対数グラフ上にプロットして得られる右下がりの曲線を S-N 曲線（または S-N 線図）という。図 11.5 に測定例を示す。なお、疲労寿命 N が $10^4 \sim 10^5$ 回までの範囲の疲労を低サイクル疲労、それ以上の範囲の疲労を高サイクル疲労とよぶ。

鉄鋼材料では、図 11.5 に示したように、繰返し応力 S を小さくすると、疲労寿命 N は長くなり、ある限界の S 以下の応力では、疲労破壊は事実上起こらなくなる。この限界応力を疲労限度という。鉄鋼材料以外では、明確な疲労限度を示さない場合が多い。明確な疲労限度がみられない場合には、 N が 10^7 回または 10^8 回となる S の値を疲労限度と見なして、設計等に用いることが多い。高サイクル疲労は、運転中の機器や流体の振動、熱応力などの比較的小さな荷重によっても起こる。

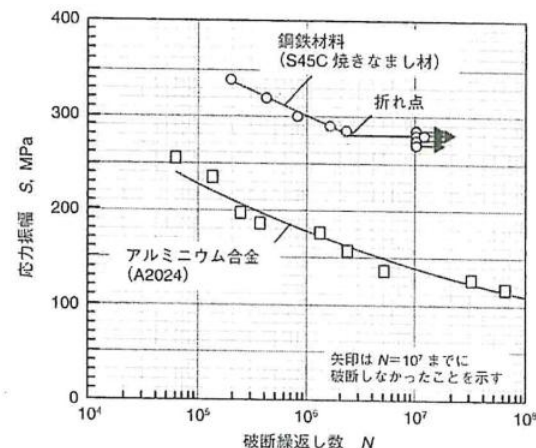


図 11.5 疲労曲線

鉄鋼材料の多くでは、それ以下の応力では疲労が起こらないという疲労限度がある。アルミニウム合金やステンレス鋼では、はっきりした疲労限度がみられないので、実用上、 10^7 回の繰返し数での応力レベルを疲労限度と見なす。

一方、低サイクル疲労は、降伏点近傍の応力振幅が大きい繰り返し荷重によって起こる（大きな地震や運転に伴う大きな荷重など）。弾性範囲を超えてマクロな塑性変形を伴うこともあるので応力とひずみは比例関係にはなく、疲労試験を応力振幅一定で行うか、ひずみ振幅一定で行うかで結果が異なる。後者の試験法では、縦軸に塑性ひずみ幅（全ひずみ範囲）をとって $S-N$ 曲線を表す。図 11.6 にその一例を示す。

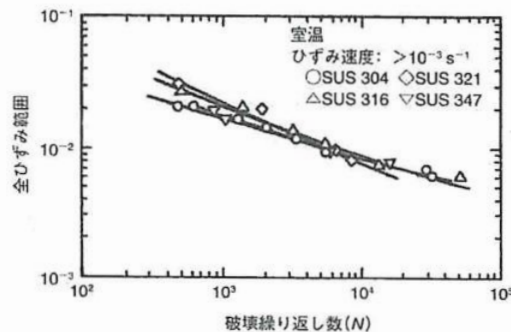


図 11.6 低サイクル疲労曲線事例

低サイクル疲労曲線の例（ステンレス鋼）。塑性ひずみが生じ得る応力レベルなので、ひずみ振幅を一定とした試験法で測定を行うことが多い。

疲労は、同じ材料でも熱処理条件や結晶粒径、内部欠陥の有無、表面状態などのわずかな違いによって、結果が大きく変わることがある。測定環境にも注意が必要である。多くの疲労曲線（ $S-N$ 曲線）は大気中で測定されている。水中など使用環境が実験環境と異なれば同じ疲労挙動にはならない。腐食環境では、疲労の進行が早くなることが知られているが、実験データが不足し理論的説明も遅れている。

