

発電用原子炉の出力増強と実流校正設備に関する調査研究

古市 紀之[†]

(平成16年10月14日受理)

A survey of a power uprate in a commercial nuclear power plant and a water flow facility for calibration standard

Noriyuki FURUICHI

Abstract

This report describes a power uprate in a nuclear power plant by a measurement uncertainty recapture called as MUR. Up to now, a thermal output in a nuclear power plant has the measurement uncertainty 2% dominated by a flow rate of a feedwater. The principle of the MUR method is based on a reducing of the measurement uncertainty of the feedwater flow rate using a new flowmeter with high accuracy. Since the uncertainty of thermal output can be reduced using that flowmeter, the thermal output can be increased within the reducing value of the uncertainty. Recently an ultrasonic flowmeter with high accuracy has introduced to the nuclear power plant for the purpose of uprate. The flow rate calibration factor of this flow meter is strongly affected by a swirl flow and the surface roughness of the pipe. To obtain the calibration factor with high accuracy, the flowmeter must be calibrated by the water loop modeled the feedwater loop of the nuclear power plant. Since Reynolds number of the feedwater flow loop is very high, the modeled water loop must be constructed with high attention to a treatment of a temperature and a feedwater. In this report, some water calibration facility with a high Reynolds number over the world is investigated and the plan of a new water facility for the uprate of the nuclear power plant is suggested.

1. 緒言

1.1 原子力発電の現状^{1), 2)}

現在の日本における年間電力発電量は10兆kWh*に迫っており、そのうち31.2% (2002年) が原子力発電によりまかなわれている。図1に日本における発電量の推移を示す。原子力発電は、石油危機等に端を発し1970年代に積極的に導入が図られた。1980年代に入ると、各種改良を経て設備利用率**が上昇、また、出力の大きい原子力発電所が次々と建設される。そのため、2000年にいたるまでの電力需要の伸びにほぼ対応する形で、原子力発電の発電量に占める割合が増加することになる。しかしな

がら、設備利用率もほぼ最大となり、また世論に対する配慮から発電所の新規建設が難しくなったこともあり、ここ数年はほぼ横ばいで推移し現在にいたっている。この数年で大きな伸びを示しているのは石炭発電やLNG発電、また新エネルギーによる発電である。しかし、資源小国で

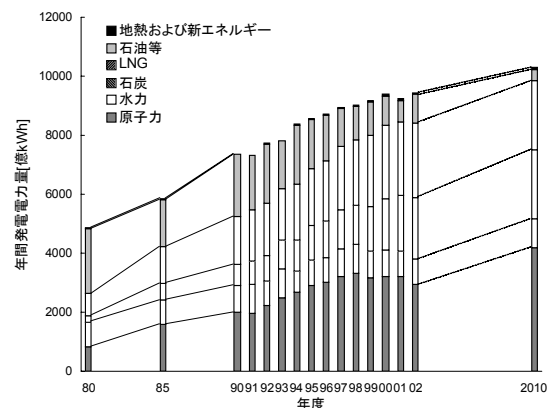


図1 年間発電量推移^{2), 4)}

[†] 計測標準研究部門 流量計測科

* 本来エネルギーの単位は J を使用するべきであるが、ここでは電力業界で広く使用されている kWh を使用する。
1[kWh]=3.6×10⁶[J]

** 発電所がある期間において実際に作り出した電力量と、その期間休みなしで最大出力により運転したと仮定したときに得られる電力量の比。

ある日本において、石炭や天然ガスは基本的に輸入に頼らなくてはならない燃料である。また、石炭発電は埋蔵量も多く世界的に発電量が増加しているが、CO₂の排出量が多いことが問題とされる。風力や太陽光発電等の新エネルギーの開発も徐々に進んできているものの、今後乗り越えていかなくてはならない課題も多く、これが現在の発電システムと置き換わるまでには、今後相当長い時間が必要であると予想される。

世界的に見ると、電力供給に占める原子力発電の割合は全般に高く、フランスの76.4%（2000年）を筆頭に韓国40.7%、ドイツ30.6%、アメリカ19.8%等となっており、全世界として15.9%と概算されている³⁾。しかしながら、原子力発電は核廃棄物を含めた社会的な問題を多く抱えており、今後の方向性は世論の動向に配慮した形で現れてくるといえる。現在、ヨーロッパでは原子力発電は縮小傾向にあり、ドイツやスウェーデン等が段階的廃止を検討している。また、新規原子力発電設備の建設および計画もほとんどない⁴⁾。これらを受ける形で、IAEAは2020年の原子力発電の占める割合の予想値を全世界で10～14%程度と低く見積もっている。一方、アメリカでは2001年の電力危機を契機に、安定した電力供給等の名目の元、原子力発電が強く推されるようになっており、今後原子力への依存度はさらに高まると予想される。電力の安定供給は現代社会において必要不可欠なものであり、エネルギー問題は重要な国策である。そのため、原子力発電については各国が慎重な政策を要求されているのが現状である。

さて、ここ数年の日本における電力需要の伸びは鈍化しているものの、2001年7月における経済産業省総合資源エネルギー調査会総合部会報告書⁵⁾は、今後の発電電力量の見通しとして2010年までに7～8%程度の増加を見込んでいる。その中で特に原子力発電の発電電力量は3割程度の増加が見込まれている。この値は、目標ケースを想定した場合、全発電電力量の42%程度となる。これほどに大きな値を期待されるのはCO₂削減に対する要求が高いからである。認可出力のみにより見ると、2010年までに稼動する予定の原子力発電所は建設準備中も含めて6基あり、合計出力は750.6万kWとなるが、これは現在の原子力による発電電力量に対しおよそ15%程度である。2010年以降に計画されている発電所を含めるとおよそ30%の出力増強が可能になる。しかしながら、前述のように世論の動向に対する配慮からも、必ずしも建設が確定されているわけではなく、今後の推移によっては、これが達成されない可能性は十分にある。

一方、世界の潮流に合わせて1995年より日本において

も電力の自由化が実施されている。現在小売市場の一部が自由化されているが、今後その範囲が拡大されるであろうことが予想され、電力各社はコストダウンが必須となってきている。原子力発電は他の発電方法に比べて燃料費の安さ等が影響し、単位発電量当たりの単価は低い⁶⁾。しかしながら原子力発電はその運転開始までに非常に長い時間を要し、初期のキャピタルコストは非常に大きい。また、再処理や核廃棄物処理いわゆるバックエンドについては方針が十分に定まっているとはいえず、今後さらに膨大な費用が発生する可能性も想定される^{*}。そのため電力自由化の先進国である欧米諸国においては、原子力発電に対する制度的配慮がなされているのが実情である⁷⁾。このように初期投資が大きくまた回収期間が長い原子力発電を有する電力会社においては、電力の自由化をにらみながら、事業リスクを減じるためにもコストダウンは非常に重要な課題であるといえる。

1.2 原子力発電における増出力

前節における現状から、原子力発電は今後電力の安定供給を目的として出力増強を行うとともに、コストダウンを考慮にいれなくてはならないことがわかる。新規の原子力発電所を建設することは時間と労力、また多額の建設費を要し実質的に容易ではない現在、安全性を大前提としてこれらをもっとも効率良く行うことができるのは、既存の施設における出力増強であると考えられる。原子力発電の場合、出力増強は燃料費の増加にはつながらず、発電の効率が直接的に良くなることを意味する。

原子力発電の出力は原子炉熱出力および蒸気タービン・発電機による電気出力により決定され、最高出力は各電力会社からの申請に基づき経済産業大臣より認可される。現在の原子力発電においては定格熱出力一定運転と呼ばれる、認可された最大の熱出力を保ったまま運転する方法がとられている^{**}。この出力値は事故等が発生しえない上限値として設定されているが、この上限値をなんらかの手法をもって引き上げる検討が実際になされてきている。米NRC（Nuclear Regulatory Commission：米国原子力規制委員会）においては近年、この上限値を引き上げることによる増出力を認可している。この出力

