

原発材料はいかに劣化しているか

井野博満（原発老朽化研究会）

1. 老朽化すすむ原発

大阪万博に「原子の火」が灯ってから37年、日本の原発は55基を数えますが、新規建設が進まない（2000年以降は4基）なかで「高齢化」の時代を迎えています。30年を超えた原発について「高経年化技術評価」を行って60年まで寿命延長することを次々と認めています。その一方で、原発の老朽化は進み、各地で次々とトラブルを起こしています。2002年8月に発覚した東電の「ひび割れ隠し」によって、2003年4月には東電の17基の全原発が止まり、首都圏では「原子の火」が消えました。それでも停電は起らなかったのも、原発はやはりいらぬのだというのがわれわれの結論ですが、東電の環境報告書では、この年、CO₂の排出が増えて環境に悪影響を与えたと総括しています。

原発におけるさまざまな機器の故障は重大な事故につながります。事故原因は金属材料の劣化が関係していることが多いので、今日の公開研究会では主に金属材料の劣化についてお話しします。

2. どういう金属材料が使われ、どう劣化するか

原発で使われている構造材料は主に炭素鋼・低合金鋼とステンレス鋼・ニッケル合金です。原子炉の心臓部とも言うべき圧力容器はSA533Bという低合金鋼が使われ、ステンレス鋼が内張（クラッド）されています。沸騰水型原子炉（BWR）のシュラウドや再循環系配管にはSUS316Lなどのステンレス鋼が使われています。

一般に金属材料の劣化原因で重要なのは疲労と腐食です。金属疲労は材料に繰り返しの力がかかると起ります。原因は機械的振動によるものと加熱・冷却によって生じる熱応力によるもの（熱疲労）とがあります。腐食は、水中やガス中で金属がさびることです。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（炭素鋼などで起る）と結晶粒界などの弱いところだけがどんどん腐食されてゆく局所腐食（ステンレス鋼などで起る）とがあります。局所腐食はひび割れとなって内部へ進行し危険ですが見逃されやすいので割れの検出が重要です。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」

表 1 原発における金属材料の劣化原因と事故例

劣化原因	現象・メカニズム	事故例
疲労(降伏応力以下の小さい力が繰り返しかかり破壊する)		
○機械的力によるもの	繰り返し外力や共振	○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)
○熱的力によるもの(熱疲労)	熱膨張・収縮の繰り返し	○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(金属は酸化物に還元たがる。例外は金)		
○全面腐食 エロージョン・コロージョン	全面にさびが生じ減肉する。 機械的侵食と化学的腐食が重なる	○2次系配管の破裂による死傷事故(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・溶接部の残存引張応力・材料の鋭敏化または加工組織の存在	○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～)
照射脆化(炉心からの中性子照射によりもろくなる)		
○鋼材の照射脆化	脆性遷移温度の上昇	○圧力容器の高経年化
○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

(SCC) もその1つです。

原発に特有な劣化現象として中性子をあびることによる照射損傷があります。これは圧力容器の照射脆化を引き起こします。また、炉心の近くにあるシュラウドでは、中性子照射に応力腐食割れが重なった照射誘起応力腐食割れ(IASCC)が生じます。

3. 金属材料の劣化による原発事故例

今日は主に、浜岡原発差し止め裁判で証言したステンレス鋼の応力腐食割れ問題(4章)と原子炉圧力容器の照射脆化(5章)についてお話ししますが、その前に、金属材料の劣化が原因で起った原発事故を振り返っておきます。

表1に金属材料の劣化原因と原発事故例を示します。

疲労による事故

1991年に起きた美浜2号の蒸気発生器事故は疲労によるものです。PWR特有の蒸気発生器は1次冷却水と2次冷却水との間の熱交換を行うもので、ステンレス鋼より高級なニッケル合金(インコネル)を用いた厚さわずか1.3-1.5mmの細管で構成されています。その細管が破れ1次冷却水の喪失につながる危険な事故でした(国際原子力事故評価尺度レベル2)。これは細管の振れ止め金具がきちんと挿入されていなかった(図1)ことが原因の1つですが、加えて腐食生成物が細管と支持板との間に固着して、共振条件が変化して疲労を起こしたと考えられます。通産省(当時)は、「運転開始からの約100億回(10¹⁰回)