(2) 疲労設計とその現実

構造設計に際しては、以下に述べる累積疲労係数が 1 を超えないように設計する。上述したように、疲労現象は、同じ材料でも（未知の）個別的条件の違いによって生じる違いが大きい。そのことを考慮して、設計に用いる疲労曲線は、疲労データの平均値を結んだ最適曲線よりも、ひずみ振幅において $1/2$ 、繰返し数において $1/20$ という条件を満たすように作成する（図 11.7）。

累積疲労係数は、疲労を起こす原因である熱疲労、外力による疲労（機器の振動や地震動による揺れ）などをすべて合算して求める。想定される事象（たとえば地

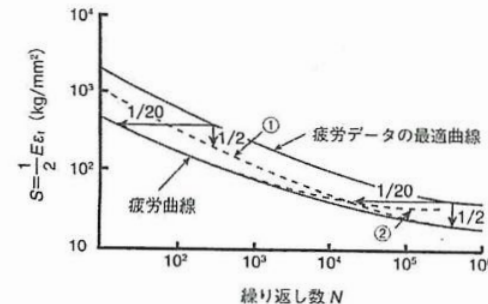


図 11.7 設計疲労曲線の作成法

縦軸の S は、ひずみ振幅 ($\varepsilon_t/2$) にヤング率 E を乗じた見かけ上の応力振幅である。最適曲線に対して、縦軸（ひずみ振幅）について $1/2$ とした曲線①と横軸（繰返し数）について $1/20$ とした曲線②の下側を連続的に滑らかに引く。

震）に際して、どれくらいの応力が発生するかという応力解析を行い、発生応力の大きさ S と発生回数 n を求める。次に、設計疲労曲線から応力 S に対応する許容回数 N を読み取り、比 n/N を求める。一般に、発生応力のレベルがいくつかあるので、それらを足し合わせて、

$$U = n_1/N_1 + n_2/N_2 + n_3/N_3 + \dots = \sum n_i/N_i$$

を計算し、 U が 1 より小さいかどうかを確認する。この U を累積疲労係数とよぶ。

累積疲労係数が大きくなる部位は、熱疲労を起こしやすい部位や地震などの揺れに弱い部位である。新規制基準適合性審査に合格し、再稼働へ進んだ原発について、累積疲労係数が問題となる事例を調べてみると、細かい数字は無意味だが、次のようである。

蒸気発生器給水入口管台（ノズル）

川内 1 号機・・・0.903

高浜 1 号機・・・0.455

美浜 3 号機・・・0.532

一次冷却材管加圧器サージ管台（ノズル）

川内 1 号機・・・0.723

川内 2 号機・・・0.709

高浜 3 号機・・・0.709

高浜 4 号機・・・0.709

一次冷却材管設備配管

川内2号機・・・0.516

高浜1号機・・・0.714

高浜2号機・・・0.877

これらは地震に対する評価値として記載されているが、経年疲労（運転中の熱疲労と機械的振動による疲労）を含んだ数値と考えられる。川内原発1号機蒸気発生器給水入口管台の0.903という値は、許容値1まで0.1以下の余裕しかない。そのほかにも注意すべき高い数値のものが多数ある。

さて、では、なぜこのような許容値ぎりぎりの評価になる原発が続発するのか。それは、基準地震動の見直しによって設備・機器の各部位における発生応力の算定が大きくなるにもかかわらず、見直し以前に設計した原発をそのまま再稼働させようとしているからである。表11.1に各地の原発の基準地震動がどのように変遷しているかを示す。当初、270ガルから450ガル程度だった基準地震動の値が、2006年の耐震基準の見直しにより600ガル前後の値に引き上げられ、さらに新規制基準の適合性審査で見直しが行われた。川内原発1号機を例にとると、建設当初は270ガルだった基準地震動が、2006年改訂では倍の540ガルになり、現在は620ガルに引き上げられた（注3）。累積疲労係数は、図11.7に示すような安全代（シロ）を設けているとはいえ、 $U=1$ というのは、繰り返し荷重による塑性変形の末、材料が破断してしまう目安値である。このような数値に近づいているというのは事故発生の危険度が高いといえる。