^{*} 総合資源エネルギー調査会原子力部会報告書⁵⁾においては、再処理費用等は燃料費の中に入れていとされている。

^{**} 定格熱出力一定運転に対し、認可された最大の電気出力を保って運転する方法を、定格電気出力一定運転と呼ぶ。この手法は電気出力を一定に保つために、冬季には熱出力を下げた運転が必要があり、発電ロスがある。従来はこの運転方法によったが、2000年より定格熱出力一定運転が認可されている⁷⁾。

増強の手法は以下の3つのカテゴリーに分類されている^{8),9)}。

1. 測定精度の向上 (measurement uncertainty recapture power uprates : MUR) : 最新の流量計を給水配管に使用することにより、不確かさを減少させ、原子炉出力を増強する。
2. ストレッチ出力増強 (stretch power uprates) : 大規模変更を行わず、計装設定値の変更により出力を増強する。
3. 大幅出力増強 (extended power uprates) : 高圧タービン、復水ポンプ、電動機、主発電機、変圧器などの原子炉以外の設備を改造することによって増強する。

本報告において特に注目したいのが1の測定精度の向上による原子炉出力増強である。原子炉の出力値はBWRの場合概ね、原子炉から蒸気の搬出するエネルギーと原子炉に入る給水の持つエネルギーの差から求められる。出力値を管理するために、圧力や温度、流量等がモニターされているが、これらの値には不確かさが含まれており、その分だけ低めの認可出力の申請がされていることになっている。上記の出力増強は、従来から計上されているこれらの計測不確かさを小さくすることにより、安全基準を満たしたまま出力増強をはかる手法である。このためには不確かさの小さい新規の流量計測システムを導入する必要があるが、コストは原子力発電やその他の発電システムを新設することに比べ圧倒的に小さく、費用対効果が大きいものといえる。実際NRCは、この手法による出力増強をすでに33炉に対して認可しており、その最大値は1.7%である (2003年11月現在)^{10),11)}。

1.3 原子力発電における流量計測

前述のように熱出力はいくつかのパラメータにより測定されるが、その中には炉心への給水流量が含まれている。後述するが、これがもっとも大きい不確かさを持つとされており、この計測・制御は直接熱出力に影響を及ぼすために、原子力発電においては非常に重要な要素となる。すなわち、給水流量を小さい不確かさにより計測することが可能となれば、出力の増強を期待することができる。

現行の軽水炉においては、漏洩防止と分解点検が可能という必要性からフローノズルやベンチュリ等の差圧式流量計が用いられている。この計測方法では流れが十分に発達している必要があるために、配管の曲がり部から計測部までに長い距離を必要とする。また、整流器等の設置が必要な場合もあり、この場合圧力損失の増大やキャビテーションの発生といった問題が発生する。しかしながら再現性に関しての能力は非常に高いので、実流

校正を行えば高精度の計測も可能である。

差圧式の流量計のもうひとつの問題点は経時変化にあるとされる。原子力発電は定格熱出力運転のために、給水流量の指示値を一定に保つ必要がある。しかしながら、給水中の放射化された不純物(クラッド)の付着により、給水流量が見かけ上増加するという現象を引き起こしてしまい¹²⁾、給水流量を実質的に引き下げざるをえない。そのため原子炉の出力を減少させてしまい、定格割れを起こすことになる。また、定期点検時には付着物の除去、および再校正といった煩雑な作業を要求されるのが現状である。また、2004年夏の実験原子力発電所における配管の破損事故は記憶に新しいが、これは配管の薄肉化を差圧式流量計がまねいたとされているように、構造的な問題点も有している。

このような状況のもと、超音波流量計の給水流量計測への導入が進んでいる。超音波流量計には原理的に大きく分類して二種類存在する。一般にそれぞれ伝搬時間差法¹³⁾、ドップラー法¹⁴⁾と呼ばれ*、現在実用的に広く使用されている超音波流量計は、この伝搬時間差法であり、この流量計を使用することにより前述の出力増強の認可が出されている。計測方法の原理を含め詳しくは多くの書に譲るが、長所はともに圧力損失がないこと、経時変化が少ないためにメンテナンスが容易なことがあげられる。特に参考文献¹⁴⁾にあげたドップラー法はオンサイトの計測を得意とするため、再校正の作業を運転中に行うことも可能である。それぞれの方法に問題点はあるが、特にドップラー法は作動流体中に超音波の反射体が必要とされることが問題とされる。給水配管内の流体は基本的に純水である必要があり、不純物の混入は望ましくない点からドップラー法の適用は難しい。一方、伝搬時間差法は超音波の作動流体中の伝搬経路上の線平均流速を得るため、管断面平均流速を算出するためには流量補正係数が必要となる。これはプロファイルファクターなどと呼ばれ、管内速度分布に依存するものである。例えば曲がり部下流では流速分布が異なってくるため、この係数を変える必要が出てくる。したがって、この係数を高い精度において求めることがこの流量計の精度をより高くすることに直結する。そのためには管内の流れをなるべく実機に近い形に模擬した流路により校正を行う必要があるといえよう。いずれにしてもこれらの流量計の導入は、給水流量の計測精度を上げることに對し非常に期待できることから、現在注目を集めている。

* 他にシングアラウンド法、周波数差法があるが、伝搬時間差法と原理的に大きくは変わらない。

1.4 本報告の概要

上記の背景をふまえて、本報告ではまず発電用原子炉における熱出力の算出方法について述べた後、給水用流量計の不確かさを低減することにより、熱出力を増強する技術(MUR)に関する現状および諸問題についての調査結果を示す。また、超音波流量計を給水流量計測に適用することを前提とし、給水用流量計を実機に近い条件における実機模擬配管を用いて校正するための校正設備に関して、国内外の現状の調査結果を報告する。さらに、給水配管におけるレイノルズ数は非常に高いことから、これを模擬する新規設備を建設するにあたっての技術的問題点について報告する。

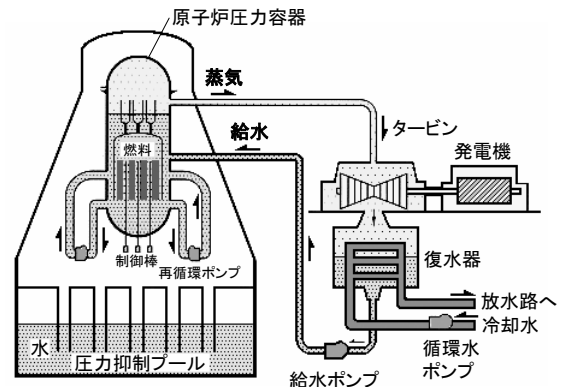


図2(a) BWR模式図¹⁵⁾

2. 原子力発電における給水流量の不確かさ

2.1 原子炉熱出力の算出方法

軽水炉の代表的なBWR (Boiling Water Reactor) の概略を図2(a)に示す。原子炉熱出力は、核分裂によって単位時間当たり生ずるエネルギーであり、原子炉内で冷却材に伝えられる熱量として定義されている。実際の熱出力は直接には計測できないために、BWRの場合、前述したように原子炉から蒸気の搬出するエネルギーと原子炉に入る給水および冷却材再循環ポンプからのエネルギーの差から求められることになる。厳密には冷却材浄化系、原子炉系からの熱損失、制御棒シール水の持つエネルギーを加味し、以下の式により原子炉における熱出力が算出されることになるが¹⁶⁾、これらは給水および蒸気の持つエネルギーに対しわずか1%にも満たない。

$$\begin{aligned} \text{熱出力} = & (\text{原子炉から蒸気の搬出するエネルギー}) \\ & - (\text{原子炉に入る給水の持つエネルギー}) \\ & - (\text{冷却材再循環ポンプから冷却材に伝えられるエネルギー}) \\ & + (\text{原子炉冷却材浄化系の熱損失}) \\ & + (\text{原子炉系からの熱損失}) \\ & - (\text{制御棒シール水の持つエネルギー}) \quad (1) \end{aligned}$$

ここで、蒸気および給水中のエネルギーは流量および圧力・温度からエンタルピー計算により求められる。なお、この熱出力の値は各電力会社における原子力発電設置申請書において提示された値であり、圧力容器の大きさ、燃料棒の本数や有効長さ等により次項において述べる不確かさを加味した計算により決定される。近年の新型炉の使用により認可出力は増大しており、国内において稼働中の原子炉では最大のものが135.6万kW（東京電力柏崎刈羽6,7号炉）である。