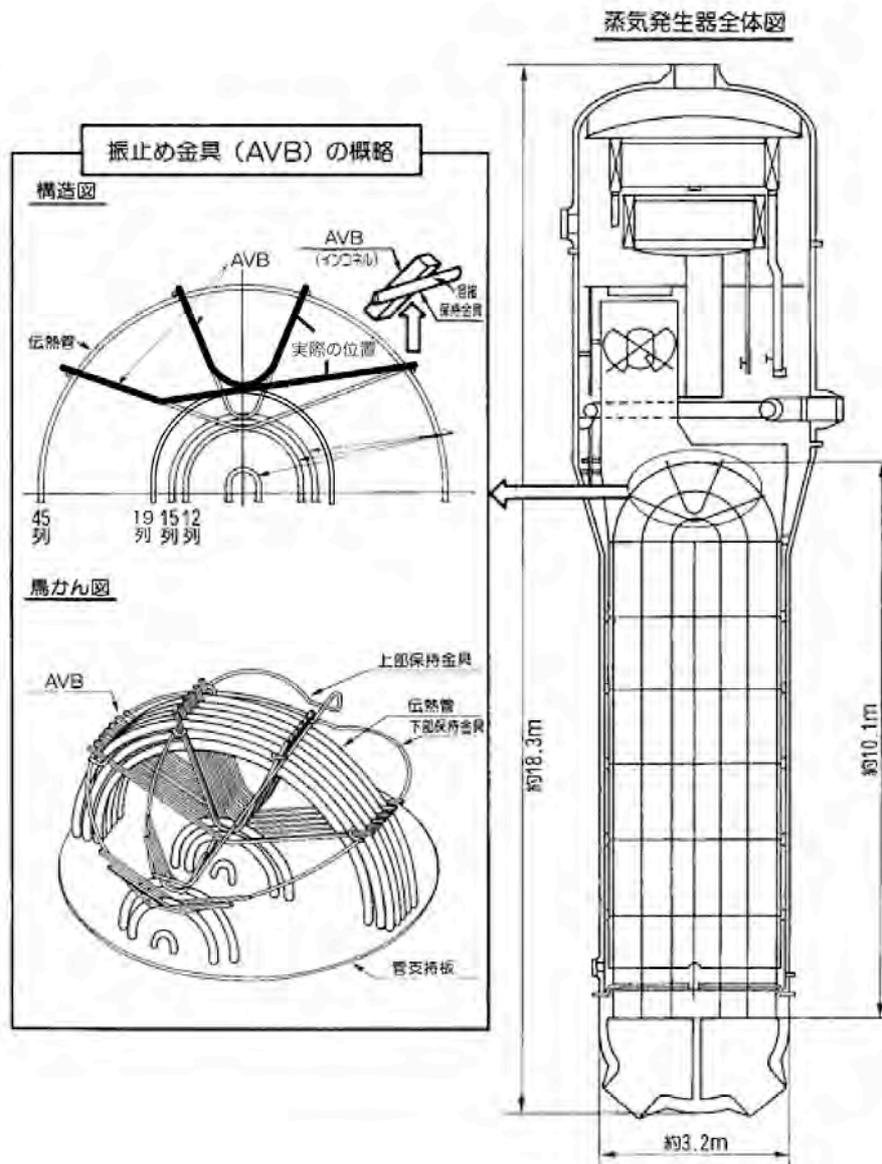


図1 美浜2号の蒸気発生器細管と振れ止め金具

の振動により金属疲労が生じた」としたが、これはおかしい。当時、私は、公表された破面のストライエーション（疲労によって生じる縞模様）の間隔（ $0.6\ \mu\text{m}$ ）からき裂伝播速度を推定し、破断までのサイクル数は伝播距離／伝播速度 $=3\times 10^4$ と推定しました。これは通産省の言う高サイクル疲労ではなく、比較的近い過去に細管の固着が起り、急速にき裂が進んだ低サイクル疲労だと考えました。腐食と疲労という2つの劣化原因が重なった事故でした。

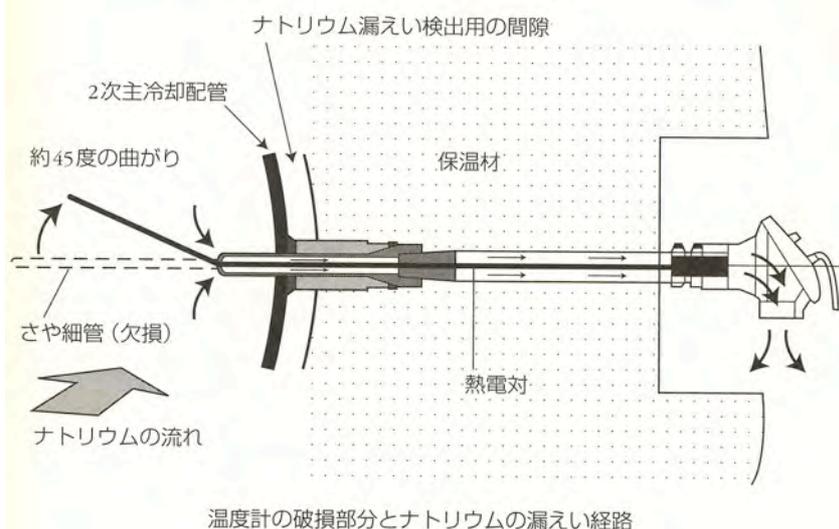
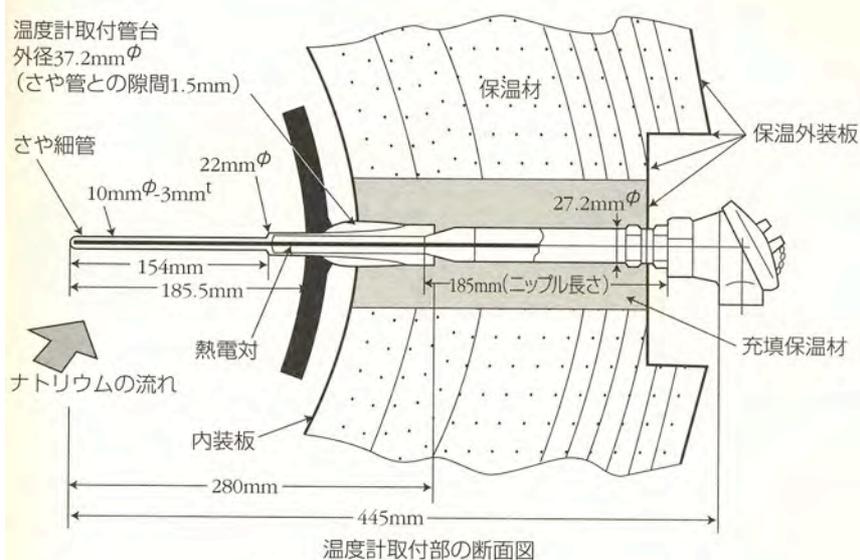


図2 高速増殖炉もんじゅの熱電対さや管

1995年に高速増殖炉「もんじゅ」で起った熱電対さや管の破断も疲労によるもので、これは材料の劣化というより設計のミスです。図2に示すように、応力集中が起りやすい段つきのさや管にしてしまったこと、およびナトリウムの

流れがさや管にぶつかって生じる渦から受ける力（流力振動）についての知識を欠いていたというお粗末な事故原因でした。

1999年に敦賀2号で起きた再生熱交換器のそばのL字配管のひび割れ（1次冷却水漏えい事故）は、熱交換器のなかの2つの流れの温度差によって配管が熱膨張と収縮を繰り返して熱疲労を起こしたものです。