コラム 疲労が原因で起きた原発事故

1991年、関西電力美浜原発2号機（PWR）で蒸気発生器伝熱管でギロチン破断が発生した。細管の振動を抑える振れ止め金具がきっちり入っていなかったこと（図11.8）に加え、伝熱用細管と支持板の隙間に腐食生成物が溜まり、異常な振動（共振現象）を起こしたことが原因と考えられる。振れ止め金具の挿入ミスは設置時からなので、それが原因の高サイクル疲労という説明がなされているが、それには疑問がある。破断面に観測されるストライエーション（striation）とよばれる筋状模様の間隔から疲労の繰り返し回数を推定すると、き裂の発生から破断まで約 3×10^4 サイクルとなる。目に見えるき裂が発生するのは、疲労サイクルの終わりの5ない

（注3）ガル（Gal）は加速度の単位で、地震の揺れの大きさを示す。1 Gal = 1 cm/s²、重力加速度は980ガルである。

し10%程度になってからなので、全体としては3ないし 6×10^5 サイクル程度になるだろう。仮に毎秒10サイクルの疲労荷重を受けたとすると、疲労が進行した時間は、 $3 \sim 6 \times 10^4$ 秒、すなわち8ないし17時間となる。設置当初（事故の18年前）からの高サイクル疲労が原因とは考えにくい。事故前のそう遠くない時期に、管の固着などの何らかの不具合で共振が始まったと考えるのが妥当であろう^[4]。

疲労が原因の事故はほかにも多数ある。たとえば、敦賀原発2号機（PWR）の再生熱交換器を連結するL字型配管に長さ14センチメートルに達するひび割れが発生し、50トン以上の一次冷却水が漏れるという事故があった（1999年7月）。これは、熱交換器内を温度の異なる流体が交互に流れることによって引き起こされた熱疲労である。

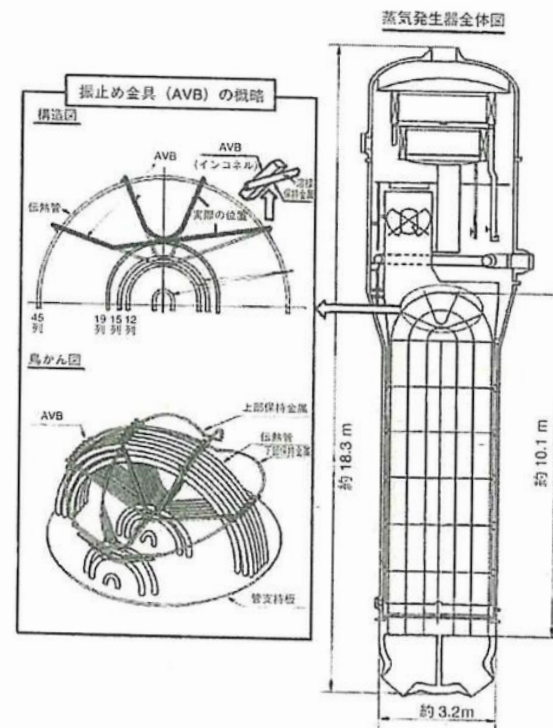


図 11.8 美浜2号の蒸気発生器細管と振れ止め金具

美浜原発2号機蒸気発生器に挿入されていた振れ止め金具の不具合を示す図。内側の伝熱管の位置まで達していなかった。運転開始時からこの状態で挿入されていたが、18年目に事故は起こった。

表 11.1 原発の基準地震動の推移

単位: ガル (Gal)

