

原発の重大事故を顧みて

正脇謙次

1. はじめに

安全ゼミに参加して20有余年になりますが、その間に忘れられない幾つもの重大事故が原発に起きています。事故後、中間および最終報告書に目を通して、自分なりに解析結果について検討してきましたが、同種の事故が繰り返される度に、過去の事故が原発の安全性に教訓として生かされていないのではないかという疑問がつきまとっています。ここでは技術的な観点から解析中に感じたことについて述べたいと思います。

2. LBB思想の問題点

遭遇した事故の多くはLBB思想と密接な関係があります。破壊前に小漏洩があるからそれを検出すれば破壊前、すなわち、大漏洩前に原子炉を停止すれば大事故が起きることではないというは最もなことですが、多量漏水事故を起こしているという事実を目を向けると、この思想が反映されているとは到底思えません、潜在亀裂が存在しても破断まで十分な時間的余裕があると判断すれば継続して使用しても差し支えないということは、潜在亀裂の特徴を掌握していればという必要条件が最初になければなりません。この点に問題があります。放射能で汚染された部材を新品と交換するよりも一見経済的な処置とは思えますが、危険と隣り合わせてあることには違いありません。

LBB思想を反映するには、定期検査による潜在亀裂の検出が重要事項となります。もし、検出漏れや検出精度が十分でなく、潜在亀裂を見逃した場合には構造物全体を危険な状態におとしかねません。

1991年に発生した美浜2号の蒸気発生器伝熱管の疲労破断はまさにこのよい例でしょう(図1参照)。1本の伝熱管の破断で最終防御ラインであるECCSが作動したのですから、原発における多重防御などあてにならないと考えられても仕方ないでしょう。

伝熱管は定期的に渦電流法(ECT)で非破壊的に検査して損傷を検出していたはずですが、実は疲労亀裂を検出できなかったのです。それは検査システムに問題があると思われる。伝熱管を検査する励磁コイルが管内面に沿って高速で移動するというシステムになっています。

疲労破断した箇所は支持板で保持されている箇所、亀裂は外周部に発生しています。外周部と支持板の隙間には酸化物が詰まって伝熱管は締め付けられた状態にあったのです。酸化物からの信号はノイズとして出力されるでしょう。このような領域で発生した亀裂はこの影響よりも大きなシグナルでなければ検出は不可能となります。

図2のように、励磁コイルに高周波の電流を流すと金属表面に渦電流が流れますが、亀裂があると渦電流、磁束密度の分布が変化します。これをインピーダンスの変化として測定すれば亀裂の有無が判断することができます。正確に検出するには励磁コイルと金属との隙間を計測中一定に保持する必要があります。実験室ではこの条件を満たしながら励磁コイルを滑らかに移動させることは可能ですが、実環境ではこのような条件で励磁コイルを移動させることは不可能でしょう。定期検査期限内に多数の伝熱管を点検しなければなりませんからどうしても励磁コイルを高速で移動させねばなりません。このときの励磁コイルの振動がノイズとなりますので、配管のストレート部でも小さな傷は検出できないでしょう。振動に規則性があればフーリエ変換、ウェレット等の解析手法で信号を傷の信号と振動による信号に分離することも可能ですが、実際には不規則な振動でしょうから分

離は非常に困難となります。また、配管が強磁性体で成形されていれば、図3のように、周波数を低下させねば渦電流は金属内部に浸透しません。したがって、外面の傷を検出する精度が低下します。電流の浸透深さを同じにすれば、ステンレス鋼と合金鋼では周波数に1000倍の差があります。「もんじゅ」の伝熱管は合金鋼ですのでこのような環境にあります。さらに、伝熱管の支持部は図4のような複雑な構造の金具で支持されていますので、この領域の配管外表面に発生した微細な亀裂を内面から励磁コイルによって検出する事は非常に難しくなると考えられます。すなわち、潜在亀裂を見逃す恐れがあります。これこそ大事故に発展しかねません。

多くの配管は断熱のために被覆材で覆われています。検査時にこれを取り除いて超音波等で内面の亀裂を検出すべきでしょうが実際には検査を実施していない箇所では破壊が起きています。日本原電敦賀2号機の再生熱交換機の配管の熱疲労亀裂による多量漏水、あるいは美浜3号機の減肉による破壊など記憶に新しいでしょう。これらに事故を見れば、安全性と経済性を天秤にかけたといわれても仕方がないことです。いずれも定期的に検査されていない箇所では起きているわけですから、LBB思想における微小漏洩ではなく最終破断にいたった多量漏水であることを考えれば、この設計思想は原発において成立しないことは明らかです。

美浜2号の伝熱管の破断は振れ止め金具が所定の位置まで挿入していなかったことで共振を起こして疲労破断したことになっています。当該管の周辺の管も共振状態であるにもかかわらず疲労破壊しなかったのは、支持板と伝熱管の隙間に形成された酸化物による締め付け力に違いがあり、この力が伝熱管変形の難易を決める因子となっていると考えられます。締め付け力が増せば(デンティング)、小さな力で配管は塑性変形します。なお、現在の蒸気発生器では、支持板の形状を酸化物等が詰まらない構造のものに変更しているようです。

3. 破壊機構から見た重大事故

配管の破損原因を破壊機構からみると、金属疲労と応力腐食割れが圧倒的に多いのです。例えば、美浜2号の伝熱管破断は流体力による疲労破断、再生熱交換機の配管亀裂は冷却材のミキシングが十分でなく温度の不均一分布による熱疲労破壊、「もんじゅ」の温度計鞘管の破断は流体力による疲労破断です。