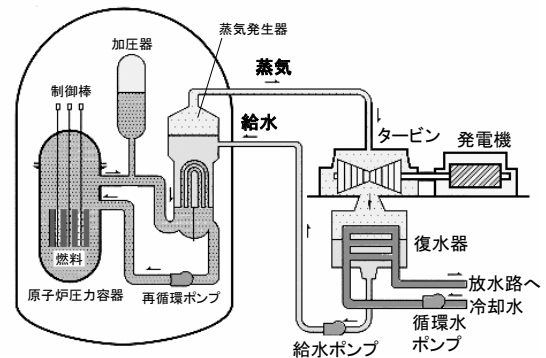


図2(b) PWR模式図¹⁵⁾

一方、PWR (Pressurized Water Reactor) (図2(b)) における熱出力は二次冷却系と呼ばれる設備に依存する。熱出力の代表的な計算方法は設置申請書に以下のように示されている¹⁷⁾。

$$\begin{aligned} \text{熱出力} = & (\text{炉心熱出力}) \\ & + (\text{一次冷却材ポンプ (再循環ポンプ) から1次冷却材に伝えられる熱量}) \\ & - (\text{原子炉及び1次冷却設備の放熱量}) \\ & - (\text{原子炉補助施設の損失熱量}) \quad (2) \end{aligned}$$

ただし、実際の熱出力の計算はこれらの熱収支をまとめた形で、

$$\begin{aligned} \text{熱出力} = & (\text{蒸気発生器より発生する蒸気の持つ熱量}) \\ & + (\text{蒸気発生器ブローダウン水により蒸気発生器より排出される熱量}) \\ & - (\text{給水の持つ熱量}) \quad (3) \end{aligned}$$

により算出されている。ここで、ブローダウン水により排出される熱量は蒸気の持つ熱量に対し0.2%ほどでし

かない。したがって給水として流入する熱量はその流量に依存することは明白であり、そのためPWRにおいても熱出力は給水流量と密接な関係があることが分かる。なお、PWRの場合、稼動中のものでは最大で118万kW（関西電力大飯3,4号炉）である。

このように、原子炉熱出力の計測はBWR, PWRともに給水流量の計測に強く依存していることになる。さらに、この給水流量は炉心の安定かつ安全な運転に対し非常に重要である。これが多すぎると出力の上昇を招き、そのため燃料温度が上昇、燃料や周囲機器の破損につながる恐れがある。また少なすぎても十分な冷却効率が得られず、同様の事故が発生する恐れがある。したがって、給水流量を正確に計測しこれを制御することは、原子力発電の効率を支配するのみでなく、安全な運転のために必須である。

2.2 原子炉熱出力に関する現在の不確かさ解析

2.2.1 BWR

2.2.1.1 GETAB

原子力安全委員会原子炉安全専門審査会は、BWRの安全設計指針について、米国General Electronic (GE) 社が開発した沸騰遷移相関式GEXL (GE Critical Quality Boiling Length Correlation) およびGEXLに基づく熱設計手法GETAB (GE BWR Thermal Analysis Basis)¹⁸⁾について検討を行い、GEXL相関式およびGETABを今後沸騰型原子炉の炉心熱設計手法および熱的運転制限値の決定手法として用いることが妥当であると判断している¹⁹⁾。GEXL相関式とは沸騰遷移*の開始を判断する式であり、この相関式から限界出力を推定することができる。国内におけるBWRの原子炉設計はこの指針に基づいている。

2.2.1.2 熱出力に関する不確かさ

GETABは、まずある基準の炉心出力状態から出発し、次に給水流量、温度、圧力、炉心流量、出力分布等の測定誤差や不確かさを、正規分布を仮定してモンテカルロ計算を行うことによって考慮し、沸騰遷移を起こす燃料棒数の期待値を求めるものである。沸騰遷移を起こす燃料棒数の期待値について、何本までを許容するかという判定基準としてGETABでは、全炉心燃料棒数のうち99.9%以上が沸騰遷移を起こさないという基準が提案されている。これを基準にして熱出力が決定されることになる。

* 「沸騰遷移」(Boiling Transition) は一般には核沸騰から膜沸騰への沸騰形態の遷移、およびこれに伴う熱伝達特性の劣化のことを指す。ここでは核沸騰を超えた状態の開始という意味である。

表1 熱出力を算出するのに用いる各測定量の不確かさ^{16),18)}

項目	不確かさ[%]
給水流量	1.76
給水温度	0.76
原子炉圧力	0.5
冷却材炉心入り口温度	0.2
全炉心流量	2.5
チャンネル流路面積	3
摩擦抵抗倍率	10
チャンネル摩擦抵抗倍率	5
TIP読み	6.3
R因子	1.5
限界出力	3.6

この計算を行うために考慮にいれている不確かさを表1に示す。なお、ここに示される不確かさは、標準不確かさか拡張不確かさのいずれかについての記述がGETAB中には一切ないため不明であるが、後述の計算式からは標準不確かさが示されていると考えられる。各項目のうち、直接的に原子炉熱出力の不確かさに関係するのは、給水流量および給水温度の二点であるとされる。特に給水流量に関しては1.76%の不確かさが計上されており、この不確かさが熱出力に対してもっとも影響をおよぼすものであるとGETABにおいては述べられている。定格熱出力は前出のように原子炉内の流量・温度・圧力等の計測結果を元に算出されており、これらの値は常にモニターされ監視下にある²⁰⁾。この計測値には基本的に不確かさが含まれているが、GETABを基本として一律に表1のように見込まれている。なお、GETAB中にはBWRの熱出力そのものに対する不確かさは明示されていない。また、国内の各原子力発電所設置申請書においては、GETABを元にした安全設計および緊急炉心冷却時に対する各種計算が示されているが、その計算に用いる不確かさは表1に示された値を使用しているとされている。こちらもGETAB同様、熱出力の不確かさは示されていない。

2.2.1.3 給水流量に関する不確かさ解析

前項において示された給水流量に対する不確かさの要因について、NRCからの質問に答える形でGE社がGETAB中に示している。これをGETABから抜粋して表2および図3に示す。この不確かさの要因は1977年時におけるGE社の製造するBWRの給水流路についてのものであるが、この給水流量の不確かさ1.76%が表1の形態により最近の原子力発電所の申請書にも明示されている²¹⁾ように、現在のBWR原子炉の設計および最大出力の決定にはこれらの不確かさが使用されている。

表2 給水流量に関する不確かさ¹⁸⁾

No.	Error sources	Basis	Random or Bias error	Estimated input uncertainty[%]	Contribution to system flow uncertainty[%]
1	Flow element calibration	S	B	1.00	0.086
2	Pressure transmitter	V	R	0.30	0.004
3	Pressure fluctuation	E	R	1.50	0.097
4	Thermocouple calibration	V	B	0.15	0.002
5	Temperature element	S	R	0.19	0.002
6	Temperature fluctuation	E	R	1.00	0.043
7	mV/I Transmitter	S	R	0.25	0.003
8	Divider	S	R	0.25	0.003
9	Pressure effect on density	E	R	0.05	0.000
10	Manufacturing of flow element	E	R	0.41	0.029
11	Feedwater line differences	E	R	0.20	0.007
12	Square rooter	S	R	0.47	0.038
13	Computer summer	E	B	0.05	0.001
14	Human error	E	R	2.00	0.687

S : specification document, V : vender test data, E : industry experience
 B : bias error, R : random error