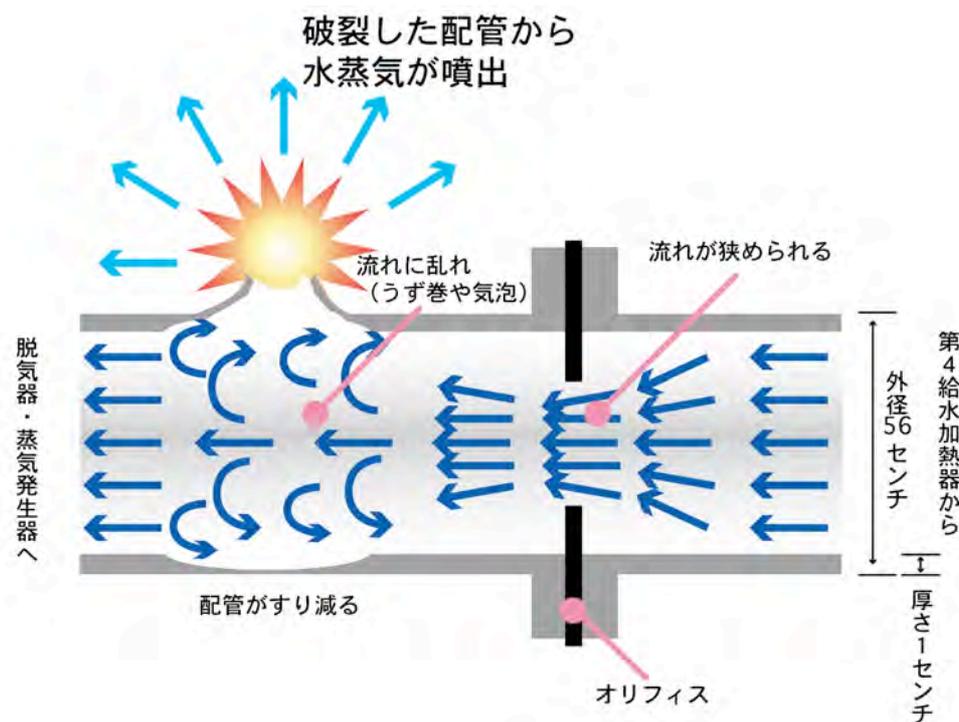


図3 美浜3号機におけるエロージョン・コロージョン事故

腐食による事故

腐食は全面腐食と局部腐食に大別され、後者の方が危険と2章で書きましたが、その対処しやすいはずの全面腐食の1種エロージョン・コロージョンで、死者5人、重傷者6人という大事故を起こしたのが美浜3号機の配管破断事故（2004年8月）です。2次系配管で放射能の漏れがなかったため、国際評価尺度ではレベル1となっています。

エロージョンは浸食とも訳され、流体や流体内の粒子によって固体表面が削り取られる現象です。金属とは限りません。コロージョン（＝腐食）と結びついてエロージョン・コロージョンと言われます。すなわち、腐食によってさびてはがれやすくなった金属表面が乱流（渦）によって削り取られてゆく現象です。図3に示すように美浜3号機では流速検出のためのオリフィスの先に生じた乱流によると考えられます。エロージョン・コロージョンを起こしやすい配

管内の箇所はわかっているのに、検査箇所に入っていなかった、さらに、見落したことに気付いたのに、大丈夫だろうと定検後に先送りしたという驚くべき実態です。

一方、局部腐食は、ステンレス鋼やニッケル合金など、耐食性を高めた合金でむしろ起りやすくなります。その主たるものが応力腐食割れで、BWR のシュラウド・再循環配管でのひび割れ隠し事件（2002 年 8 月発覚）がそれです。これについては章を改めて詳しく書きます。

4. ステンレス鋼（再循環系配管・シュラウド）の応力腐食割れ（SCC）

応力腐食割れ（SCC）は、材料・応力・環境の三因子によって起こるとされています。汎用のオーステナイト系ステンレス鋼 SUS304（クロム 18%とニッケル 8%を合金しているので 18-8 ステンレスと呼ぶ）は炭素を 0.08 %程度含んでいて、熱が加わると炭素原子が動いてクロム炭化物を作ります。すると、ステンレス鋼中の固溶クロムが欠乏し、耐食性を失ってしまいます。結晶粒界でこの現象が顕著に起こります。これをステンレス鋼の鋭敏化といいます。

ステンレスを溶接すると、その近傍が熱を受けます。この領域を熱影響部（HAZ）といいます。ステンレス鋼の熱影響部では、800℃～600℃の温度を通過するとき、このクロム炭化物の粒界析出＝鋭敏化が起こります。また、溶接後の不均一な収縮によって内部に引張応力が残留します。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（中性子照射によって水が分解し生成）がアタックすると、材料は結晶粒界から割れてゆきます。これが高压高温水（原子炉水）中の応力腐食割れのメカニズムです。

このような応力腐食割れのメカニズムは、1970 年代材料研究者によって明らかにされ、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（L材またはNG材という）が開発されました。このような新材料の開発で、確かに材料の鋭敏化は起こりにくくなり、応力腐食割れ対策は万全と思われたのですが、1990 年代中頃から新しいタイプの応力腐食割れが GE（ジェネラル・エレクトリック社）の研究者などによって報告され始めました。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ました。

ひび割れ隠し

2002 年 8 月東電のひび割れ隠しが発覚し、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 1・3 号機で GE の技術者が内部告発していたことなどが明らかになりました。

た。原発サイトの東電のエンジニアだけでなく、電気メーカーのエンジニアたちも事実を知っていたでしょう。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ことには、寒々とした戦慄を覚えます。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ませんでした。そのみならず、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ようです。

健全なひび割れ？

このひび割れ問題への対策として原子力安全・保安院のなかに「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」というのが設置され、健全性評価の手順を作りました。各電力会社がそれに則って、健全なひび割れかどうか、5年後・10年後に割れないかどうか、を評価することになりました。その結果、次々と健全性が確認され、止まっていた東電の原発は運転再開となりました。

ここで安全管理の考え方が転換しました。新品同様に機器を保たねばならなかったのが、「健全なひび割れ」ならいいということになった。これが維持基準の考え方です。2002年12月に法的に制定され、2003年10月から施行されています。

では、この維持基準によるひび割れの判定法・健全性評価は信頼できるのでしょうか。問題は、ひび割れをちゃんと検出できるのか、ひび割れの進み具合をきちんと予測できるのか、という点にあります。