疲労破壊は構造物が共振しないように固有振動数を高くすることで回避できるので、厳密な計算をおこなわずに、固有振動数のみを知ればよいのです。厳密には、流体力は流速に依存しますので振動は熱流動解析と練成して解析しておく必要があります。ただし、数十年経過した原発の設計当時、計算機にはその能力がなかったことから考えると経験的に処理されていたのでしょう。多数の配管が設置されたような蒸気発生器内の熱流動解析には長時間必要ですからやむをえないことだったのかも知れません。なぜなら、配管の振動は隣接する配管に流体を介して影響を与えるといった複雑な相互作用がありますから。

「もんじゅ」の温度計鞘管の疲労破断は流体力の予想が間違っていたことと(カルマン渦でなく対照渦)、鞘管の形状が応力の集中しやすい構造になっていたという2つのミスが重なっています。スーパーフェニックスの温度計においては、かつて、ナトリウム漏洩を経験していたにもかかわらず、それを生かせずに温度の検出精度を高くするために構造を変更したことになっています。なお、配管の構造をかえてどれほど測定精度が高くなるのかは記載されていません。これも安易な改造が災いを招いたといえるでしょう。

BWRではシュラウドの応力腐食割れ、再循環系配管の応力腐食割れなどです(図5参

照)。特殊な例として浜岡原発2号機の水素爆発によると思われる余熱除去系の配管破断があります。

応力腐食割れはシュラウドと再循環系配管において問題となりましたが、これに対応できるような金属材料（インコネルで代表される高ニッケル合金）が開発されてきたのですが、いまでも、応力腐食割れは頻繁に起きているわけですから、原発では避けられない損傷であることを示唆しています。なぜ、避けられないのでしょうか。一つはインコネルがひずみ硬化の著しく大きい金属であることです。すなわち、塑性加工を行うには工程を数回に分けて熱処理と加工を交互に行わなければ大きな残留応力が生じることです。

シュラウドは板材を曲げ加工した幾つものもの部材を溶接して円筒に成形しますから、溶接による残留応力が更に付加されます。もちろん加熱によりひずみを除去しているはずですが、製造当時の残留応力の計測値が公表されていないので定かではありません。溶接による部材の加熱が周辺組織を鋭敏化することも見逃せないでしょう。約500℃前後に加熱すると析出物が結晶粒界上に形成され、周辺のクロム濃度が減少します。クロムは酸素と化合して酸化物を形成しますのでクロム濃度の低下により母地が酸化しやすくなります。これが粒界応力腐食割れの原因といわれています。引っ張り応力が（残留応力等）が作用していると溶存酸素と反応して亀裂が粒界に形成されるのです。

整形のために表面を機械加工すると残留応力は変化します。加工により結晶内部には多量の格子欠陥（転位）が増殖され、溶存酸素が欠陥に集積することになり、粒内から亀裂が発生します。格子欠陥は常に引っ張りの応力場を導入しますので、これを避けることはできないのです。すなわち応力を緩和するために酸素原子、水素原子等が欠陥に集積するのです。

溶存酸素濃度は炉内で均一ではありませんが、いたるところで測定しているわけではないので、知りたい箇所の値は結局、解析により推定する以外方法がないわけです。熱流動解析と中性子照射による冷却水の解離などの化学反応とを練成しなければなりません。この問題を解くためには基礎となる理論が必要ですが、現在進行中でまだ未解決です。

特に、浜岡原発1号機で起きた水素爆発に関しては図6に示すように、1999年に実施された改造に起因しています。配管の直線部を曲管に変更したのは、温度変化に伴って発生する熱応力を軽減するためと考えられますが、弁前に段差をつけたのは、以前の構造ですと内部のガスが弁の間隙から逃げるので、それを防止するために冷却水が貯まる構造に変更したのでしょうか。したがって、水素ガスは排泄されずにこの領域に蓄積されたと考えられます。これは改造があだになった例ではないでしょうか。特に、熱効率を高めるために改造すると、予想もできないような事故がおきるかも知れないというのがこの事故の残した教訓でしょう。

4. 破壊力学による健全性の評価

老朽化した原発の寿命延長を想定して「健全性評価」についての報告書が発行されています。重要なのはECCSが作動したときに圧力容器が破壊するのではないかという点でしょう。圧力容器の破損が過酷事故を招く恐れがあることを考慮すれば当然のことです。

何らかの原因でECCSが作動して多量の冷水が注入されると、圧力容器の内面は急速に冷却されますので壁の温度分布が変化します。熱ひずみは表面で最も大きくなり、熱応力は引っ張り応力となります。PWRの内圧は高く、この応力と熱応力が重畳すれば、中性子照射によって脆化した材料（遷移温度が上昇）に潜在亀裂があれば、伝播する可能性があります。これを加圧熱衝撃（PTS）と呼び、圧力容器の破壊で最も重要視されてい

ます。

圧力容器の内面はステンレス鋼を内張り(クラッド)されており(母地は低合金鋼です)、潜在亀裂は母地とクラッドの境界で母地側に発生した例があります(UCC)。すなわち、亀裂は表面から目視できない状況にあります。

わが国では1991年電力中央研究所の報告と1992年発電設備技術協会の報告があります。

健全性評価は、材料の強度が発生すると予想される応力よりも低ければ亀裂が伝播する危険性があるとします。これを解析的に調べるために線形破壊力学が利用され、鋭い亀裂に生じる応力の大きさを表すパラメータである応力拡大係数 K_I を評価し、材料の破壊靱性値 K_{Ic} (実験値)と比較して前者が後者よりも高くなれば亀裂が伝播する可能性があります。線形力学では弾性係数、ポアソン比といった限られた定数のみを用いますので、亀裂周辺の応力分布の評価にはなんらの不都合もありません。ただし、材料内の温度分布を評価するために実環境に即した冷却材の温度の時間履歴が必要です。すなわち、熱流動解析、熱伝導解析、構造解析を連成しなければなりません。