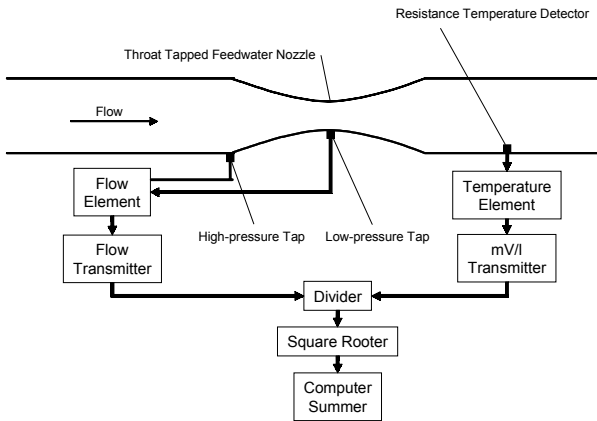


図3 GETABにおける給水流量計測システム¹⁸⁾

以下にGETAB中の不確かさ解析について要約する。No.1~9は管内の流動状況に影響を受ける因子とされており、その他計装システムの機器類の不確かさおよび人的エラーが給水流量の不確かさの因子とされる。各項目の不確かさの算出元は注意書きされているように、各測定装置の仕様書やメーカーにおけるテストから得られており、それ以外については経験的に概算されたものとされているが、これらの算出方法等についての詳しい記述はない。なお、No.1, 4の”Flow element”と”Thermocouple”のキャリブレーションおよびNo.13の”Computer summer”は系統誤差とされ、それ以外はすべて偶然誤差である。

まず、オリフィスやベンチュリといった一般的な差圧式の流量計において計測される流量の不確かさは、以下の式により表される²²⁾。

$$\frac{Q_m}{Q_m} = \left[\left(\frac{C}{C} \right)^2 + \left(\frac{\varepsilon}{\varepsilon} \right)^2 + 4 \left(\frac{D}{D} \right)^2 + 4 \left(\frac{d}{d} \right)^2 + \frac{1}{4} \left(\frac{p}{p} \right)^2 + \frac{1}{4} \left(\frac{\rho}{\rho} \right)^2 \right]^{1/2} \quad (4)$$

ここで、 Q_m : 質量流量, C : 流出係数, ε : 膨張補正係数, β : 絞り直径比, D : 上流側管径, d : 絞り孔径, p : 静圧, ρ : 密度である。右辺第5項を除く項は直接流動の状態には関連せず、したがって表2におけるNo.1の”Flow element”またはNo.4の”Thermocouple”のキャリブレーションに含まれているものと考えられる。一方、右辺第5項目が差圧 Δp の不確かさへの寄与を示している。図3に示すGETABの流量計測システムにおいては、これはNo.1~9の不確かさの二乗和により求められるものとしている。したがって、これらを総称して”Flow uncertainty”と呼び

$$\begin{aligned} \text{Flow uncertainty}^2 &= \frac{1}{4} (\Delta p \text{ uncertainty})^2 \\ &= \frac{1}{4} (\text{No.1}^2 + \text{No.2}^2 + \text{No.3}^2 + \text{No.4}^2 + \text{No.5}^2 \\ &\quad + \text{No.6}^2 + \text{No.7}^2 + \text{No.8}^2 + \text{No.9}^2) \end{aligned} \quad (5)$$

と示されている。これをふまえ、GETABにおける原子炉内給水流量に関する合成不確かさは、以下の式により算出されるとしている。

Total system flow uncertainty=

$$\left[\frac{1}{\text{No. of feedwater lines}} (\text{Random uncertainties})^2 + (\text{Biased uncertainties})^2 \right]^{1/2} \quad (6)$$

通常、原子炉において給水配管は安全のため数本有する。したがって給水流量は各配管における流量の和となるため、偶然誤差に関してはこの給水配管の数で除される必要がある。BWRにおける給水配管の本数は2本と、前述の各項目を盛り込むと次のような結果を得る。

Total flow uncertainty=

$$\left\{ \frac{1}{2} \left[\frac{1}{4} (\text{No.}2^2 + \text{No.}3^2 + \text{No.}5^2 + \text{No.}6^2 + \text{No.}7^2 + \text{No.}8^2 + \text{No.}9^2) + \text{No.}10^2 + \text{No.}11^2 + \text{No.}12^2 + \text{No.}14^2 \right] + \frac{1}{4} \text{No.}1^2 + \frac{1}{4} \text{No.}4^2 + \text{No.}13^2 \right\}^{1/2} = \pm 1.71\% \quad (7)$$

このように原子炉における給水流量の測定不確かさは1.71%となるが、表1の結果との不一致がわずかに見られる*。また、ここに示される不確かさは標準不確かさであるといえる。GETABにはその他、温度や圧力に関する不確かさ解析が示されているが、熱出力に関する記述は前述のようにない。

2.2.2 PWR

PWRにおける熱出力や給水流量に関する不確かさ解析については、公になっているものとしては入手することができなかった。しかしながらPWRにおける原子力発電所設置許可申請書には、緊急時における炉心解析が示されており、この解析に使用する初期定常運転条件として、原子炉出力の定常誤差として±2%を見積もる、とされている¹⁷⁾。この誤差の発生源については特に明示されておらず、また給水流量の不確かさについても示されていない。

2.3 10CFR50 Appendix K

前述のように原子炉の解析コードGETAB中においては熱出力に対する不確かさの記述はない。しかしながら、米・連邦規則集 (Code of Federal Regulation) 10CFR50の中のAppendix Kに重要な記述がある²³⁾。このAppendix KにはECCS (Emergency core cooling system : 緊急炉心

* 温度の不確かさはQ&A、本文ともに0.76%、また圧力の不確かさ0.48%は本文で0.5%と示されていることから、給水流量に関しては誤記とも考えられる。いずれにしても1.76%が現在の公式の値である。

** Caldon社は"Appendix K Uprates"と呼んでいる。

冷却装置)の性能評価モデルについて記述されている。

この文頭に、LOCA (Loss-of-coolant accident : 原子炉冷却材喪失) 時における熱出力は認可された値の1.02倍により継続して運転、と記されている。すなわち、2%以上の熱出力増加が連続して行われた場合を、ECCSを評価するモデルの仮定としていることになる。この値はBWR、PWRなどの炉による差異は示されていない。また、日本における規制も同様に、その値が2%であることが安全審査指針集¹⁷⁾に示されている。

一方で、2000年6月1日発行のFederal Register Notice²⁴⁾には、“Conservatism in Appendix K ECCS Evaluation Model”と題された項目において、このモデルにおける102%の記述についての見解が示されている。ここでは、上述の102%の規定が作成されたのは1973年もしくは1974年であることを示し、このマージン2%の技術的理由の出典について検証を行っているが、どの公式の発表にも明確に記述されていないとしている。そのうえで、熱出力の算出は流量計や流体の温度の計測から行っているという事実から、この2%は熱出力の計測における不確かさであると“believe”している。したがってすくなくともNRCにおいて、このマージン2%と給水流量の不確かさ1.76%が確かな根拠に基づいて連絡しているものではないといえる。いずれにしても現状では、米NRCや日本の原子力安全・保安院は、熱出力に対する不確かさを一律2%として計上するものとしている。

2.4 MUアップレート (MUR)

2.4.1 歴史および現状

前項における10CFR50 Appendix Kに基づき、超音波流量計メーカーである米Caldon社は1994年に原子力熱出力の増強 (以下アップレート) 方法について提唱した**。すなわち、給水流量の不確かさを減らすことにより、熱出力の不確かさ2%を減じるというものである。熱出力の不確かさを減らすことは、Appendix Kに記されている最大2%のマージンを少なくすることであり、したがって熱出力を引き上げることが可能となる、という論理である。この出力アップレート方法は大幅な法体系の変更を必要とせず、また、増出力が強く要求される時勢からNRCにこの考え方が認められ、1999年には精度の良い超音波流量計を導入したComanche Peak発電所において1%の出力アップレートが認可される。そして2000年6月発行の前出Federal Register NoticeにおいてNRCはこのような出力の引き上げについての正当性について述べるにいたることになる。この中において、Caldon社の伝搬時間差方式の超音波流量計についての記述されており、この流