超音波検査は万全か

ひび割れの健全性評価の出発点となるのは、ひび割れの長さや深さについての正確な情報です。ところが、再循環系配管のひび割れについて、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しまいました。図4左をみると、極端な場合には、実際には12 mmの深さに達していたものが超音波検査では2 mmとしていたり、深さ7 mmのひび割れを全く検出できなかったケースも見られます。

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、「改良」UTによる確性試験を行いました。その結果を図4右に従来UTと比較して示します。今度は切断調査により求めた実測値よりもUTによる深さのほうが大きくなるという逆の傾向になってしまいました。例えば、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す。また5 mm付近のひび割れを10 mm以上に計測したデータ点がいくつもあります。このような過大評価は存在しないひび割れを計測したことになり、幻を見たこととなります。検査協会は、安全側の計

測データだと言っていますが、むしろ超音波検査の信頼性を疑わせるものです。

改良 UT と呼んでいる新しい超音波探傷試験法でひび割れがきちんとつかめるのか。それを疑わせる事件が福島第二3号機の再循環配管でのひび割れの見落としです。定検中に改良 UT 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というのです。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禍いしたらしいのですが、そもそも超音波検査の精度が裏波とひび割れとを明確に区別できず、検査技術者の判断に左右されざるを得ない程度の信頼性しかないことを示したものとと言えます。

従来UT結果と確性試験(改良UT)結果の比較

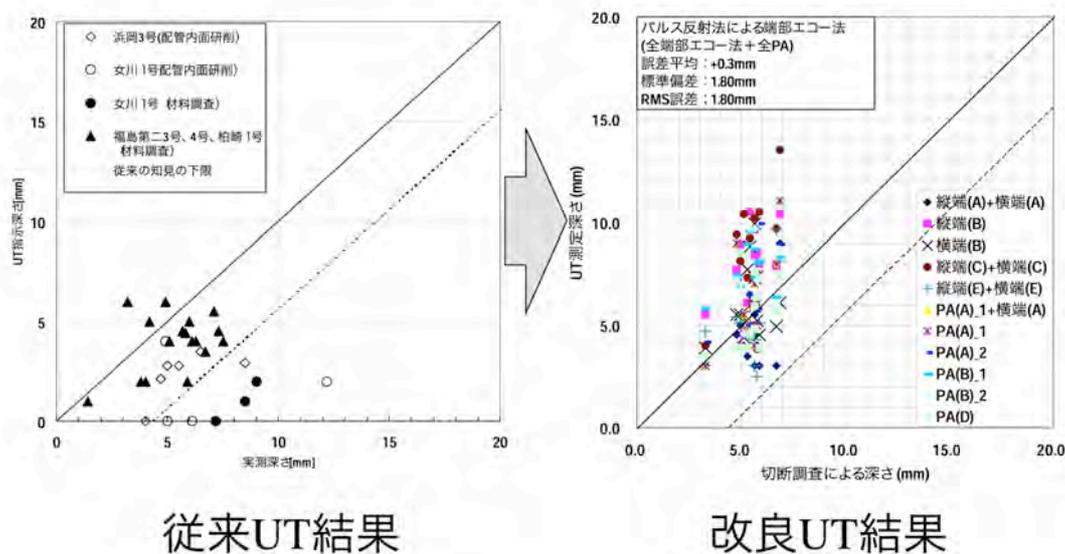
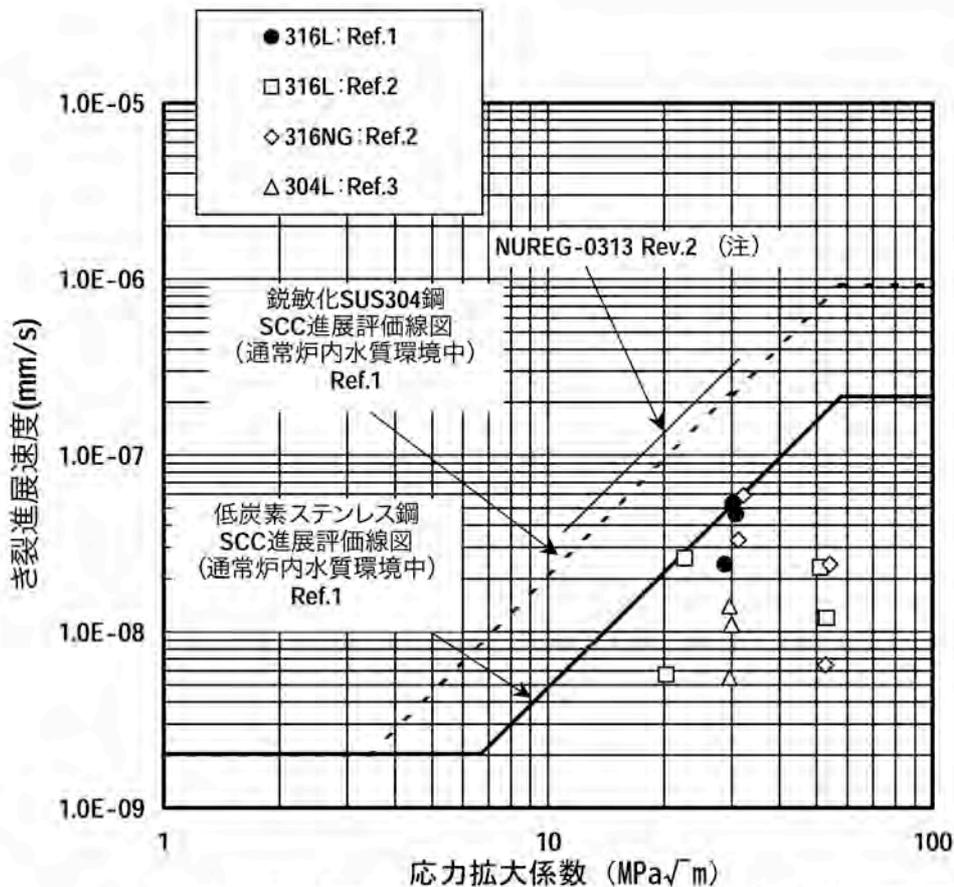