電力中央研究所の報告では、実際にECCSが作動した原発で測定された冷却材温度の時間履歴が用いられています。本当は潜在亀裂がある領域の正確な温度の時間履歴を用いるべきですが、実測値がありませんので厳しい条件で健全性を評価することにしています。

温度と圧力の時間履歴を関数化して最初に入力しますと、亀裂周辺部の温度、応力、応力拡大係数 K_I が時間履歴として出力されます。

破壊靱性値 K_{Ic} は実測値を用いるべきですが、中性子照射による脆化は材質(含有する元素に依存する)と照射量、温度に依存しますので、通常、幾つかの評価式を用いています。ASME基準は下限値を包絡した値を設定しています。脆化を促進する元素の含有量が少なければ遷移温度は高くなりませんからより安全な評価となります(JEAC基準)。

以下に解析例を示します。

図7は解析に用いられた想定亀裂と容器のモデルを示します。亀裂の形状寸法はASME基準を用いています(長さは深さの6倍の楕円亀裂)。なお内張り(クラッド)の厚さは約5mmです。

図8の温度時間履歴はGINNAのデータから設定した値です。2つの曲線が描かれていますが、実測値は上の曲線で近似されますが、途中で温度が一時的に低下して再び安定値まで上昇する現象がみられますので、これを考慮して下限値を通る厳しい曲線をも設定しています。

1. 内圧による応力、2. 熱応力、3. 残留応力の項目ごとに破壊靱性値 K_{Ic} を求め、合成した結果を図9に示します。この曲線は冷却材の温度の時間履歴に伴う応力拡大係数 K_I の変化を示します。なお、最高点で必ずしも危険な状態になるとは限りません。

想定された条件を入力して解析された応力拡大係数 K_I (前図)と材料の破壊靱性値 K_{Ic} を図10に示します。ECCSが作動して温度が低下しますと、応力拡大係数 K_I は増加しますが、亀裂の表面よりも亀裂の底部の方が大きな値となります。最も厳しい条件で解析した結果では、約150℃まで低下した段階で破壊靱性値 K_{Ic} と最も接近します。もし、このときに両曲線が接するか交差していれば亀裂が伝播する可能性があるわけです。照射量を増したときの破壊靱性値 K_{Ic} を記入すれば、曲線は幾分高温側に移行しますので両者はより接近することになります。すなわち、亀裂伝播の危険性が増すことになりま

す。特に厚さが増せば応力拡大係数 K_I は高くなりますから、冷却速度が速く、肉厚の大きな領域に潜在亀裂があれば最も危険な状況が生じます。例えば、冷却水の注入ノズル周辺は最も温度変化が大きいところでしょう。

19992年の報告で、美浜2号の例では、図11のように応力拡大係数 K_I と破壊靱性値 K_{Ic} が評価されています。照射量が増加しても(60年)応力拡大係数 K_I と破壊靱性値 K_{Ic} とは交差しないので健全性は保証されたとしています。サーベランス試験のデータは遷移温度のみ公表され、延性-脆性遷移過程の破壊靱性値(曲線の元になるデータ)は公表されていません。他の資料では測定値にばらつきが認められますので、美浜2号の曲線が下限値を包絡した曲線に設定しているのかどうか定かではありません。

サーベランス試験片が十分に準備されているのでしょうか。多少疑問が残ります。

1. 大破断LOCA、2. 小破断LOCA、3. 主蒸気管の破断で最も厳しい条件は大LOCAによる注水でしょう。それぞれの配管が破壊したときの冷却水の注入量から予想される温度を想定しているようです。想定亀裂が20mmのとき、大破断LOCAの際には100℃まで冷却材の温度が低下したときに両曲線は最も接近するので、亀裂伝播の危険性が高いといえます。しかし、交差していないので、長期的に健全性が保証されたと考えられています。なお、破壊靱性値 K_{Ic} は使用材料によって異なりますから、個々の原子炉によって評価しておかなければなりません。しかし、測定値は公表されていません。

5. おわりに

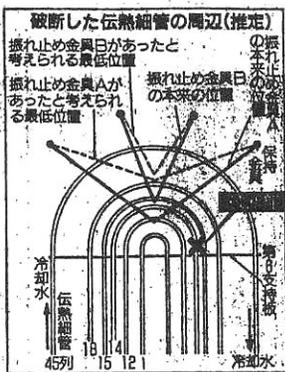
過去、わが国でおきた原発の重大事故と思われる事故解析を報告書にもとづき技術面から検討してきましたが、今後の同種の事故を防止できるのかという点では、過去の事故解析がほとんど教訓として生かされていないことから、余り期待できないのではないのでしょうか。例えば、応力腐食割れは力学よりもむしろ物性的な問題を多く含むわけですからこの方面から研究しなければ、事故はなくならないと思われまます。

過酷事故に対する対策についてはほとんどが研究段階の報告書で、現実の老朽化した原発に対する対策は見当たらないのが実情です。耐震性では、構造物の破壊は定期的に検査されないで放置されている配管に潜在亀裂があれば破壊が起きることや地震では複数の配管が破損してもおかしくないわけですから、欠陥を持つ部材について健全性を保証されねばなりません。やはり、過酷事故を想定した対策が必要でしょう。