量計の使用によるアップレートの妥当性を述べている。その後、この手法に対するガイドライン²⁵⁾が示されるなど、法体系が整えられつつある。

この計測不確かさを小さくすることによる出力アップレート（以下MUR）は、大きな改修や投資が必要でないことから、1999年以降続々と認可が出され、その数は2003年までに33の炉（BWR：10、PWR：23）を数える。さらに2008年までには、さらに13件ほどのMURが見込まれている¹⁰⁾。なお、現在までに認可された出力アップレートの最大値は1.7%である。MURはスペインなどにおいても関心が高く超音波流量計の導入も進んでいるようであり、実際に増出力の認可もされているようである²⁶⁾。一方、日本においてもすでにいくつかの発電所には超音波流量計が導入されつつあり、出力アップレートに対する準備が進められているといえる。そのため、今後も積極的に採用されるものと考えられる。今のところ増出力に関する認可は出ていないが、Caldon社の報告においては、これを利用して出力の修正*（0.5～0.9万kW）が行われたとされている¹²⁾。

2.4.2 高精度超音波流量計（Caldon社LEFM CheckPlusTM）による計測不確かさ

前述のように、出力アップレートが認められた事例の多くは米Caldon社の流量計（LEFM CheckPlusTM）によるものである。そこで、2001年に出力1.4%のアップレートが認められたBeaver Valley発電所を例に、高精度流量計の不確かさおよびそれを導入した発電所の熱出力の不確かさを示す²⁷⁾。表3(a)が流量計の不確かさを、(b)が発電所における出力の不確かさを示す。流量計の標準不確かさは0.17%と見積もられている。この不確かさにはプラントの温度や圧力条件への外挿の影響、管の粗さ、複数の給水配管による影響も考慮にいれたものとしている。また、この流量計を導入したことによる原子炉における標準不確かさは、計測される体積流量の不確かさを0.23%と見積もったうえで、全体の熱出力として0.29%と概算している。ただし、最終的な熱出力の不確かさは0.48%とされており、これが拡張不確かさであるかどうかについては明らかにされていない。この0.48%の不確かさに対し、2%のマージンを満たすことを考慮にいれる

* 超音波流量計を用い差圧式流量計の補正を行い出力のリカバリーを行ったとの記述と考えられるが、これを行うことは日本の原子力等規制法上認められていない。仮に行われたとして、東京電力柏崎刈羽発電所4号炉の場合（定格110万kW）、0.9万kW、0.8%程度の修正となる。

表3(a) Caldon社CheckPlusTMの不確かさ²⁷⁾

Source of uncertainty	Uncertainty[%]
Facility	0.12
Test LEFM CheckPlus TM Measurement Uncertainty	0.11
R _N (Reynolds number) Extrapolation	0.00
Hydraulic Model	0.03
Observation Uncertainty	0.02
Total	0.17

表3(b) Caldon社CheckPlusTMを導入した Beaver Valley 発電所における不確かさ²⁷⁾

Projected installed uncertainty	Beaver Valley Commissioned LEFM CheckPlus TM [%] (estimated)
Volumetric Flow Rate	0.23
Hydraulic	0.17
Geometry	0.12
Time	0.09
Density & Enthalpy	0.15
Steam Enthalpy	0.05
Moisture Carryover	0.00
Other Gains & Losses	0.07
Total Power	0.29

と、1.4%の出力アップレートが可能であるという結果となる。前述のようにMURの最大は1.7%となっているが、これは導入される流量計自体の不確かさが0.17%であることから、この値が上限近くであることがうかがえる。なお、この流量計はPWRおよびBWRともに導入されており、炉種による認可増出力値に違いはない。

2.4.3 MURの問題点

2.4.3.1 超音波流量計概要

MURは現在までのところ、基本的に超音波流量計による測定不確かさを小さくすることに依存した手法である。したがって、現状MURの問題点のほぼすべてが超音波流量計に起因するといっている。そこで、問題点を示す前に超音波流量の原理について簡単に触れる。

超音波流量計に関する概略図を図4に示す。作動流体中を移動する超音波は、その流体の速度に対応して加減速することを基本的な原理としている。超音波トランスデューサA→BとB→Aの超音波の移動時間 ($t_{A \rightarrow B}$, $t_{B \rightarrow A}$) を計測することにより、以下の式により測定線上の線平均速度 (V_L) を得ることができる。

$$V_L = \frac{L(t_{B \rightarrow A} - t_{A \rightarrow B})}{2 \cos \theta t_{B \rightarrow A} t_{A \rightarrow B}} \quad (8)$$

ここで、 θ は流れ方向と測定線との間の傾き角、 L は超音波端子ABの距離である。この式からわかるように、平均流速は音速に関係なく計測できることになる。音速は温度に敏感であるために、この特徴は重要である。

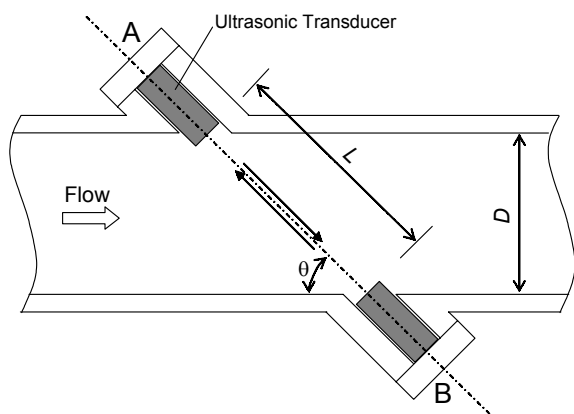


図4 超音波流量計概要

(8)式で得られた平均流速は、測定線における線平均流速であるために、流量に換算するためには、なんらかの係数を乗じ、断面平均流速 (V_b) を算出する必要がある。

$$Q = V_b A = \left(\frac{V_L}{k} \right) A \quad (9)$$

ここで、 Q ：体積流量、 A ：管断面積である。ここで係数 k は流量補正係数である。これは、流速分布の形状によって変化する係数であり、流量を正確に算出するためにはこの係数を正確に知ることが重要である。

2.4.3.2 トランスデューサのマウント方法による問題

原子炉給水流路の流量計測として世界的に伝搬時間差式超音波流量計が広く用いられてきているものの、一方で、実際に導入されたものに対して問題も発生している。NRCは、米ByronとBraidwood発電所に導入された流量計に対し、4本の給水流路個別の流量と全流量との整合性が取れておらず、そのため出力過多になっている、と報告している²⁸⁾。ここでは、超音波トランスデューサの給水流路への設置方法が問題とされている。

超音波流量計においてよく使用されるトランスデューサのマウントの方法の種類を図5に示す。これまでに増出力を認可されるのに用いられてきたタイプは(c)または(d)に相当する。これらのマウント方法は管壁部に直接端子部を挿入する、いわゆる接液 (immersion) 型と呼ばれるもので、給水配管に穴を空けてトランスデューサを挿入するか、もしくは流量計がセットされた配管を給水配管の途中に挿入する必要がある。この手法は超音波をほぼダイレクトに作動流体中に送信できることから精度が高い反面、設置時の溶接等に格段の配慮が必要となる。一方、今回問題とされた手法は(e)のタイプになる。一般的に外付け (クランプオン) タイプと呼ばれ、配管の外側から設置するものである。したがって、配管を切断し