図4 超音波検査 (UT) によるひび割れの推定値と実測値の関係

もともとこのような配管の交換を意味する切断検査を事業者はやるつもりはなかったが、このひび割れ近辺で検出された別のひび割れに対して地元から配管交換の要求が出され、切断が実行されたといわれます。もしそのような要求がなければ、維持基準からも当然認められない全周にも及ぶひび割れが生じたまま福島第二3号機は運転され続けたことになったでしょう。

さらにまた、この改良 UT が検査員の被曝を増やしているという大きな問題があります。柏崎刈羽原発や女川原発での調査では、ひび割れ問題が発覚し改良 UT が導入されるようになった2003年はそれまでに比べて被曝線量が2倍前後に増えています。



Ref.1) (社)火力原子力発電技術協会、BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン(シラウト)、JBWR-VIP-04、平成 13 年 11 月。
 Ref.2) 生田目、鈴木、田中、伊藤、国谷、島貫、"BWR 炉内環境中でのオーステナイト系ステンレス鋼の SCC 進展速度と評価線図の提案、"(社)日本機械学会 2002 年度年次大会講演論文集(I)、2933、pp.441-442、2002 年 9 月。
 Ref.3) 共同研究報告書「低炭素系ステンレス鋼の耐 IGSCC 評価研究」、平成 12 年度上半期(最終報告書)、平成 12 年 9 月。
 (注)NUREG-0313 Rev.2 の SCC 進展速度線図は、鋭敏化 SUS304 について定めたものである。

図 5 ステンレス鋼のひび割れ進展速度線図

ひび割れの進み具合は予測できるか

次に、ひび割れの進み具合を予測する応力腐食割れ進展速度線図の問題点について述べます。

根本的な問題は、今回起きているひび割れは従来の鋭敏化に起因する応力腐食割れとは全く異なるメカニズムで生じているのに、保安院の健全性評価に用いられているのは従来の応力腐食割れについて得られたひび割れ進展速度線図だということです。全く新しい事象が起きているのに、そのメカニズムが不明のまま、従来知られた古い事象でのデータを基に作ったひび割れ進展速度線図を用いて、その進展予測を行うというのは根本的な矛盾です。

図 5 は横軸に応力拡大係数Kをとり、縦軸にひび割れ進展速度をとったもの

です。応力拡大係数というのは、き裂の先端で実効的に働く力の大きさを表したもので計算で求めます。注意すべきは、この線図がいずれも塑性ひずみを受けていない状態で測定されたデータにもとづいているということです。表面加工を受けたステンレス鋼は、加工による変形組織の影響でひび割れ進展速度を早めると考えられます。さらには、溶接金属の近傍の熱影響部において、溶接後の冷却時の熱応力が塑性ひずみを引き起こします。このような領域にこの進展線図を使うことはできません。

外から人為的に圧延加工を加えて調べた外国の文献では、ひび割れ進展速度が鋭敏化材以上に大きくなるという結果が報告されています（図 6）。溶接熱影響部は塑性ひずみを受けるので、同じようにひび割れが速く進むおそれがあることを私は指摘しました。

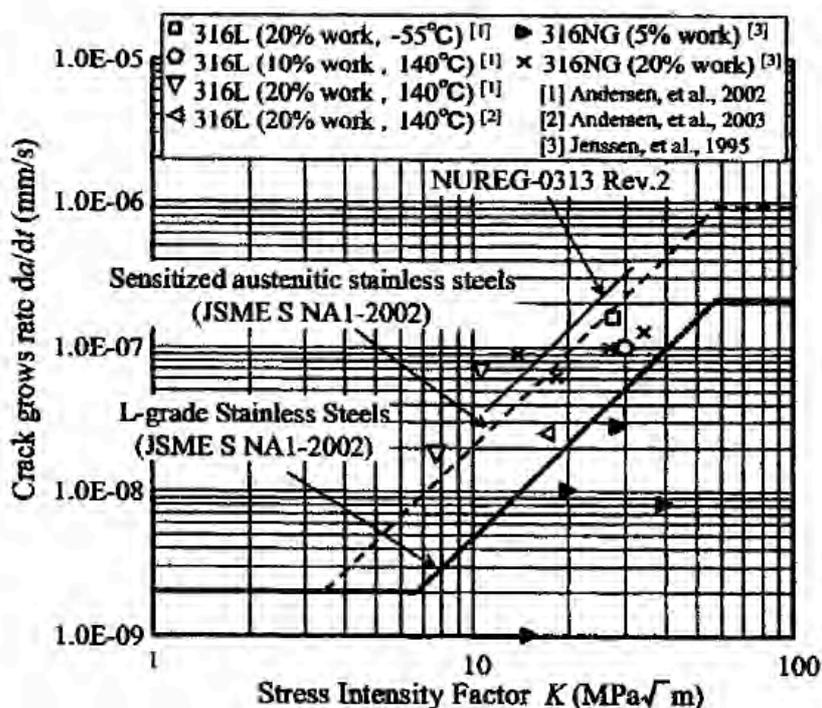


Fig. 1. Comparison between SCC growth rate reference curve in Japanese flaw evaluation code and published data in hardened L-grade stainless steels

図 6 圧延加工した L 材ステンレス鋼のひび割れ進展速度測定例

実際、低炭素ステンレス鋼（304L）の熱影響部でのひび割れ進展速度は大きくなることが明らかになってきました。安全小委員会では、急遽それらの事実

を考慮して、溶接金属近傍の熱影響部（塑性ひずみにより硬化した部分）に対しては、L材の線図でなく、鋭敏化 SUS304 の線図を適用することとしました。しかし、シュラウドに対しては従来の L材の線図で良しとしました。

これで十分に安全性に配慮した評価といえるかどうかは疑問です。塑性ひずみを受けた組織における応力腐食割れは新しく認識された現象です。鋭敏化した SUS304 以上のひび割れ進展速度を示す危険性があります。事実、最新の JNES（原子力安全基盤機構、Japan Nuclear Energy Safety Organization）での実験では、硬化した L材では線上がりぎりに達するというデータが得られています（図 7）。また、シュラウドで観測されている比較的低い硬化（ビッカース硬さ 200 程度）でも、L材の進展速度を超えるデータが報告され、保安院の基準が安全側でないことを示しています。