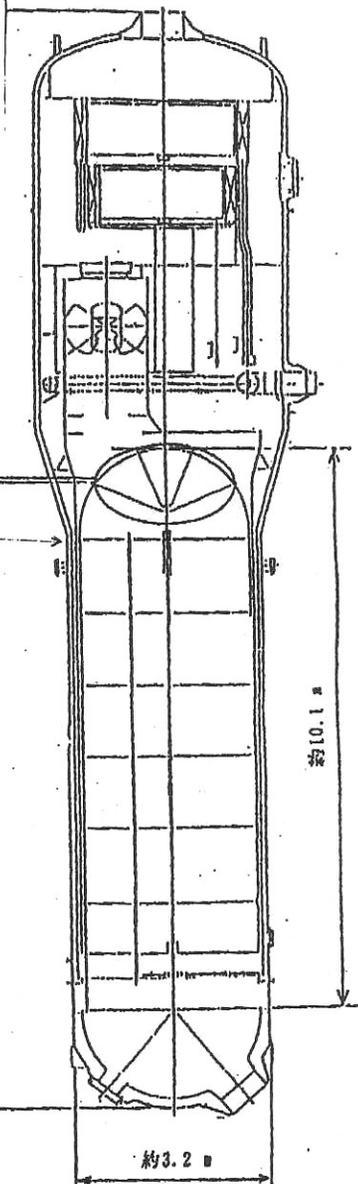
定期検査で見逃した損傷、あるいは未検査により発生する事故は経済性と安全性を天秤にかけているようでは事故を防ぎようはありません。原発において多くの事故はLBB思想などほとんど無意味なものであることを示唆しています。

解析は事故を起きてからでは遅く、事前に行うべきものです。多くの人びとに障害を与えないように、人命が失われることのないように技術者は力を尽くすべきでしょう。これが科学に携わり約40年を経て得た私の結論です。

別図-2



蒸気発生器全体図



美浜原発2号機事故で破断した蒸気発生器細管の電子顕微鏡写真。真鍮のような横溝が金属疲労の特徴。上が細管の外側

振れ止め金具 (AVB) の概略

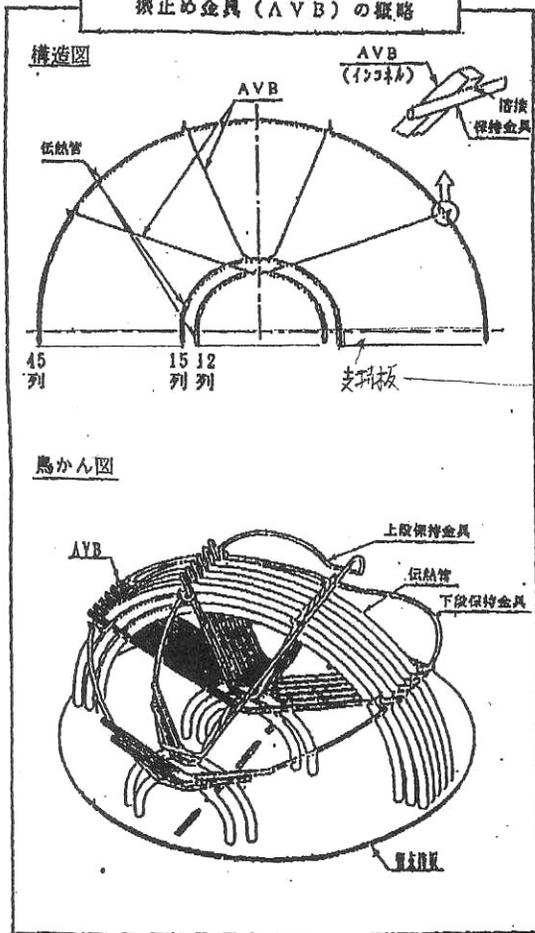
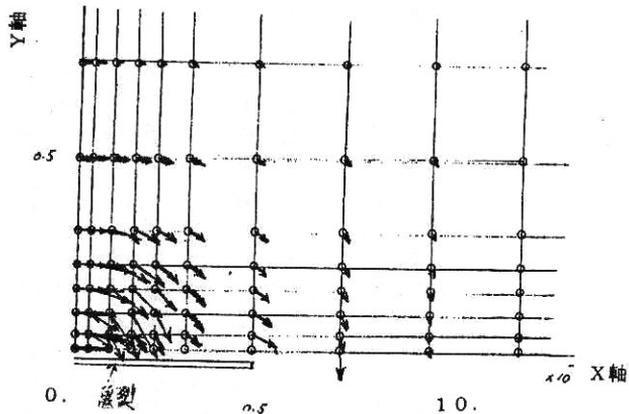
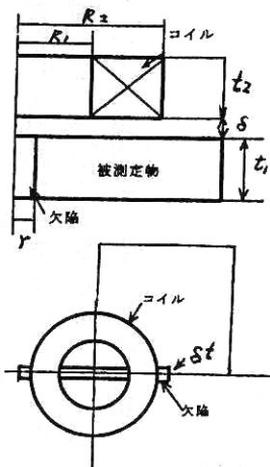
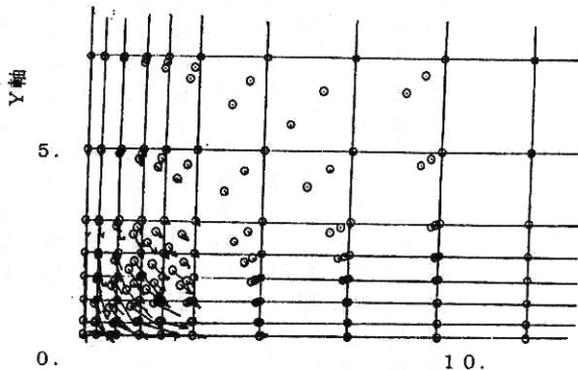


