

原子力機器の材料劣化の視点から見た安全性研究

原子力資料情報室 原子炉老朽化研究会

●上澤千尋、井野博満^{*1}、勝田忠弘、伴 英幸、藤野 聡

はじめに

私たちは、原子力発電所の老朽化現象にともなって生じるさまざまな危険性に関心を持ち、それぞれの立場で調査／研究活動を行ない、警鐘をならす雑誌等での執筆や裁判での住民側による危険性立証のための理論的支援を行なってきました。

2002年8月終りに発覚した、東京電力の事故トラブル隠し・検査記録の改ざんにはじまる一連の「東電スキャンダル」が各電力にまで広がっていったことで、それまでもポツポツとは起きていた炉心シュラウドや再循環系配管（どちらも沸騰水型原発の最重要機器）のひび割れが、どの原発でもなんらかの緊急対策が必要なほど差し迫った問題であることがはっきりとしました。そのひび割れを、検査を請け負ったメーカーは、ことの重大性を正しく認識できない電力会社や規制当局（いまなら原子力安全・保安院）に隠すよう迫られ、一般の住民・市民は原発の安全性にかんする一切の情報を与えられずにきたのです。

この状況は、2003年10月に電気事業法施行令などの改訂によって、定期検査・定期事業者検査で行なった検査を記録し、保存する義務が生じたことともなっても、本質的には変わってはいないのではないのでしょうか。確かに、電力会社などによって公表されるトラブルの件数は増えたのですが（たとえば『原子力資料情報室通信』第348号、2003年6月1日発行、を参照してください）、「不具合情報」として電力会社のウェブページに公表される事故情報には、検査の生データなどメーカーや電力会社の解釈を経ないで出される情報はほとんどありません。

私たちは、日本の原発について、どの原発のどの機器・部位にどのようなトラブル・損傷が起きているの

か、なるべくたくさんの技術情報を集め、典型的な事例について、それがどのような意味を持つ現象なのかを明らかにすることを進めてきました。とくに、注目したのは、原子炉压力容器とその周辺の機器・配管に発生しているないしは発生している疑いの濃い「ひび割れ」に関する事故です。

調査／研究のすすめかたの概要

文献調査と集められた文献から抽出された情報に基づいて、グループの内部での発表と議論が研究のすすめかたのおもなものです。

まず、基本的な資料・文献を探し出し収集することから始まり、基礎となる事故の現象（素過程）を洗い出し、関連する文献をなるべくたくさん集めることに努めました。

例えば、沸騰水型原発の炉心シュラウドや再循環系配管のひび割れ問題については、経済産業省の原子力安全保安院が事務局をつとめていた「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」に、各電力会社の調査報告書が提出され、公表されていましたから、これらを元手に、引用されている規格、基準、ガイドラインの類から、学術誌の掲載論文、学会の予稿集収録論文等、米国原子力規制委員会（NRC）の各種レポートや公表情報、それらの基になっているメーカー研究者らによるデータなど、かなりの量の文献・資料を集めることができました。

収集した資料の中には、お金を出せばすぐに手に入るものもあるし、NRCのいくつかのレポートのようにウェブページ上の文献データベースADAMSや日本原子力研究所の「研究成果抄録」などを通じて無料で取得できるものもあります。国会図書館の科学技術資料室でようやく見つかったものもあれば、保安院あてに行政文書の開示を請求して、ひと月もふた月も待たされて、マスキングされたものがでてくる場合もありました。定期検査の要領書や成績書、工事計画認可申請

- 助成事業申請テーマ（グループ調査研究）
原子力機器の材料劣化の視点から見た安全性研究
- 助成金額 2002年度 100万円

*1 法政大学工学部

書のような重要なものは、いつでもだれでも情報にアクセスできるようにしておくべきで、これができていないのは、行政の怠慢だと思います。保安院が外部委託した調査研究報告は「原子力ライブラリ」（現在は原子力発電安全基盤機構が管轄している）でみると複写することができませんが、もっと容易に手に入るようにすべきでしょう。

得られた資料をもとに、共同研究者5人を中心に毎回十数名程度の参加者を得て、月に1回の割合で10回以上の会合を開いてきました。各回ごとにテーマと発表者を割り当てて、調査結果の発表と議論をするということを取り返し行なってきました。これまでにとりあげてきたテーマは、国内で発生している事故の概要、応力腐食割れのメカニズム、超音波探傷検査、破壊力学の基礎、原子炉压力容器の損傷について、などです。