各原発の基準地震動の変遷を示す。

建設当時の設定と現在の評価では著しい違いがある。

		建設当時	東日本大震災当時	現在
泊	1～3号機	370	550	620
大間		450		650
東通		375	450	600
女川	1号機	375	580	未申請
	2号機			1000
	3号機			未申請
福島第1	1～6号機	270	600	
福島第2	1、2号機	270	600	
	3、4号機	370		
柏崎刈羽	1～4号機	450	2300	未申請
	5号機		1209	未申請
	6、7号機			1209
東海第2		270	600	1009
浜岡	3号機	600	800	未申請
	4号機			1200～2000
	5号機			未申請
志賀	1号機	490	600	未申請
	2号機			1000
敦賀	1号機	368	800	未申請
	2号機	592		880
もんじゅ		466	760	未申請
美浜	1、2号機	400	750	未申請
	3号機	405		993
大飯	1～2号機	405	700	未申請
	3～4号機			856
高浜	1～4号機	360	550	700
島根	1号機	300	600	未申請
	2号機	398		600
	3号機	456		未申請
伊方	1、2号機	300	570	未申請
	3号機	473		650
玄海	1、2号機	270	540	未申請
	3、4号機	370		620
川内	1号機	270	540	620
	2号機	372		

11.3 腐食

(1) 腐食とは

腐食は、水中やガス中で金属が錆びることである。ほとんどの金属は、鉱石を還元して作られるので、使用中に元の状態である酸化状態（エネルギー的に安定な状態）に戻ろうとする。様々な工夫でそれを防止するのが防食技術である。

腐食には金属表面が一様に腐食され減肉してゆく全面腐食（炭素鋼などで起こる）と結晶粒界などの弱いところが腐食されてゆく局部腐食（ステンレス鋼などで起こる）とがある。局部腐食は目に見えにくく内部へ進行するので見逃されやすいが、ひび割れの原因となり危険である。BWRのシュラウドや再循環配管のひび割れを起こした「応力腐食割れ」(SCC) もその一つである。ひび割れの早期検出が重要で、目視も行われるが、主として超音波探傷が用いられ、ほかに磁気探傷などの方法がある。

超音波探傷 (ultrasonic test, UT) は、病院などで受ける超音波検診と原理的には同じである。人体ならぬ物体の表面に超音波振動子を接触させパルス波を物体内に送り、傷からの反射を検出する。図 11.9 にその概略図を示す。裏面付近から発生したひび割れを検出する場合は、ひび割れ面に垂直に近い角度になるように、斜めから超音波を入射するなどの工夫がされている。

超音波探傷技術は進歩したとはいえ、すべてのひび割れを検出できるとは限らない。ひび割れの向きや形状によっては見落とすことがあるし、測定されたひび割れ

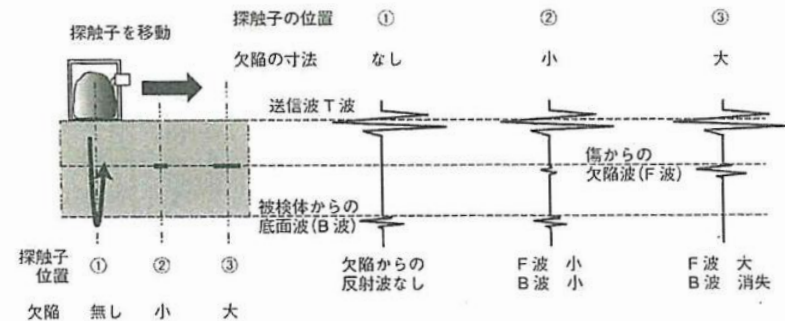


図 11.9 超音波探傷

超音波発信器を備えた探触子を試験片表面に接触させつつスキャンする。① 傷がない位置では試験片の裏面からの反射波（底面波）のみが観測されるが、② 傷がある位置では割れ目からの反射波が重なって観測される。③ 傷が大きいと表面には超音波が届かず、傷からの反射波のみになる。

の長さや深さの精度が不十分なこともある。

さらに言うならば、配管や機器によっては、超音波探傷機器を当てることができない箇所が存在することも忘れてはならない。運転開始後40年を超えて運転延長を申請する原発に対しては、「特別点検」を行うことになっているが、BWR压力容器内面の超音波検査については、「炉心領域、接近できる全検査可能領域」という文言がある。压力容器内面に検査できない箇所があり、検査に手心を加えてよいと読める(13章コラム参照)。