図1 美浜2号機の蒸気発生器振れ止め金具



渦電流の分布



磁束密度の分布

図 2 亀裂上に配置した励磁コイルによる渦電流分布のモデル計算

表示は z 軸方向からみたベクトルの最大値

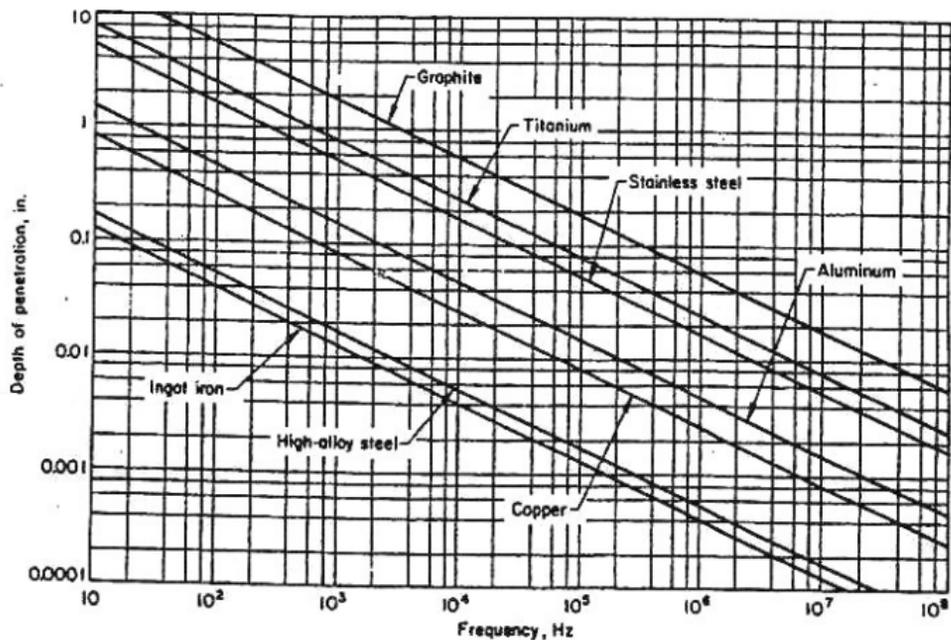


Fig. 11 Standard depths of penetration as a function of frequencies used in eddy current inspection for several metals of various electrical conductivities