研究結果の概要

研究結果のいくつかは、原発事故の具体的な事例やデータ情報として『原子力資料情報室通信』に掲載し公表し、また、共同研究者のひとり井野博満は金属学会誌『金属』に沸騰水型原発のステンレス鋼の応力腐食割れについての論文を発表しました。

おもな発表論文・記事をリストアップします。

- 原子炉および核燃料施設の事故・故障、『原子力資料情報室通信』第348号、pp.12～15、2003年6月
- 上澤千尋、シエラウドと再循環系配管の交換にともなう労働者の被曝、『原子力資料情報室通信』第349号、PP.4～5、2003年7月
- 上澤千尋、米国サウステキサス原発原子炉容器の底に穴があいた?!、『原子力資料情報室通信』第351号、PP.4～7、2003年9月
- 井野博満、原子炉材料の安全性への疑問 原発シエラウド・再循環系配管ステンレス鋼のひび割れ問題、『原子力資料情報室通信』第354号、PP.1～6、2003年12月
- 上澤千尋、敦賀2号炉・「手直し溶接」で発生した加圧器と配管のつなぎ目のひび割れ、『原子力資料情報室』第354号、PP.12～13、2003年12月
- 井野博満、原子炉材料の安全性への疑問：原発シエラウド・再循環系配管ステンレス鋼のひび割れ問題、

『金属』、Vol.73 No.11 pp.62～72（2003）

なお、『原子力資料情報室通信』第354号の井野論文を次頁以降に掲載しましたので、ぜひお読みください。

ステンレス鋼とニッケル基合金で最近起きたひび割れについて未だ解明されていないこと、問題点が数多くあります。ごく簡単なまとめをすると、次のようになります。

ステンレス鋼の応力腐食割れについて

◆ひび割れ発生メカニズム解明について

SUS304 では鋭敏化^{*2}によるひび割れ発生メカニズム解明。

SUS304L、SUS316L では加工層^{*3}が関与していることは現象的にわかっているが、ひび割れ発生メカニズムの解明なし。

◆ひび割れの安全性評価の問題点

応力測定^{*4}の精度は？

有限要素法^{*5} 数値計算による応力解析の信頼性は？

超音波探傷検査の検出精度は？

◆ひび割れ進展予測の問題点

進展速度式の信頼性に疑問あり。元データの信頼性・精度や測定のバラツキへの考慮などに疑問。コントロールされていない因子があるのではないか。

材料の状態：鋭敏化度、腐食電位

応力の状態：亀裂とかけた応力の大きさ

環境の状態：溶存酸素の濃度、電気伝導度、pH

進展予測は 可能なのか？

ニッケル基合金のひび割れについて

サウステキサス原発 原子炉容器底部の計装用貫通管の溶接部にひび割れが見つかった。ひび割れた既存の管を残したまま、溶接方法を変更して部分的に補修したが、メカニズムは解明されていない。

敦賀2号炉 加圧器逃し弁へと通じる配管の溶接部にひび割れが見つかった。製造時に生じた溶接ミスを手直したことが、応力の増大につながり、ひび割れが起きたとみられている。

女川1号炉 原子炉压力容器の炉心スプレインゾルの溶接部にひび割れが見つかり交換した。事故隠しの疑いがつよい。

*2 ステンレス鋼の表面の化学組成が部分的に変化し、応力腐食割れが起こりやすくなった状態。

*3 溶接箇所や表面仕上げした部分で、表面からある深さまで加工の影響を受けて硬さが増して残っている。

*4 割れを起こす原因となる力の測定は、原料内部で測ること

がほとんど不可能。

*5 表面と表面近くの応力を小さな部分（要素）に分けて計算し、それらを総合して全体を知ろうという方法。あくまでも、近似法の一つである。

今後の課題

つい最近（2004年5月初旬）も、関西電力の大飯原発3号炉で压力容器の上蓋を貫通している管にひび割れが起きているらしいことが明らかになりました。また、浜岡1号炉ではシュラウドの脚の原子炉への付け根部分にもひび割れが見つかるなど、新しい問題が次々に起きています。これらの事故に関する情報収集と分析も勢力的に進めて行かなければならないと考えています。