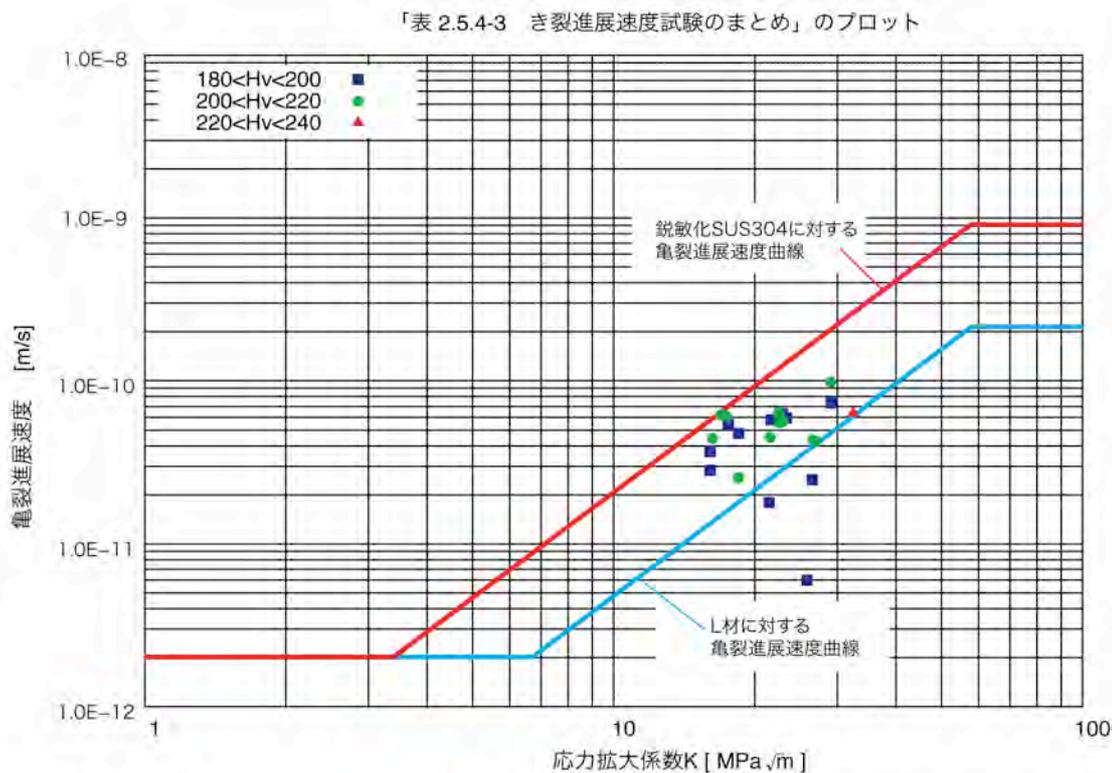


図 7 再循環系配管熱影響部でのひび割れ進展データ（JNES 最新データ）

浜岡裁判では、この問題で、私と中電側の証人がまったく逆の証言をしましたが、電中研の新井証人は JNES の報告書をきちんと読んでおらず、原告側弁護士の追及に証言を撤回しました。

さらに、腐食電位が低下しても加工材では進展速度はさほど小さくならないという結果が報告されているのは重要です。水素注入は、酸素イオン濃度を減

らし、腐食電位を下げることで応力腐食割れ対策の主要な柱になっていますが、加工を受けた材料にはそれが通用しないことが明らかになりつつあります。このように、ステンレス鋼の応力腐食割れは防げないことがはっきりしてきました。

5. 原子炉压力容器の照射脆化

鉄（低合金鋼）には脆性遷移温度というのがあります。これはねばい性質（延性）をもつ鉄がある温度以下でもろくなる現象で、その移りかわりの温度を意味します。タイタニック号が冰山にぶつかって沈没したのは脆性遷移温度の高い、質の悪い鋼板を使っていたためとされています。