(2) 減肉とエロージョン・コロージョン

配管の内面などが削られる現象で、減肉は、炭素鋼などの全面腐食で起こる。エロージョン・コロージョンはその一つである。乱流などによって生じる浸食(エロージョン、erosion)が、腐食(コロージョン、corrosion)との相乗効果により加速される現象をいう。

図11.10に示すように美浜原発3号機(PWR)ではオリフィス(流れを絞るための穴のあいた円板で、圧力変化を検出して流速を知る目的で挿入される)の先に生じた乱流によってエロージョン・コロージョンが起こり、厚さ10mmの2次系炭

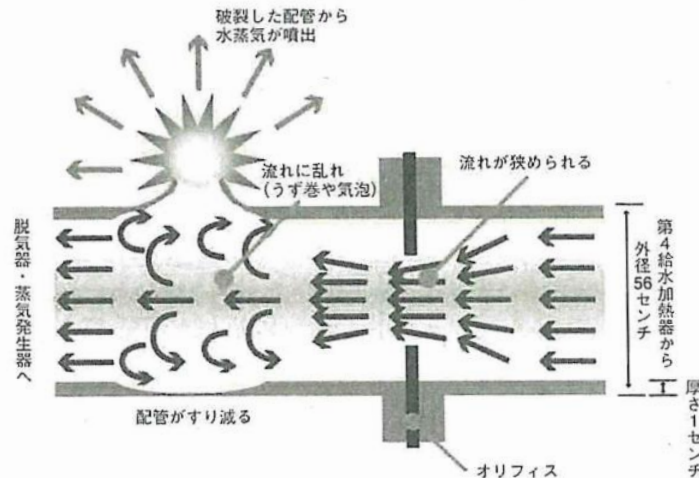


図 11.10 美浜原発3号機におけるエロージョン・コロージョン事故

オリフィスにより流れが狭められ、その下流で乱流が生じ、キャビテーション（気泡の発生）により、配管内面を削り取る。美浜原発3号機では、検査漏れ箇所を放置して死傷者を出す大事故になった。

素鋼配管が1mm以下にまで減肉し、内圧によって破裂した。定期検査準備のために建屋内で作業していた作業員が100℃近い熱水を浴び、5人が死亡、6人が重傷を負うという惨事となった。エロージョン・コロージョンを起こしやすい配管内の箇所（流れが乱れる場所）はわかっていたのに、検査箇所から抜け落ちていた。この箇所は関西電力と検査会社（三菱重工業と日本アーム）の見落としで点検台帳に登録されておらず、稼働以来27年間一度も点検が行われていなかった。さらに、見落したことに気づいたのに、大丈夫だろうと検査を13カ月ごとの定期検査後に先送りしたという驚くべき実態が背景にあった。

配管の減肉は炭素鋼や低合金鋼ではありふれた劣化事象である。では、どれくらいの頻度で配管の減肉は発生しているのか。この種のデータは減多に公表されないが、原子力安全・保安院に設置された高経年化意見聴取会で、運転開始40年を迎える美浜原発2号機の高経年化技術評価の審議に際し、井野博満委員の質問に対して回答した事例がある。関西電力の説明によれば、「これまでに美浜2号機において炭素鋼からステンレス鋼や低合金鋼に取り換えた個所の総数は約3200箇所となっており、全体の約6割に相当します」とのことである^[5]。同種部位で減肉が確認された配管なども、減肉が起こる前に早めに取り換えたとしているが、それにしても驚くべき取り換え箇所の数である。その結果、2次冷却系配管は、炭素鋼とステンレス鋼、低合金鋼とが混在した配管になり、異種金属の接合部で溶接ひずみが残っていないかどうか、新たな問題も生じるようになった。幸いにも美浜原発2号機は廃炉が決まったが、ほかの原発の炭素鋼配管でも共通に多数の減肉事象が起こっていることは想像に難くない。その劣化対策は容易ではない。