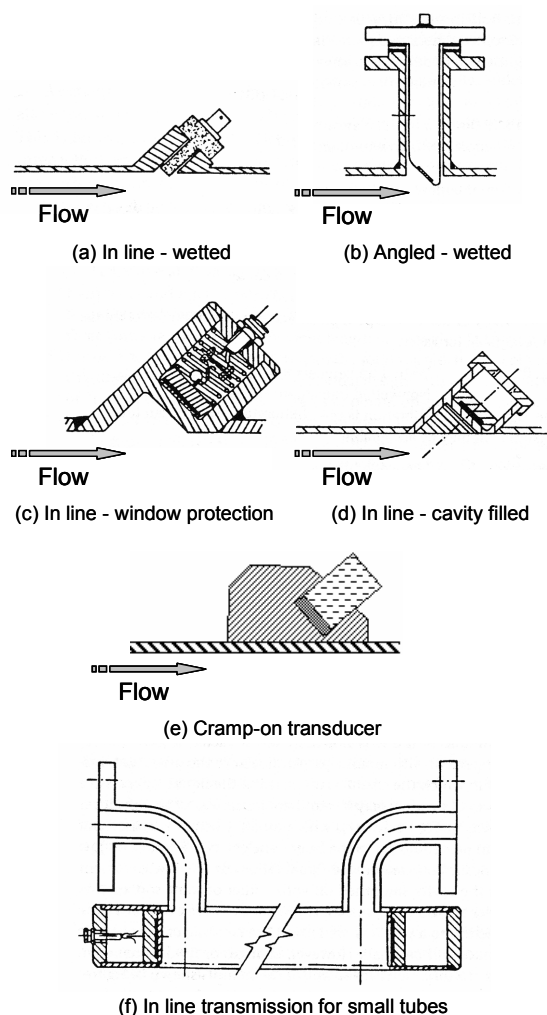


図5 超音波トランスデューサのマウント方法¹³⁾
(a)~(e)では下流側のトランスデューサのみを示す

たりする必要がない。

原子力発電において給水配管中に新たに流量計測部を挿入することは、新たな漏水懸念箇所を増やし安全上望ましいことではないために、外付けが推奨される場所である。しかし、外付けは配管の内面の状態を事前に知ることができず、そのために超音波の経路にずれが生じる可能性がある。また、金属配管における超音波の反射等の影響もあり、現在のところ十分に精度を確保することは難しいといえる。また、次項においても述べるように補正係数 k の精度を確保することも難しくなる可能性がある。現在、クランプオン方式の超音波流量計はNRCの増出力に対する認可の対象になっていない。

2.4.3.3 流量補正係数による問題

伝搬時間差方式の流量計においてもっとも重要となる

のは流量補正係数である。この値は例えば完全に発達した乱流状態を仮定するなどすれば、容易に求めることができる。しかし現実問題として、完全に発達した流れが成立しているような場合は産業界においてむしろ少ない。配管は複雑に入り組むのが当然であり、そのため曲がり管の直後においては偏流が発生し、速度分布が一般線から大きくずれる。このような時の補正係数は、それぞれのケースにおいて異なってくるといえる。原子力発電においても同様であり、差圧式流量計のために比較的長い直管部が設置されているものの、その管内部における速度分布を知る方法は現在のところ存在しない。多測線による測定により計測の誤差をかなり軽減できるが、必ずしも管内のすべての断面を計測することができるわけではない以上、精度の向上にも限界がある。また、後述するが、給水配管内部の流動条件は、一般的に考えて計測に対して過酷なものとなっている。そのため、超音波流量計メーカーにおいても、流量を正確に計測するために、実サイズモデルにおける校正を推奨している²⁹⁾。

また、補正係数の経年変化の問題もある。緒言において述べたように、給水は純水を循環させているとはいえず、放射化された不純物を含む。原子力発電所は一度運転を開始すると年のオーダーで運転を止めることはない。そのため、これらが配管内側に徐々に付着する。これにより配管内側は清掃された状態の滑面から、粗面化していくといっている。管の内面の粗滑によって速度分布が変化するというのは古くから知られているが³⁰⁾、このことが原因となり補正係数の値がずれるといった恐れがある。実際、粗面による実験から、補正係数が数%ずれるといった報告もなされている³¹⁾。

2.4.3.4 その他の問題

給水は高圧条件下にあり、温度は200°C以上と比較的高温である。一般的に超音波トランスデューサはピエゾと呼ばれる圧電素子により超音波を発生する。これは一般にキュリー点温度（圧電性を失う温度）の半分の温度において急激に効率が悪くなることが知られている。そのため給水配管のような大口径かつ高温条件での計測は、超音波流量計にとっても十分に悪い条件であることになる。高温用トランスデューサの研究は数多く、現在よく使用される高温用のトランスデューサは、空気等による断熱または水による強制的な冷却が行われている^{32),33)}。一般的な超音波流量計はその温度上限が200°C程度となっており、それ以上となると非常に少なく、技術的問題が多く存在することが推測される。

2.5 MUアップレートによる効果

現在日本において稼動している原子炉は52基であり、合計認可出力は4574.2万kWとされる。このうち、不確かさを減少することにより、定格運転熱出力を1%引き上げることが可能となることを仮定すると、単純に45.8万kWにおよぶ出力を引き出すことができる。これは、もっとも新しい原子炉における出力（例えば前出の柏崎7号炉135.6万kW）の1/3にも相当する。新規原子力発電所もしくは新規原子炉設備の建設費用を考慮すれば、いかにこの手法による出力増強の費用対効果が大きいかがうかがうことができる。例えば、建設単価を33.8万円/kWとすると³⁴⁾、135万kW級プラントでおおよそ4600億円となる。参考として、その他の発電との比較を行うために、表4に各発電種における最大出力²⁾を示したが、他種発電を新設する場合においても相当のコストメリットを見込むことができる。

表4 各発電種における最大出力^{2),34)}

	事業者	発電所名	出力[万kW]	建設単価[円/kW]
原子力	東京電力	柏崎刈羽6,7号	135.6	33.8
水力	電源開発	田子倉	38	75.9
石炭	電源開発	橘湾	105	30.8
LNG	中部電力	川越3,4号	170.1	20.8
石油	東京電力	鹿島5,6号	100	28.7
風力	東京電力	八丈島	0.05	28
太陽光	四国電力	松山太陽光	0.03	94

3. 高レイノルズ数液体流量校正設備について

3.1 高レイノルズ数設備の必要性

原子炉内給水配管において、超音波流量計を用い流量を計測することを考えると、前述のように速度分布を既知のものとするか、流量補正係数 k をあらかじめ他の計測法との比較によって決定しておく必要がある。ここで、完全に発達した、旋回も偏流もない理想的な乱流状態の円管内速度分布は、次のようになることがよく知られている³⁰⁾。

$$\frac{v(y)}{V_{\max}} = \left(\frac{y}{D/2} \right)^{1/n} \quad (10)$$

ここで、 V_{\max} ：最大流速値、 y ：管壁を原点とした半径方向座標、 D ：管直径である。ここで示される指数 $1/n$ は、レイノルズ数が 10^5 程度のオーダーまでであれば、おおよそ1/7となることから、1/7乗則として経験的に用いられてきている。これより大きいレイノルズ数に対しては、

$$n = 2 \log_{10} \frac{Re}{10} \quad (11)$$

となるものとされ、レイノルズ数の関数であることが示されている。実際、Zagarolaら³⁵⁾は空気流ではあるものの、レイノルズ数が 10^7 オーダーにいたるまでの流速分布計測を精緻に行っており、明らかな依存性を示している。したがって、完全発達した流れ場であり、かつ正確にレイノルズ数を知ることができれば、これらの結果を参考にして補正係数を仮定することは可能である。

しかしながら前章においても述べているように、実際の原子炉給水配管は設備上の制約から、流量計設置箇所まで必ずしも十分な直線部を取ることができていない可能性もある。このような場合は理想的な流動状態を得にくく、そのため速度分布が一般則とは一致しない可能性があることを意味する。整流板等の設置によりできる限り良好な流れ場を作り出すことがその対策としてあげることができるが、それが実現されているかどうかを確認することは現実的には不可能である。したがって、流量補正係数を精度高く決定するためには、実際の原子炉配管を模擬した流路でその校正が行われることが望ましいことになる。

模擬の対象となる炉心に供給される給水は、例えば東京電力・福島第二原子力発電所・3号炉の場合、質量流量が $Q_m = 6.393 \times 10^6$ [kg/h] (給水流路2系統合計) と非常に大きく、また温度が 215.5°C ¹⁶⁾と高い。また差圧式流量計が設置されている位置における給水配管直径は $D=500$ [mm]程度³⁶⁾である*。流量計設置部上流の配管自体を模擬することは容易であるが、この流動条件を模擬することは、後述の秤量による校正用流路を対象にして考えると不可能である。したがって、レイノルズ数を同値として校正を行うことが唯一の手法となると考えられる。レイノルズ数は改めて述べるまでもなく、流量や流体温度が異なってもこの値が同値であれば、流体力学的には同様の流れ場であるという相似則を引き出すことができる。しかしながら、対象場のレイノルズ数 ($Re_D = V_b D / \nu = 4Q / D \pi \nu$, V_b : 給水配管内平均流速, ν : 動粘性係数, Q : 体積流量) は 1.5×10^7 にまで達することになり、これを実現することも容易ではない。ここで、超音波流量計は管の曲率に影響を受ける可能性があるために、配管直径を含む幾何学的形状を変更することはできない。したがって、レイノルズ数を合わせこむためには、流量 Q を大きくするか、動粘性係数 ν を小さくすることとなる。参考までに直径500mmの配管を想定した場合に福島第二3号炉と同じレイノルズ数を保つために必要な流量、作動流体温度を表5に示す。動粘性係数は温度の関数であり、常温 (20°C) に対し 90°C におけるそれは、およそ $1/3$ となるためにレイノルズ数は単純に3倍となる。