さらに、前述の応力腐食割れの進展予測についても、科学的根拠があいまいなまま使われている考え方が、「ひび割れがあっても原発は大丈夫」という「維持基準」の基本になっているものです。これについて

は、しっかり分析し徹底的に批判をしたいと、次期の研究課題のメインにすえています。

原子力学会材料部会のシンポジウムに参加したり、上記の『金属』の論文をきっかけに、原子炉メーカーや電力会社の研究者らと議論する機会がありました。同じ事故、現象、データをみても、私たちとのあいだでその解釈の差が非常に大きい。推進側の解釈には、科学的な姿勢はとほしく、都合のよいデータを都合よく解釈して、実際の原発に適用し、住民にも何事もないかのように説明しています。これは、以前とまったく変わらない態度で原発の運転をつづけていることをしめています。こういうことに対しても適切に、時機を遅えずに批判を展開していく必要性を痛感しています。

『原子力資料情報室通信』第354号（2003年12月1日付）より

原子炉材料の安全性への疑問

原発シュラウド・再循環系配管ステンレス網のひび割れ問題

井野博満（法政大学工学部）

新しいタイプの応力腐食割れ

この題で雑誌『金属』に論文を書いた¹⁾。私は応力腐食割れの（狭い意味での）「専門家」ではない。しかし、「専門家」がその問題について発信しないのならば、その周辺にいる金属材料学の研究者として何か言わねばならない、そういう気持ちでこの原稿を書いている。

今回の東電等の19原発で発覚した炉心シュラウドや循環系配管でのひび割れは、ステンレス鋼の応力腐食割れ（Stress Corrosion Cracking, SCCという）であると考えられている。SCCは（1）材料因子（材料の鋭敏化）、（2）応力因子（残留引張応力）、（3）環境因子（高压高温水中の溶存酸素）の3つの重なり合いで生じると考えられてきたが、今回のSCC事例で、こういう考え方は成り立たないことが明らかになった。つまり、材料の「鋭敏化」といわれる「溶接部の周辺の熱影響部でクロム炭化物 $Cr_{23}C_6$ が析出し、結晶粒界周辺にクロム欠乏層が生じる現象」が起これなくとも、応力腐食割れが生じていたのである。

今回のひび割れは材料が「鋭敏化」していなくても起こったのだから、従来の応力腐食割れとは原因が違う。調査の結果、ひび割れを起こしたシュラウドや配管には表面に加工による硬化層があり、そこからひび割れが発生していることがわかってきた。またひび割

れの形態が従来の応力腐食割れとは違っていて、溶接線に沿って割れるというような単純な形状ではなく、さまざまな方向へ割れが進み、枝分かれをしたり、中には溶接部の内部へ進行するようなひび割れも見つかっている。さらに、ひび割れの先端部にまでさび（腐食によって生じた鉄主体の酸化物）がつまっていた、「本当にひびなのか、腐食なのか」というメカニズムの根本もわかっていない。ひび割れは、はじめ結晶粒内を進展するが、やがて粒界割れに転じる。なぜ加工硬化層では粒内割れなのか、表面加工層は結晶が壊れてアモルファス（非結晶）状になっているののだろうかという考えも出されている。昔から言われているビルビー層（研究者Billbyの名前に由来）である。

この新しい応力腐食割れの発生メカニズムやひび割れ進展メカニズムの解明はこれからであるが、応力腐食割れ自体、多くの要因に支配される複雑な現象であって、そのメカニズムの解明は容易ではない。最近、マイクロレベルの分析手段が進歩し、ナノメータ（1ミクロンの1000分の1）スケールの観測が可能になっているが、相手はひび割れという材料全体から見ればごく狭い領域で起こる現象である。その局所部分のみを取り出しての状態分析というのは困難を極める。現在、有効な情報が得られているのは元素の分布に関してのみである。元素分析によって、粒界付近にクロム（Cr）の欠乏層はなく、従来型の応力腐食割れとは異なるこ

とがわかったし、また中性子線を強くあびたシュラウド（H4溶接部）では、粒界付近の幅10nm（ナノメートル）程度のごく狭い領域でCrの欠乏層が観測されるというような知見が得られている。しかし、それ以上の情報である原子の結合状態や電子状態の変化の解明はなされていない。電力各社が提出した調査報告書²⁾は、硬さ試験、電子顕微鏡などによる組織観察、元素分析（材料組成の変化の有無）にとどまっている。