図 3 渦電流の浸透深さと周波数の関係

* 強磁性体である合金鋼では励磁コイルに低周波数の交流を用いなければならない

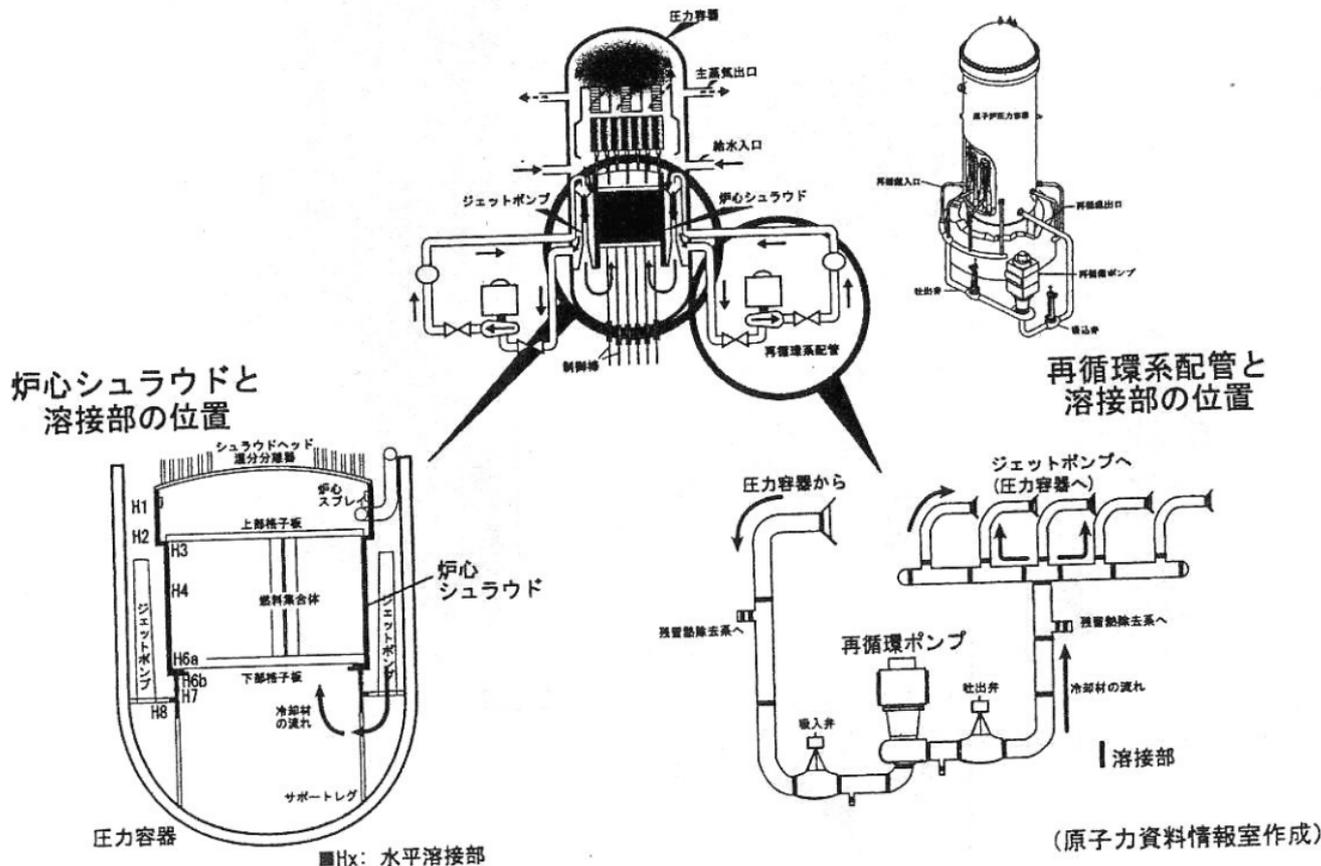


図 5 BWRにおけるシュラウドと再循環系配管の損傷

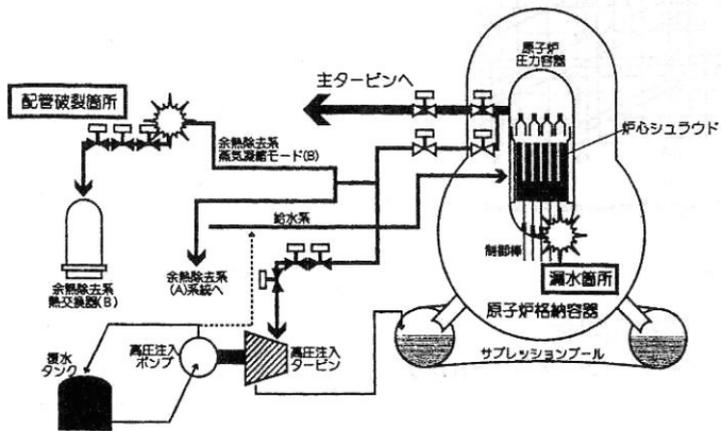


図 1.9 浜岡1号炉・配管破裂箇所と炉水漏えい箇所

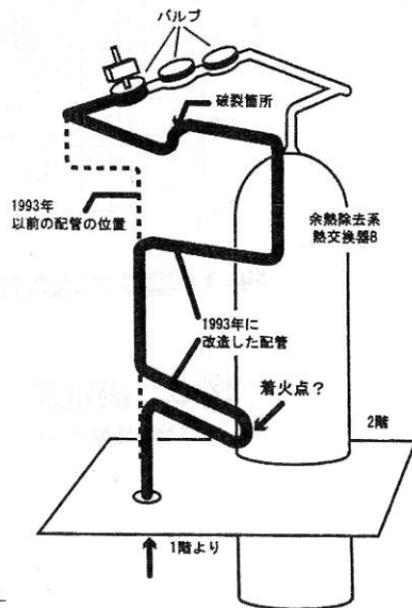


図 1.10 浜岡1号炉・配管の改造状況

4
図 4

図 6 浜岡1号機の配管破裂箇所と配管改造状況

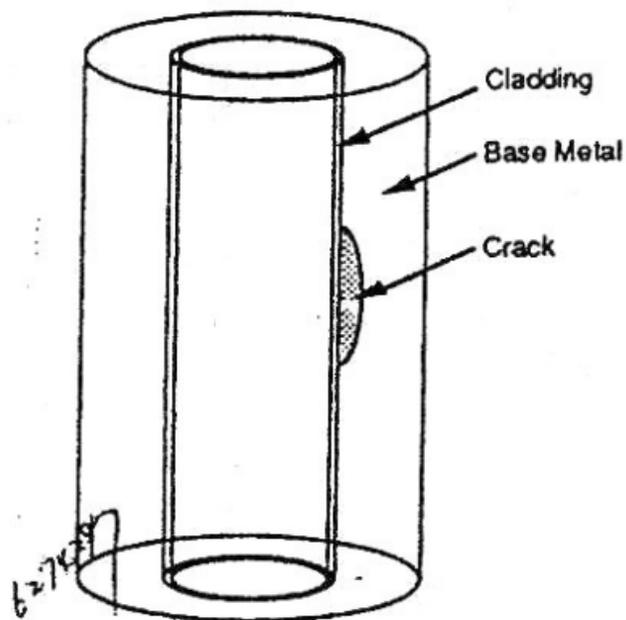
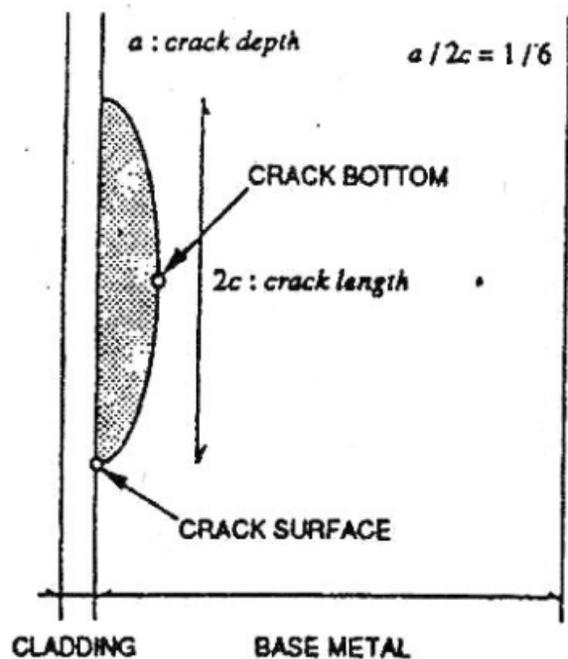


図2.2 軸方向欠陥

図7 解析に用いられた亀裂の寸法と配置場所

米国GINNAプラントで発生した伝熱管破断事故の際にECCSが作動し、そのときに実測された温度の時間履歴を参考にして作成された。

$$T = T_0 - (T_0 - T_f) (1 - \text{EXP}(-B * t))$$

ここで

T₀ : 初期の冷却材温度 (運電時)