表5 レイノルズ数を維持するために必要な流量

	東京電力福島第二発電所3号炉		
流量 Q [m ³ /h]	3,695	7,528	22,950
作動流体温度 [°C]	215	90	20
動粘性係数 ν [m ² /s] $\times 10^{-6}$	0.161	0.328	1
バルク速度 V_b [m/s]	5.2	10.6	32.5

しかしこれらは無限に可能ではなく、流量の増加はポンプの能力や設備の耐圧性等に依存する技術的な限界があると考えられ、また温度に関しても秤量法による校正であれば 90°C 程度が限界であろう。

産業界において500~600mm程度の比較的径の大きい配管を用いるケースは、液体に限ると例えば上下水、石油やLNGのパイプラインなどがあげられる。しかし、これらの流れ場においてはそれほど大きい流速ではなく、基本的には常温の運転であることからレイノルズ数はせいぜい 10^6 のオーダーまでである。したがって、産業界で必要とされる校正のおおよそのレイノルズ数の最大がせいぜい 10^6 のオーダーであるがために、 10^7 のオーダーにおける校正を可能とする設備は今のところ一般的ではない**。そこで、本章では、まず各国の計量標準の機関および流量計メーカーの所持する液体流量の校正設備について高レイノルズ数により校正を行なうことを考慮した調査をし、さらに 10^7 のオーダーとなる校正を行うことのできる設備を新規に設置する際の問題点について報告するものとする。

3.2 液体流量校正設備の現状

3.2.1 校正設備一覧概説

液体流量校正設備は液体を扱う各産業界において非常に重要であり、プライマリスタンダードとして、各国の計量標準の研究所もしくは機関の多くに設置されている。また各流量計メーカーにおいても、流量計を校正するためにこれを設置しているところが多い。代表的な液体校正設備の一覧を表6に示した。前段に国もしくはそれに準ずる機関の校正設備を、また後段には流量計メーカー等民間企業におけるものを記載している。この表に示されている各種数値は、論文やWebページ等の調査から得た値を示しており、空欄は記載なし、または不明を意味する。

* 工事計画認可申請書において詳しく記述されているが ($D=544.6\text{mm}$)、現在公開文書とはなっていない。

** レイノルズ数が 10^7 に達するケースとして水力発電があげられる。例えば東京電力佐久水力発電所では直径4600mmの水力鉄管に流量 $102.4\text{m}^3/\text{s}$ を流すとされ、レイノルズ数は 2.8×10^7 に達する。取水量は上限が設定されていることから、これを高精度計測することは重要であり、必ずしも産業界において必要がないということではない。

表6 校正設備一覧

Institute	Country	Weighing/Volume tank	Pipe diameter [mm]	Flow range [m ³ /h]	Temp.[°C]	Pressure [MPa]	Reynolds number	Uncertainty
NMIJ	Japan	W	50[t]	100 ~ 400	100 ~ 3000		2.7×10^6	0.06
NIST	USA	W	22[m ³]	200 ~ 400	52.8 ~ 2280	0.1 ~ 1	2.0×10^6	0.086
NEL	UK	W	50[t]	12 ~ 1060	5760	<3.4	1.9×10^6	
PTB - Braunschweig	Germany	W	30[t]	200 ~ 400	3 ~ 2100	0.35	1.9×10^6	0.02
PTB - Berlin	Germany	W	40[m ³]		3 ~ 1000	3 ~ 90	5.5×10^6	0.04
SP	Sweden				<350	20 ~ 90		
開封儀表廠	China	V	150[m ³]	300 ~ 1000	18000		6.4×10^6	
Inspecta Oy	Finland	W	125[m ³]	800	5400		2.4×10^6	0.12
NMI	Netherlands	W			150			0.02
METAS	Switzerland				1600	0.25		0.4
Alden	USA	W	45[t]	914.4	4314.9		6.0×10^6	
SCP	France	W	110[t]	200 ~ 800	36 ~ 5400	0.6	2.4×10^6	0.25
Krohne	Netherlands	S	500[m ³]	600 ~ 3000	18 ~ 40000		4.7×10^6	0.013
EDF	France	S		80 ~ 600	1100	15 ~ 60		0.3
島津製作所	Japan	W	50 [t]		170 [t/min]		6.0×10^6	
東芝	Japan	V	150[m ³]		5400			

W: Weighing Tank, V: Volume Tank, S: Working Standard

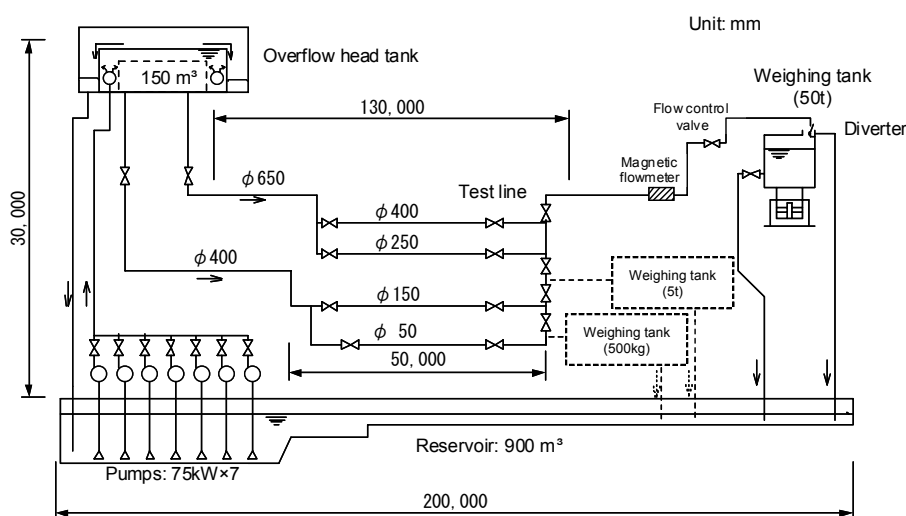


図6 校正設備例

本調査においては特にレイノルズ数に注目しなくてはならない。この値は明示されていない場合が多いため、不明なものについては圧力損失を考慮して最大流量が最大直径配管（スケジュール等は不明であることから、例えば400Aは内径を400mmとし概算した）において流れ得ると想定し、また作動流体温度が20°C時の動粘性係数 ($\nu = 1.0 \times 10^{-6} [\text{m}^2/\text{s}]$) を使用し可能な限り算出した。イタリア体によって記されているレイノルズ数がそれを示す。なおボールド体は公称値である。したがって、計算より径の小さい配管において最大流量が流れうる場合には必ずしもこの値とはならないため、あくまで参考値であることをあらかじめ付記する。全般としてレイノルズはどの設備においても 10^6 程度であり*、現在最大で中国の開封儀表廠における 6.4×10^6 となっている。

3.2.2 校正設備例 (NMIJ)

液体流量の校正設備としてもっとも一般的な手法は秤量法もしくは体積法である。これは、管路を通過する作動流体を一定時間の間秤量（体積）タンクに積水し、得られた重量または体積を、時間で除すことで流量を求める手法である。手法の概念や計測方法はISOに詳しい記述がある^{37),38)}。測定精度は非常に高く、それゆえ表6に表記されている設備の多くがこの手法によっている。典型的な液体用秤量タンクを持つ校正設備を本研究における設備を例として、図6に示す。作動流体は地下貯水槽から揚水ポンプによりヘッドタンクに輸送される。実有

* フランス電力 (EDF) 校正設備においてはレイノルズ数が最大で 10^7 と明記されているが、流量等のスペックからは不十分であり、これが可能かどうか疑わしいため記述しなかった。