2つ目の因子とされる応力因子についてはどのようなことがわかっているか。ひび割れの形状や進展方向が従来とは非常に違っているため、材料への局所的な力のかかり方（応力状態）がだいぶ違うと考えられる。表面に加工を受ければ、その部分には複雑な残留引張応力が存在すると考えられるが、粒界亀裂を生じる内部の応力状態はどうなっているのか、不明である。応力状態を知るにはX線回折法による歪の検出がもっとも有力な方法であるが局所的状況を知ることは難しい。中性子回折の試みがあるが、現場での利用は困難で研究段階をでていない。このようにひび割れの駆動力である内部応力の様子は、過去の知見をもとに有限要素法などの計算によって推定しているに過ぎない。新しいひび割れの現象に対して、従来と同じ推定の仕方がどれ程有効か疑わしい。

3つ目の要因とされる環境（炉心冷却水の水質）の改善であるが、炉心の冷却水には不純物を極力取り除いた高純度の純水が用いられているが、中性子照射によって水が分解されるので溶存酸素の発生が避けられない。この溶存酸素を減らすために水素添加や、白金など貴金属の添加が試みられているが、白金のような触媒となる物質を炉心に投入することには不安がある。浜岡原発でのECCS（緊急炉心冷却装置）系配管破裂事故は、白金を触媒として、配管にたまっていた水素と酸素が反応した水素爆発という可能性が高く、調査報告書もそのような説をとっている。水質改善は応力腐食割れ対策という観点だけで行なうわけにはいかないし、溶存酸素をまったくなくすということは難しい。

ひび割れの健全性評価は大丈夫か

今回のシュラウドや循環ポンプひび割れの報道に接し、私がまず疑問に思ったことは、なぜ、低炭素（C）ステンレス鋼であるSUS304LやSUS316Lでこのように多数ひび割れが起こったのかということだった。原発用ステンレス鋼の応力腐食割れはL-grade（0.03% C以下）のステンレス鋼の開発により、解決したと喧伝されていたのではなかったか。確かに、応力腐食割れ問題で、一時期、原発はもう駄目かと思われたのを、低Cステンレス鋼の開発により材料研究者が救った努

力は（そのことに限れば）評価されてよいであろう。しかし、そのことで安心しきってしまったということはなかったのだろうか。また、今回の低Cステンレス鋼でのひび割れは、加工によって生じた表面硬化層の存在によって生じたものであると考えられているが、加工の問題は材料の開発試験ではまったく考えていなかったといわれる。しかし、実際に材料を使う場合に、バルクの塑性加工や表面の機械加工を受けることはむしろ当たり前のことなのであるから、そして加工を受ければ複雑な残留引張応力が生じることもまた十分予想されることであるから、加工を受けた条件下での耐食性について考慮外であったとすれば、不思議な気がする。そういう新しい状況下で、ひび割れの健全性などともに評価できるのだろうか。

各原発シュラウドあるいは再循環系配管について、電力会社から原子力安全保安院に提出された調査報告書²⁾はいずれも同じような構成になっていて、ひび割れの現状調査、それに対する応力解析による健全性評価、ひび割れ進展予測式にもとづく5年後の健全性評価という構成になっている。

これらの調査報告書を読むと、結局のところ、ひび割れは見つかったけれども現状では危険なものではなく、5年後にもひび割れは危険なほどには進展することはないので、このまま使用してよいという結論である。しかし、今まで述べてきたように、低Cステンレス鋼のひび割れは、従来のステンレス鋼で生じたひび割れとは別種である。ひび割れの形成に表面加工層が関与していることは明らかにされたが、その形成メカニズムや内部へのひび割れ進展の法則性は解明されていない。このような状況の中で、新しいSCC現象に対し、従来と同じ応力解析式やひび割れ進展予測式を適用してよいものかどうか。各調査報告書では、5年後にもひびの大きさは許容範囲内であるというようなことを言っているが、不確定要素が多過ぎる。

超音波検査信頼性への疑問

ひび割れの健全性評価のもととなるのは、ひび割れの長さや深さについての正確な情報である。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、略してUT）は切断検査による実測深さを下回る結果を与えていた。すなわち、ひび割れを過小評価していた。両者の関係を図1左図（次頁）に示す³⁾。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。また深さ7mmのひび割れをまったく検出できなかったケースも見られる。