T_f : 最終冷却材の到達温度

t : 経過時間

B : 冷却速度

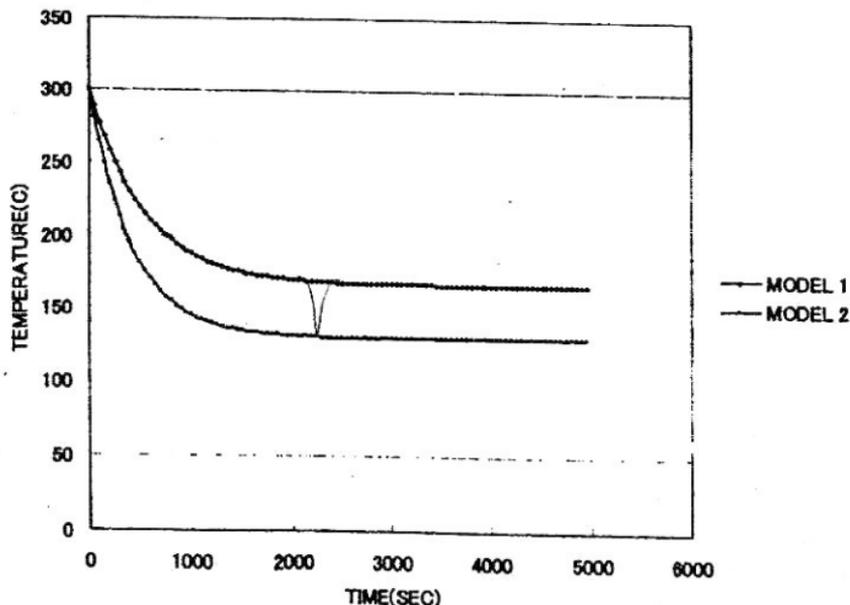
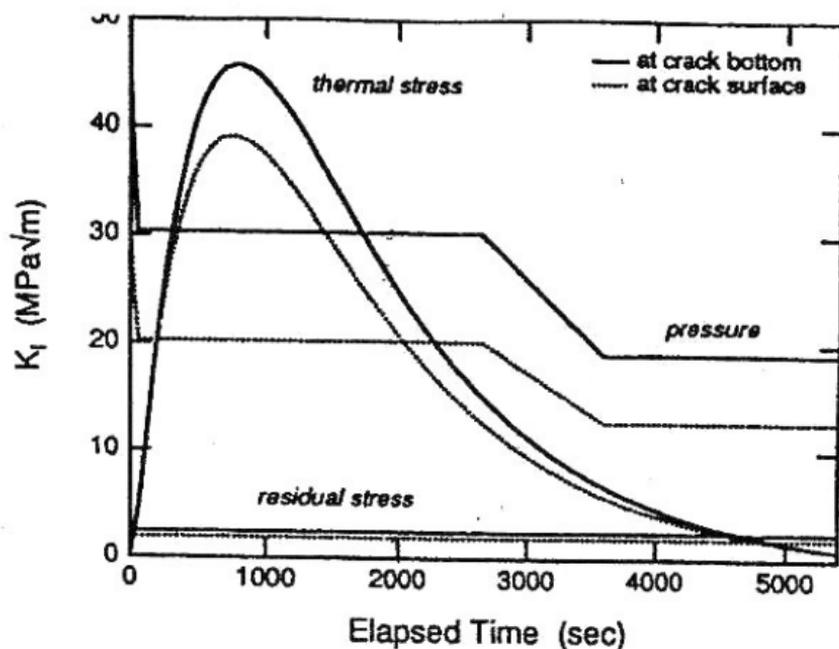
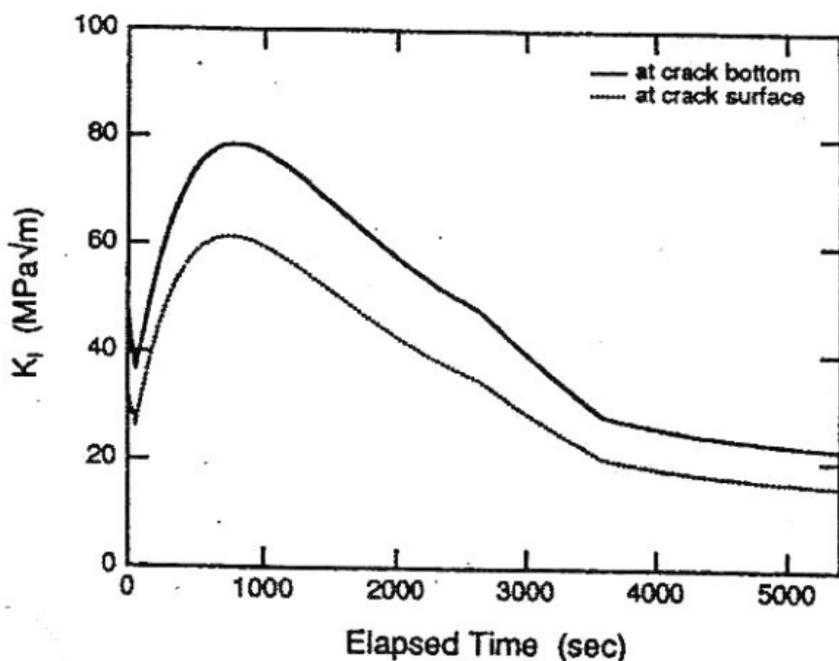


図 8 ECCS 作動時における冷却材温度



(a) Comparison of components



(b) Comparison of total values

図 9 応力拡大係数 K_I , 破壊靱性値 K_{Ic} と温度の関係

	case 3	case 4
容器半径 (m)	1.680	1.680
板厚 (m)	0.168	0.168
最終冷却温度 (°C)	167.2	130.6
冷却速度 (/sec)	1.88×10^{-3}	2.43×10^{-3}
想定欠陥深さ (mm)	25.4	25.4