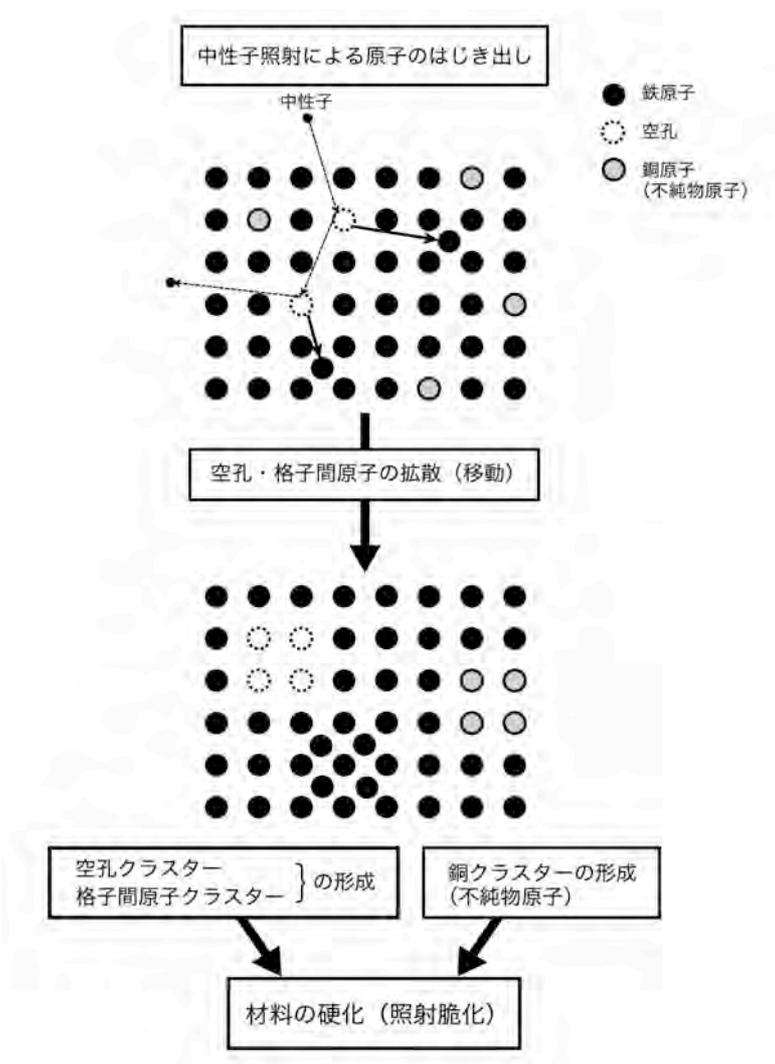


図8 中性子照射脆化メカニズム

中性子照射によって鋼は脆化する

鋼に中性子が当たると鋼の結晶格子の原子をはじき飛ばし、原子の穴（空孔）と格子外の位置に割り込んだ原子（格子間原子）を作ります。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ります。こういう2次欠陥ができると金属のすべり変形の障害となって結晶は硬くなります。また、空孔によって銅などの不純物原子が運ばれて集まり、銅クラスターを作ります。これも結晶を硬くします。結晶が硬くなれば、塑性変形が起るかわりに、クラックが発生し成長しボキッと割れます。つまり、脆性遷移温度が上昇します。この関係を図8に示します。

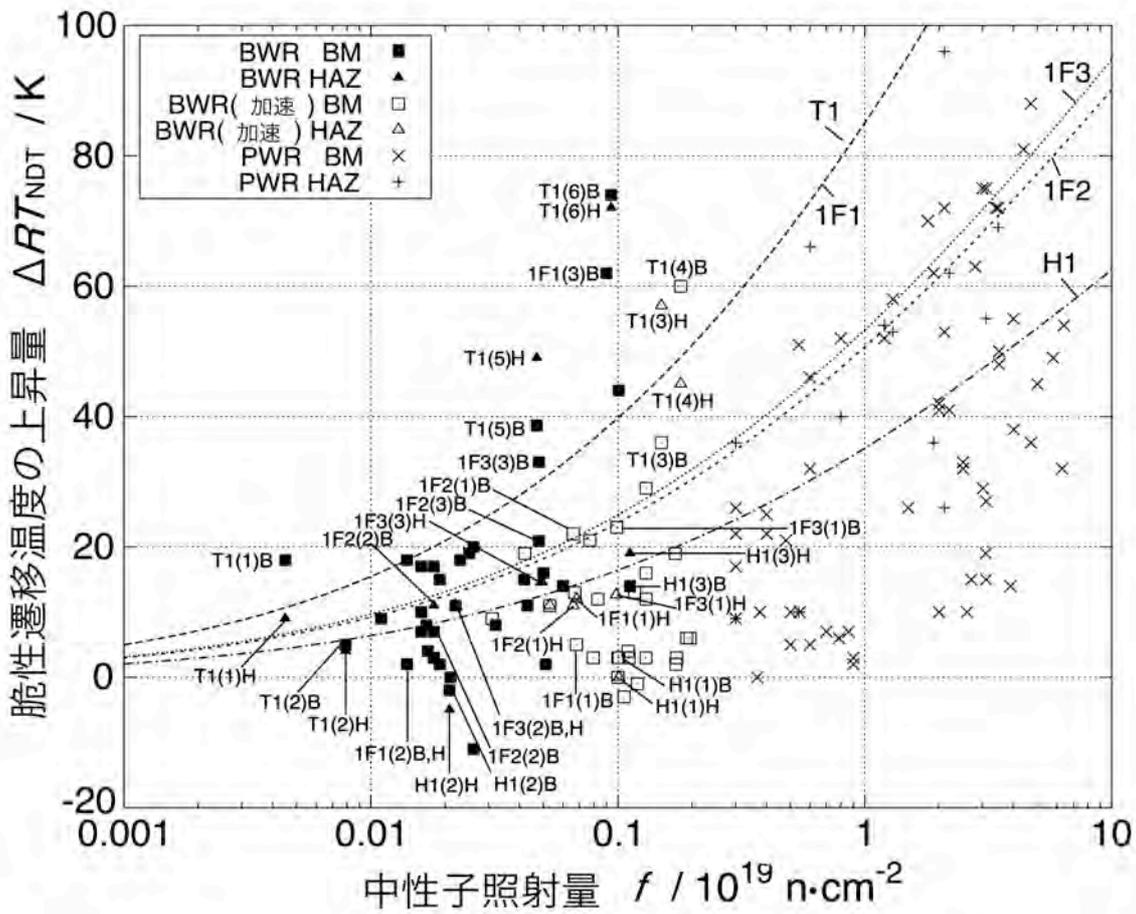


図9 日本の原発の圧力容器の脆化状況（母材）

原子炉の圧力容器は不可避免的に中性子をあび続けるので、使用中に脆性遷移温度は上昇し続けます。すると、圧力容器が急に冷やされたときに生じる熱応力によって力がかかったときに破れてしまうという心配があります。それで、圧力容器のなかには同じ材質を作った監視試験片が入れてあり、ときどき取出

して試験をし、脆化の進み具合をチェックすることになっています。

圧力容器監視試験片の検査結果

さて、では実際に日本の原発の脆化状況はどうなっているのでしょうか。図 9 は、通産省が公表した実機圧力容器監視試験片の検査結果をもとに脆性遷移温度の上昇と照射量との関係をプロットしたものです。BWR 通常照射試験片、BWR 加速照射試験片、PWR 試験片の結果を分けて示してあります。図中の曲線は照射脆化予測式です。BWR では、この予測式を超えて脆化が進んでいます。特に、初期に建設された敦賀 1 号機と福島第一 1 号機などで予測がまったく合わなくなっています。

脆化予測式が間違っている

なぜこんな予測と違う結果になるのでしょうか。脆化予測式が間違っているからです。現在採用されている脆化予測式は

$$\Delta RT_{\text{NDT}} = [CF] \times F(f)$$

ΔRT_{NDT} : 脆性遷移温度の上昇

$[CF]$: 不純物濃度で決まる化学因子

$F(f)$: 照射量 f のみの関数

というような形をしています。容器鋼母材については、

$$F(f) = f^{0.29-0.04\log f}$$

$$[CF] = -16 + 1210 \times P + 215 \times Cu + 77 \sqrt{Cu \times Ni}$$

というような式です。これらの式は理論的な根拠があるわけではありません。得られたデータを統計処理して 1 つの式に表したものに過ぎません。

最大の問題は照射する速さのちがいを無視して式を立てていることです。ゆっくり長時間かけて照射した場合も短時間にたくさん照射した場合も、その全体の照射量 f が同じならば、結果は同じになるという仮定です。ご飯を炊くのに、ゆっくり炊いても急いで炊いても、燃やす薪の量が同じならば同じ出来上がりだというような仮定です。