このような食い違いが生じた理由として、今回のひ

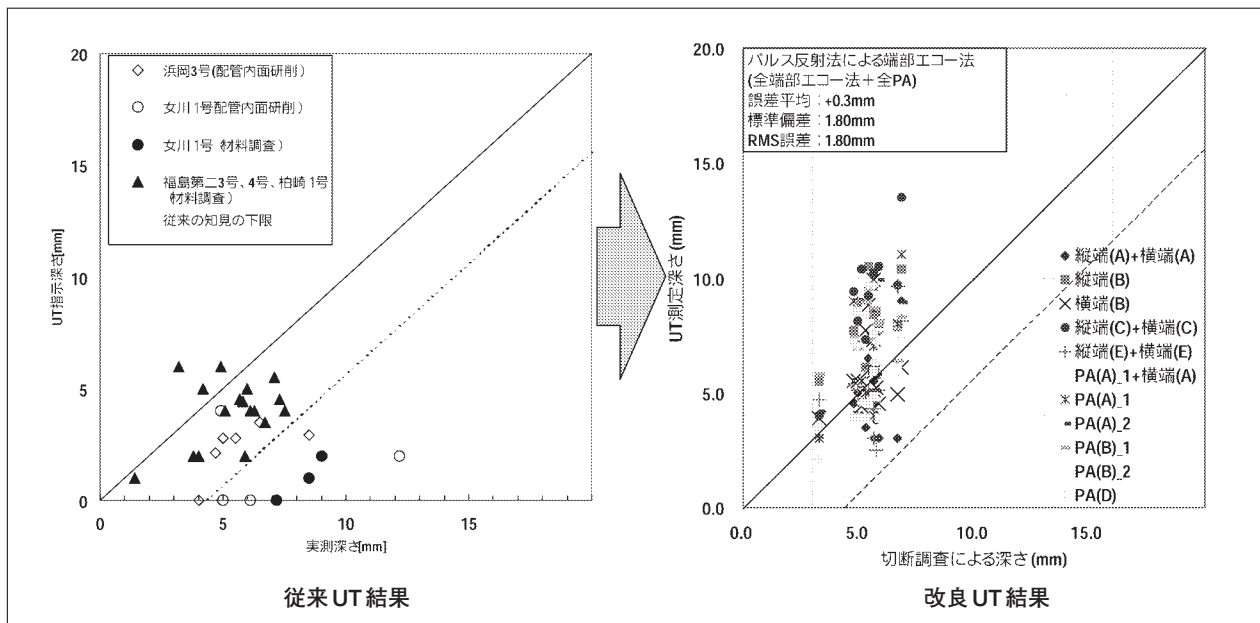


図1 従来 UT 結果と改良 UT 結果の比較³⁾

び割れの形態について予備知識がなかったこと、溶接金属に侵入したひび割れは検出しにくいこと、検査方法が不備だったこと、検査者の技量が不十分だったことなどが挙げられている。それらの問題点を踏まえて、(財)発電設備技術検査協会が実機(柏崎刈羽1号機)において実施した結果をまとめたものが図1右図³⁾である。これは東芝、日立、ゼネラルエレクトリック(GE)、ウェestingハウス(WH)などメーカー6社が複数の方法で行なった検査結果を合わせたものであるが、特徴的なことは、今度は切断調査により求めた実測深さよりもUT測定深さの方が大きくなるという逆の傾向が出たことである。

検査協会あるいは保安院は、ひび割れの過小評価がなくなって安全側になったと改善効果を強調している。だが本当にそうだろうか。例えば実測値7mm弱であるのに、それを深さ13.5mmとか11mmに計測したデータ点がある。また5mm付近のひび割れを10mm以上に計測したデータ点がある。ひび割れの過小評価はひびが割れている部分を見逃したということであるが、このような過大評価は、存在しないひび割れを何かの拍子に計測したことになり、幻を見たことになる。この結果はむしろ超音波検査の信頼性を疑わせるものではなかろうか。実際、複雑な形状、特に分岐しているようなひび割れやさびで埋まったひび割れを超音波で検出することはかなり難しいであろう。ノイズかどうかの判定はかなりの熟練を要するであろうし、検査者の主観が入り込むように思う。ひび割れを過大評価してはいけないという意識が働くと左図のようになり、逆に、ひび割れを過小評価してはいけない