(3) ステンレス鋼（再循環系配管・シュラウドなど）の応力腐食割れ

応力腐食割れ(stress corrosion cracking, SCC)は、材料・応力・環境の3因子が重なって起こる。ステンレス鋼は、クロム原子が一樣に溶け込んでいる状態でこそ耐食性を発揮する。しかし、汎用のオーステナイト系ステンレス鋼 SUS304 は炭素を0.08%程度含んでいて、熱が加わると炭素原子が移動してクロム原子と結合しクロム炭化物をつくる。この現象は、原子間の結合が弱い結晶粒界（結晶粒と結晶粒との境界）で著しく、周辺にクロム欠乏領域(depleted zone)をつくり耐食性を失う(図11.11)。これをステンレス鋼の鋭敏化という。

ステンレスを溶接すると、その近傍が熱を受ける。この領域を熱影響部(heat affected zone, HAZ)という。ステンレス鋼の熱影響部では、溶接後の冷却の際、800℃から600℃の温度領域を通過するとき、このクロム炭化物の粒界析出＝鋭敏化が起こる。また、溶接後の不均一な収縮によって内部に引張り応力が残留す

る。このように危ない状態になった材料を、原子炉水中の酸素イオン（ガンマ線などの放射線によって水が分解し生成）がアタックすると、クロムが欠乏した結晶粒界に沿って金属原子が水中に溶け出し、割れが進行してゆく。これが高温高圧水（原子炉水）中の応力腐食割れのメカニズムであり、材料の鋭敏化、残留応力の存在、環境中の酸素イオンの存在という3つの因子が重なって起こる。

この応力腐食割れが運転当初から深刻な問題だったことは、豊田正敏（東京電力元副社長）の回想からもわかる。「昭和50年には、原子力発電の稼働率が全国平均で約40%、とくに東京電力では最低は19%という事態となり、福島第一1号機から3号機まですべて停止するという事態となった。」しかし、導入元のジェネラル・エレクトリック（GE）社からは対策は示されず、「社内のトップ層からは、『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、ダメといってくれ。石油燃料を余分に手配するなど別の手立てを講じるから』などといわれ、社内外から四面楚歌の状態で、・・・」と記している^[6]。

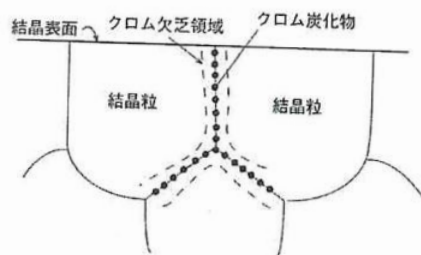


図 11.11 ステンレスの鋭敏化

応力腐食割れ（SCC）発生のメカニズム。結晶粒界でクロム原子と炭素原子が結合してクロム炭化物をつくると、その周辺にクロム欠乏層ができ、耐食性が失われる。粒界の原子が水中に溶け出し、ひび割れが生じる。

応力腐食割れのメカニズムは、1970年代に明らかにされ、その対策として、炭素含有量を0.03%以下に抑えたステンレス鋼が開発された。L材（低炭素材）やNG材（原子炉級材）とよばれる改良型のステンレス鋼（SUS304Lなど）である。クロム炭化物の形成が抑制されて材料の鋭敏化は起こりにくくなり、一時期、応力腐食割れ対策は確立されたと思われた。しかし、1990年代中頃から新しいタイプの応力腐食割れがGE社の研究者などから報告され始め、低炭素ステンレス鋼でも加工によってひずみを受けると、応力腐食割れが頻発することがわかってきた。この応力腐食割れは、表面の加工層を起点としてひび割れが起こることが多い。対策としては、溶接熱影響部の残留引張応力を低減するショットピーニング（小硬球を