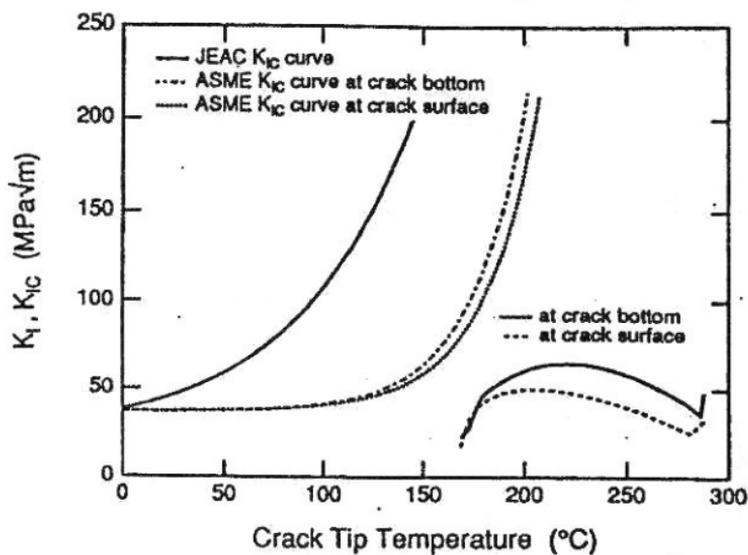


図4.12 case 3の健全性評価
Fig. 4.12 Integrity assessment of case 3

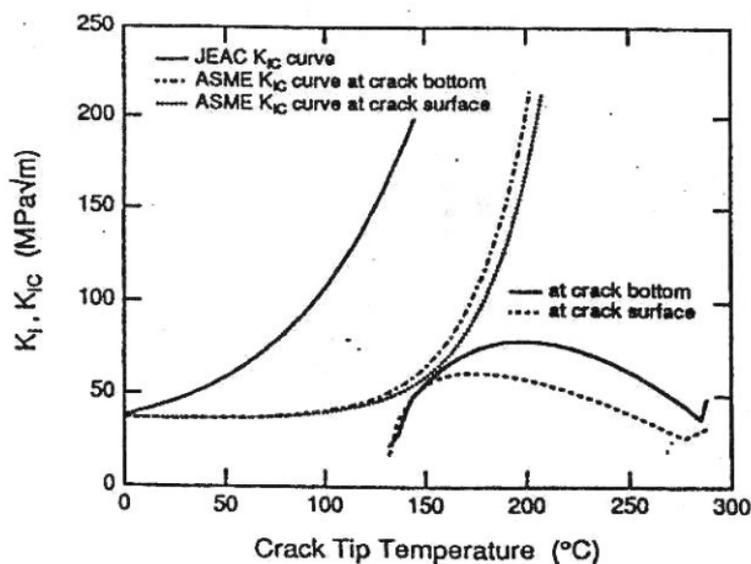


図10 応力拡大係数K I の時間履歴

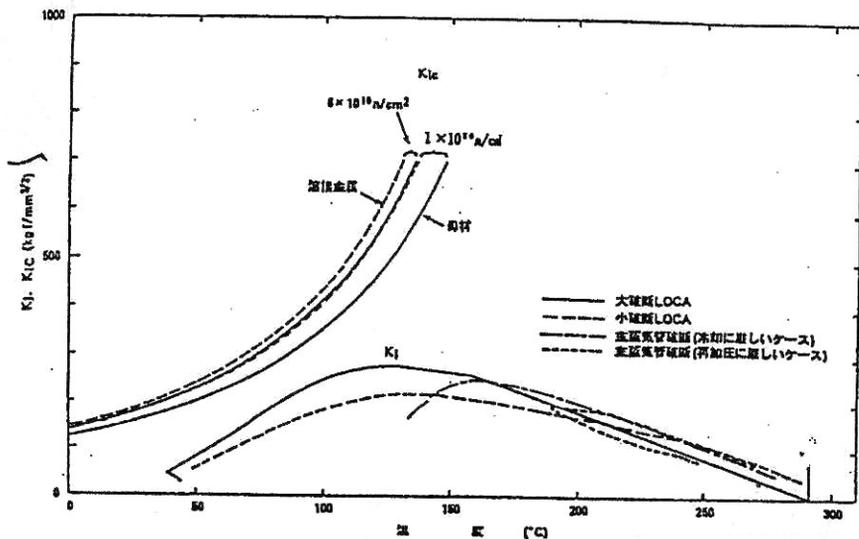


図 3. 4 - 1 2ループのPTS健全性 (a = 10mmの場合) [民間研究]

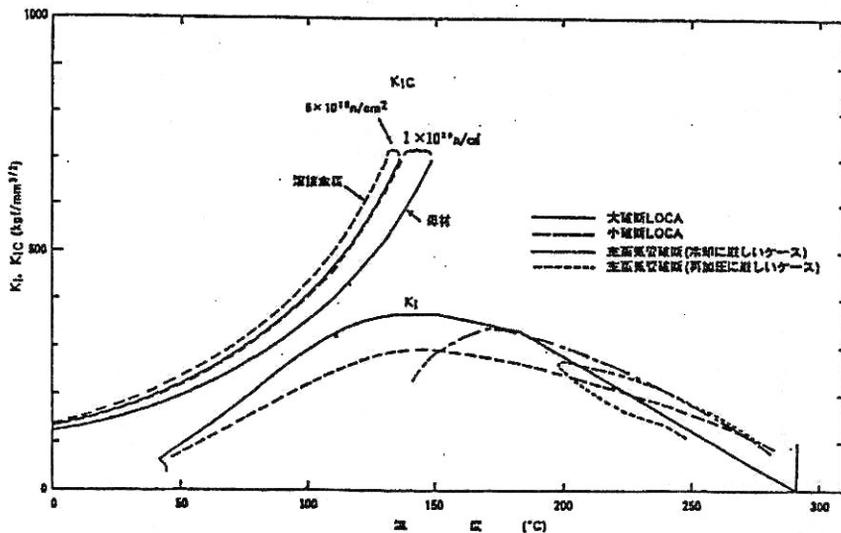


図 3. 4 - 2 2ループのPTS健全性 (a = 20mmの場合) [民間研究]

図 // 応力拡大係数 K_I 、破壊靱性値 K_{Ic} と温度の関係 (美浜 1 号機)