という意識が働くと右図のような結果になるのではないか。さらに驚いたことには、検査協会の報告書元図⁴⁾にはある実測値0~1mm、UT測定値3~6mmのデータ点が、図1右図で省かれていた。また「切断調査でひびが存在しているものみのデータで集計」という注釈文も脱落している。ひび割れがなかったのにUTでは検出されたというデータが少なからずさらに存在することを意味する。報告書結言のなかの一文、「国内会社の結果の多くが安全側の評価になっていること、無欠陥を正しく診断する点に関しては外国会社の技量には高いものがあること」は表現に苦勞がにじんでいる。もっとわかりやすく率直に次のように書いてほしい。「日立や東芝の調査では、ひび割れとそうでないものとの区別が付かないことが多かった。浅いひびと深いひびの区別も難しかった。GE社やWH社の方がましだった」。

今後のあり方の問題

ひび割れトラブル発覚から1年余を経て、維持基準の導入が進められている。「ひび割れは一切認めない」という考え方から、「ひび割れを認めてその健全性を判定する」という考え方へ、大きく転換するわけである。しかし、福島第一原発1号機での気密漏洩試験結果の虚偽報告やMOX燃料試験データの偽造さらにはJCO事故など、原子力の世界には法や規制をないがしろにする風潮が著しい。このような体質の改善を伴うのであれば、維持基準導入が安全性の向上どころかそれを危くする結果になりかねない。

ステンレス鋼材は、今回問題となったシユラウドや

再循環系配管以外にも、制御棒駆動機構や中性子計測部のハウジングなど重要な炉内構造物にも広く用いられている。これらハウジングや再循環系配管は、BWR（沸騰水型軽水炉）での炉内70気圧の圧力を受ける圧力バウンダリーを構成しており、そこでの事故は致命的なものになりかねない。超音波検査の信頼度や亀裂進展予測式の不確定さを考えると、ひび割れを容認する維持基準の適用は時期尚早と言わざるを得ない。

技術には「絶対安全」ということはない。近頃、そういう認識がお役人にも浸透してきているらしいのはいいことだ。しかし、原子力の場合に安易にそれを言ってもらっては困る。チェルノブイリ事故あるいはそれ以上の取り廻しのつかない大きな被害の可能性がある以上、事故は絶対に起こしてはならないからだ。大事故は中小事故の積み上げで起こるといわれる。近年、中レベルの事故が次々と起こっているのが不安である。原子炉の経年劣化が進むなかで、今まで以上に安全性を高める努力が求められるとともに、老朽化の進んだ原子炉は安全性を第一に考えてただちに廃炉にすべきである。

今回のひび割れ隠しに関しては、企業の責任はもちろんのこと、技術者、研究者の責任・倫理も問わねば

ならない。企業の研究者たちはひび割れの事実をいつ知ったのか、そしてどう対応したのか。関係学協会（日本原子力学会）の材料研究者は、この問題をいつ認識したのか。企業からの情報がなくても外国の文献があったのだから企業へ実情を開き合わせるなどしなかったのだろうか。原子力村は外部に対してのみでなく、その内部でも大変に風通しの悪いところのようだ。

【文献】

- 1) 井野博満、“原子炉材料の安全性への疑問一席発シュラウド・再循環系配管ステンレス鋼のかび割れ問題”、金属、73、2003年11月号、PP62～72
- 2) 原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会（第7回）（2003.3.10）、資料7-3、原子力安全・保安院、“原子力発電設備の健全性評価について—中間取りまとめ—”（<http://www.meti.go.jp/report/downloadfiles/g30310b03j.pdf>）、ほか
- 3) 原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会（第8回）（2003.6.4）、資料8-2、発電設備技術検査協会、“超音波探傷試験による再循環系配管サイジング（寸法測定）精度向上に関する確性試験について”、p25、（<http://www.meti.go.jp/report/downloadfiles/g30604g2j.pdf>）
- 4) 同上、参考8-4、同確性試験報告書（概要版）
- 5) 井野博満、“ふだんの授業で倫理をしゃべる”、まてりあ、42、10（2003）pp721～724