こういう仮定が成り立たないことを私たちの研究グループは計算機シミュレーションと照射実験で明らかにしました。ゆっくり照射した方が脆化の度合いが大きくなります。しかも、照射速度が速いと脆化は 2 次欠陥クラスターで起り、遅いと銅などの不純物クラスターで起ります。脆化のもととなる硬化の原因自体がちがってくるのです。

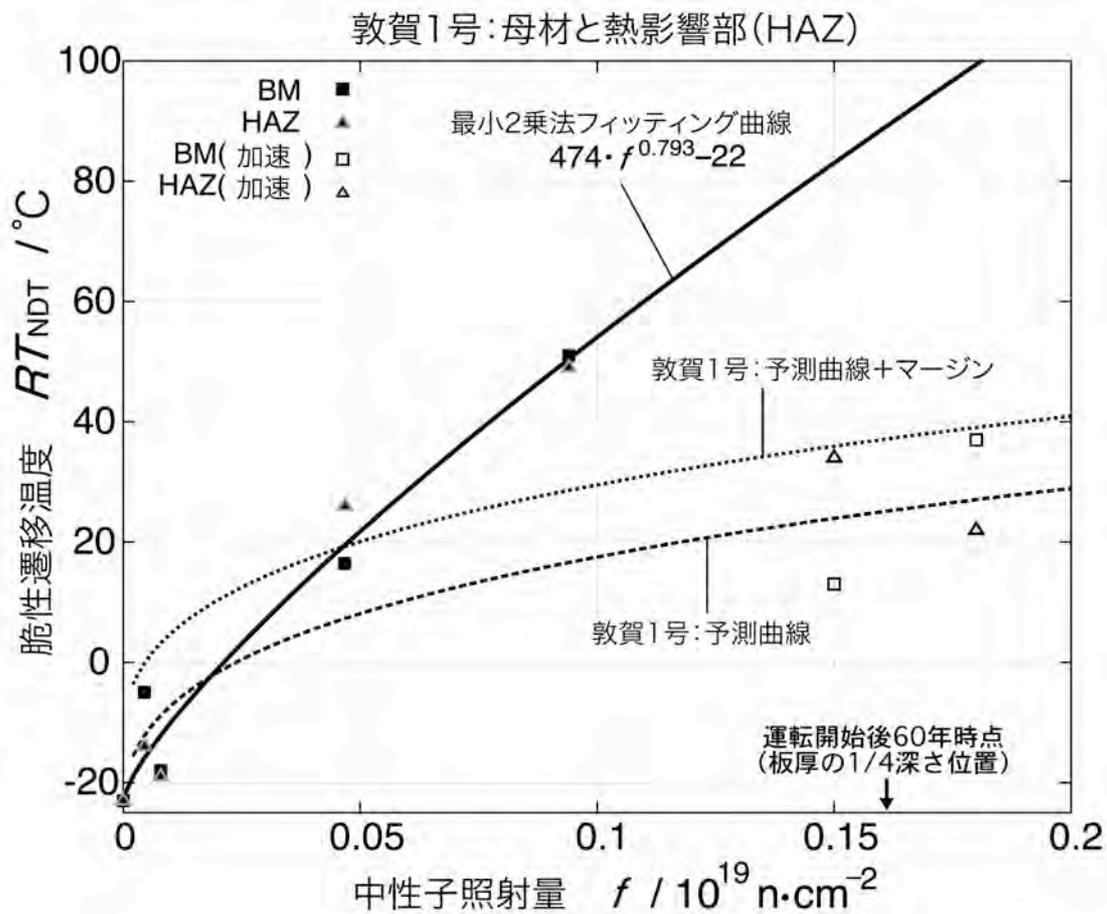


図 10 敦賀 1 号炉の監視試験片データの解析

現実と乖離した予測曲線

図 10 は、日本原電敦賀 1 号炉の監視試験片データとその予測曲線（破線）、およびわれわれの解析結果（実線）を示したものです。上に述べたように加速試験によって得られたデータは現実を表さないと考えたので、われわれはそれらの点を除外し通常照射のデータ点のみを用いて最小 2 乗フィッティングしたのが実線です。60 年運転後の予測値に大幅な違いが出ています。安全保安院の検討委員会が、予測曲線から外れたデータをばらつきだとして 60 年までの運転延長を認めているのは、とんでもないことだと言わざるを得ません。

BWR は PWR に比べて、炉心から圧力容器壁までの距離が離れており、中性子照射量も 1-2 桁少ないので照射脆化はあまり問題でないと楽観視され解析もなおざりにされてきました。しかし、現実にはそういう少ない照射量で PWR に匹敵する脆性遷移温度の上昇が観測され始めたのであり、運転期間延長が引き起こす重大問題の一つです。脆化予測式の見直しと安全性の再評価が不可欠です。

現在、照射の進んだ状態での脆化予測式は、材料試験炉での加速照射実験のデータを使って立てていますが、そういう照射速度のちがいを無視した予測式は無意味だということがはっきりしてきました。となると **BWR** のような照射速度の遅い原発の脆化データは、実際に長期間運転した後でなければ得られず、将来の脆化予測はできません。**BWR** の圧力容器鋼は寿命延長によってデータのない未知の世界に入りつつあります。

6. 結び

材料は劣化するものであり、装置は故障するものです。老朽化が進めばそのメンテナンスは大変になり、事故を起こす危険性も高くなります。講演では原発に使われているステンレス鋼の応力腐食割れの問題が依然として解決されていないこと、古い原発の圧力容器の照射脆化の危険性が無視できない領域に入りつつあることをお話ししました。老朽化した危険な原発は止めねばなりません。