コラム ひび割れ隠しとひび割れ検査

2002年8月東京電力のひび割れ（応力腐食割れ）隠しが発覚し、それ以前の10年以上にわたって、福島第一・第二・柏崎刈羽原発で29件の虚偽報告が行われていたこと、福島第一原発1・3号機で検査業務を行っていたGEの子会社のエンジニア（ケイ・スガオカ）が内部告発していたことなどが明らかになった。原発サイトの東電のエンジニアだけでなく、電気メカのエンジニアたちも事実を知っていたであろう。これら多数の日本人エンジニアたちが、企業のしがらみにとらわれ安全性を軽視し、ひび割れ隠しに協力した。一方、電力会社はひび割れの事実を親密な関係にあるはずの原子力学会の学者先生たちにも公表しなかったのみならず、秘密保持のため、同じ東電の中でも現場から研究所の研究者への情報は遮断されていた。この不祥事により、東京電力全17基の原発はすべて運転が止まり、トップの会長、相談役2名、社長・副社長、計5名が重大責任を取って辞任した。

再循環系配管のひび割れ調査の過程で、超音波検査（ultrasonic test, UT）は切断検査による実測深さを下回る結果を与え、ひび割れを過小評価していた事例が明らかになった。極端な場合には、実際には12mmの深さに達していたものが超音波検査では2mmとしていたり、深さ7mmのひび割れを全く検出できなかったケースもみられた（図11.12左図）。このような事態を踏まえて、発電設備技術検査協会は、柏崎刈羽1号機から切り出した配管について、斜め入射や多重端子を用いた「改良UT」による確性試験を行った。ところが、今度は切断調査によりわかった実測値よりも超音波検査による予測深さのほうが大きくなるという逆の傾向になっ

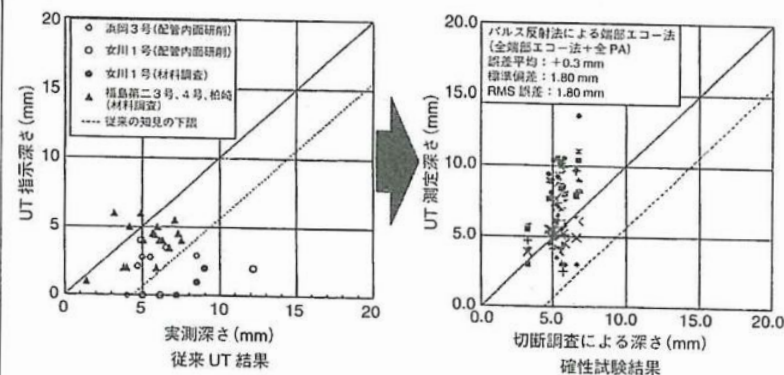


図 11.12 超音波検査によるひび割れ深さの実情

左図は、実機での超音波検査がひび割れを過小評価していたことを示す。右図は、過小評価になったことの反省のもとで行った確性試験の結果。今度は過大評価になった。

た。たとえば、実測値7 mm弱であるのに、それを深さ13.5 mmとか11 mmに計測したデータ点があり、また、5 mm前後のひび割れを10 mm以上に計測したデータ点がいくつもある(図11.12右図)。このような過大評価は存在しないひび割れを計測したケースもある。ひび割れの精度良い検出は条件が悪いと難しく、計測者の主観的判断が入らざるをえないことを意味している。検査協会は、安全側の計測データだと評価するが、むしろ超音波検査の限界を示した結果といえよう。

配管裏波との区別も場合によっては難しいという事例もある。福島第二原発3号機の再循環配管でのひび割れの見落としとしてである。定期検査で「改良UT」による検査を綿密に行ったにもかかわらず、配管の全周に及ぶひび割れからの超音波信号を配管裏面からの裏波と見誤り、ひび割れとの認定を行わなかったケースである。全周に及ぶような傷が生じるわけがないという思い込みが災いしたと思われるが、検査技術者の技量に左右されざるをえない現実がある^[7]。

叩きつけ表面を圧縮・硬化させる)や炉水中の溶存酸素濃度を下げたための水素添加や貴金属添加が試みられているが、この新しいタイプの応力腐食割れを完全に防ぐ方法は今も確立されていない。

11.4 原発における劣化事象のまとめ

以上述べた原発における劣化事象と事故・トラブル事例を表11.2にまとめた。金属材料以外にも、コンクリートの劣化や電気ケーブル被覆材の経年劣化など、老朽化原発にはさまざまなほころびが生じてくる。原発は巨大な構造物が連結した複雑なシステムである。表11.3を見ると原発の物量がどれほどのものであるかがわかる。経年劣化した機器・配管・ケーブルの点検・検査が容易でないことが理解されよう。

表 11.2 原発における金属材料の劣化原因と事故例・リスク

劣化原因	現象・メカニズム	事故例・リスク
照射脆化 (炉心からの中性子照射により脆くなる)		
○銅の照射脆化	脆性遷移温度の上昇	○圧力容器の脆化、破損
○ステンレス鋼の照射誘起応力腐食割れ	照射誘起偏析・硬化	○シュラウドの脆化、破損
疲労 (降伏応力以下の小さい力でも繰り返しにより破断に至る)		
○機械的力 (機械的振動や地震) によるもの	機器や配管にマイクロなき裂が発生・成長し、破断に至る	○蒸気発生器細管の破断 (美浜2号、1991年2月) ○熱電対さや管の共振破断 (もんじゅ、1995年12月)
○熱的力 (熱膨張・収縮の拘束による熱応力) によるもの (熱疲労)		○再生熱交換器のL字配管のひび割れ (敦賀2号、1999年7月)
腐食		
○全面腐食 エロージョン・コロージョン	全面に錆びが生じ減肉する 機械的浸食と化学的腐食が重なり、減肉する	○2次系配管の破断による死傷事故 (美浜3号、2004年8月)
○局部腐食 ステンレス鋼の応力腐食割れ	ひび割れが内部へ進展し、破断に至る 炉水中の溶存酸素・溶接部の残存引張り応力・材料の鋭敏化または加工硬化層の存在が重なって起こる	○シュラウド・再循環系配管のひび割れ隠し (東電の全原発ほか、2002年8月～)

表 11.3 原子力発電所 (100万 kW 級) の物量

熱交換器	140 基
ポンプ	360 台
弁	30,000 台
モーター	1,300 台
配管	170 km, 10,000 トン
溶接点数	65,000 点
モニター	20,000 箇所
ケーブル長さ	1,700 km

沸騰水型 (BWR) と加圧水型 (PWR) を平均したもの (日本原子力学会『原子力がひらく世紀』より)
100万キロワット級原発1基につき、弁が3万個、配管の総計の長さ170キロメートル、溶接点数6万5千点、電気ケーブルの総延長1700キロメートルなど、驚きの数字である。原発の巨大さ・複雑さがわかる。

文 献

- [1] T. Yoshiie: Factors that influence cascade-induced defect growth in pure metals and model alloys. Mater. Trans., Vol. 46, pp.425-432, 2005 <http://www.srim.org/>
- [2] 田中将己ほか: まてりあ, 56 巻 10 号, pp.597-603, 2017A
- [3] 柳田誠也, 義家敏正, 井野博満: Fe-Cu 合金における欠陥形成の損傷速度依存性に関するモデル計算, 日本金属学会誌, 64 巻 2 号, pp.115-124, 2000
- [4] 井野博満: 蒸気発生器伝熱管の破断プロセスについて, 美浜事故シンポジウム予稿集, 東大山上会館, 1991
- [5] 高経年化意見聴取会第 17 回資料 8, 2012 年 6 月 20 日
- [6] 豊田正敏: 温故知新 -55- 応力腐食割れ対策, 日本原子力学会誌, 35 巻 12 号, pp.1057-1065, 1993
- [7] 原発老朽化問題研究会編: 老朽化する原発—技術を問う—, 原子力資料情報室刊, 2005

IV

Part 4

照射脆化

-
- ▶ Chapter 12
 - ▶ Chapter 13
 - ▶ Chapter 14