効ヘッドは18.5mである。このヘッドにより試験部に流体が供給される。なお、ヘッドタンクはオーバーフロー式となっており、流れの安定性がはかられている。試験部を通過した作動流体はダイバータ（転流機）が秤量タンクに向かっていない間はそのまま貯水槽に戻される。計測時はダイバータを秤量タンク側にスイッチし、ある一定時間流体を蓄積する。その後再び貯水槽へ流路が通ずるようにダイバータを戻す。本研究所における設備における最大流量は3000 m³/hであり、現状では大流量の部類に入る。ただ、レイノルズ数は2.7×10⁶となり、給水流路を模擬するには十分ではない。

3.2.3 NIST³⁹⁾

米NISTの設備は同様に一般的な秤量法による校正設備となっている。流れの発生は4台のポンプによって直接流路に送りこむ方法で行われる。最大流量は2280m³/h、レイノルズ数は2.0×10⁶となる。整流器後の直管部長さは直径400mm配管の場合、直径の24倍とすることができる(200mmの場合76倍)。ダイバータは測定誤差を減じるために、uni-diverterと呼ばれる新規に開発されたシステムを導入している。また作動圧力が高く設定することができ、キャビテーション等による気泡の発生を抑制することができるものと考えられる。特に、ポンプにより流れを発生するシステムであることから、高圧運転が可能なのは重要である。

3.2.4 NEL

英NELも同様に秤量法による設備を有する。流れの発生はオーバーヘッドタンクによる。さらに、流れを安定させるために、バルブにも工夫がされているようである。流量は5760m³/hと世界トップクラスを誇るものの、レイノルズ数は1.9×10⁶とさほど大きくはない。この設備においてもブースターポンプにより大きい圧力の試験が可能であり、一般には0.6MPa、要望によっては3.4MPaまでの試験を可能としている。

3.2.5 PTB

独PTBは液体大流量校正設備をBraunschweig⁴⁰⁾とBerlin⁴¹⁾の二箇所に持つ。ともに秤量法による校正設備であり、また流れの安定性のためにヘッドタンクによる流れの発生方法となっている。Braunschweigの設備の流量は2100m³/h、レイノルズ数は1.9×10⁶と一般的である。一方Berlinの校正設備は、試験を可能としている温度範囲が3°C～90°Cと非常に幅広い。本報告において注目したいのは、高レイノルズ数を実現することのできる高温域

の運転が可能であることある。常温(20°C)に対し90°Cにおいては、レイノルズ数は3倍となる。したがってこの設備においては、最大流量自体は1000m³/hそれほど大きくないものの、5.5×10⁶という高レイノルズ数による校正を可能としている。このように高レイノルズ数を得るためには、作動流体の温度を上げることがひとつの指針として得られる。

しかしながら、高温による運転のために常温では必要のない技術も必要とされる。PTBでは、測定精度に直結する秤量タンクおよびその周辺の設備に注意がはらわれている。例えばダイバータにおいては、水温が最高で90°Cの熱湯であることから大気に開放されると蒸気により消失する可能性がある。そのために、ダイバータは蒸気が発生しにくいよう密閉したまま流動方向を変えることのできる構造となっている。また、計測開始前に秤量タンクにおける空気の湿度および温度をあらかじめ設定し、計測中もそれらをコントロールできるシステムとなっている。その他問題点として、文献中にも指摘しているように、計測値に対し、熱による作動流体の体積変化、管部の変化、そして流体中に含まれる空気の体積変化を考慮する必要があるといったことがあげられる。

なお、レイノルズ数は低いもののスウェーデンSPやフランス電力(EDF)も、高温における校正を行うことのできる設備を有している。SPにおいては、水温の安定性をはかるために断熱材のみでなく、二重管構造の外側に同じ水温の水を流すことによる効率的な保温を行っている。

3.2.6 その他の大流量校正設備

前述以外の校正設備において大流量での運転を可能としているのは、中国開封の儀儀廠における設備である⁴²⁾。実に18000m³/hという他には見当たらない流量を実現しており、レイノルズ数も6.4×10⁶となっている。また、体積タンクも最大規模をほこる。また、流れはヘッドタンク式により行われており、有効ヘッドは20.5mとされている。なお、計測の不確かさについては明らかではない。

その他、フィンランドのInspectaにおいても5400m³/hの大流量の校正を一般的な秤量法により行うことのできる設備を有しており、配管800mmを使用の場合にはレイノルズ数2.4×10⁶まで可能としている⁴³⁾。また、仏SCPは校正業者として認定されており、5400m³/hの大流量における校正を可能としている。このSCPは農業地や各種プラントへの水の供給業者であり、そのため校正設備にその水の供給ラインから引き込むことにより運転を行っている。ヘッドタンクは設備から6km離れており、150mの

標高差により流れを発生させている。また使用した水はそのまま川に流すため、一切の電氣的駆動部を必要としていない点が特筆される。これは流れや温度の安定性の観点から非常に優れているといえる。なお、ここではフランス電力原子力発電における差圧式流量計を校正する実績を持つことを付記する。

米Alden社は、民間としては大規模な設備を有しており、レイノルズ数も 6.0×10^6 までを実現している。Alden社のテストスタンダードはNISTにトレーサブルであるとされる。特にAlden社は実際に給水配管を模擬した流路によりCaldon社の超音波流量計を校正した実績を持つ²⁷⁾。給水配管形状は種々あるために校正は炉毎に行う必要がある。レイノルズ数こそ不足するが、立体的な配管を実現しており、流動場の模擬を行っている。

蘭Krohne社は世界各地に流量校正設備を保有している。秤量タンクは設置せずに、大容量のヘッドタンクから流出した作動流体の容積から流量を算出している。配管も直径3mを可能としており、高レイノルズ数を実現可能である。ただ、循環ループではないためそれを実現できるのは短い時間であり、またヘッドが一定ではないため流量も時間的に変化する可能性があり、原子炉における超音波流量計の校正には不向きなシステムである。

3.3 高レイノルズ数校正設備の新設に関する問題点

3.3.1 はじめに

前述したように原子炉における給水配管を模擬する形として流量検定を行うためには、 10^7 オーダーという非常に高いレイノルズ数を生成する必要がある。一方、高レイノルズ数の発生する校正設備は多くはなく、必要なオーダーを満たすものにいたっては皆無であることが調査から分かった。しかしながら、この高レイノルズ数による校正設備を構築するためには、表5に示すように、ある程度大流量を流しつつ、かつ流体温度を上昇させることが一番現実的な手法であるといえる。したがって、高レイノルズ数校正設備の新規の建設にあたって参考とすべきは、高温における運転を行っているPTB-Berlin等の設備であり、そして、大流量運転を行っているNEL等となる。

このような設備においては経験的な事柄も含み数多くの注意点や問題点が存在し、そしてそれらが密接に関連しあっている。特に、ポンプおよび流路を含めた流動状態の問題（脈動、圧力変動、圧力損失等）や気泡についての問題は重要であり、また温度管理も重要な要素である。これらは相互に関連しており、ひとつずつを解決していくことは難しい。以下の項でそれぞれの問題点を詳

しく考察する。

3.3.2 流動に関する問題点

流量校正設備は供試流量計の校正を行うために、計測精度はもとより測定部における安定した流量供給が可能であることが求められる。すなわち、流量計が流れ場に依存した誤差を発生しないために、計測時間の長短を問わず経時変化が少ないこと、すなわち流量に対する脈動がないことがあげられる。特に超音波流量計はパルス波が管内を2回移動することにより流量が算出されるため、その間に流量の変動があると誤差を生じる⁴⁴⁾。また気泡等の異物の混入は誤差に直結することも多く、これを発生させないことが必要とされる。これらの要件を満たす循環方法はヘッドタンク（図6中、Overflow head tank）から流れを発生する方法である。これは循環ループの脈動を消す方法として一般的である。いったんヘッドタンクに水を汲み上げ貯水することにより後述するポンプの影響はほぼ消失する。またオーバーフロー等の工夫をすることにより水位を一定に保ち続けることができれば、流下する流量は常に一定となり、脈動も発生しにくい。混入した気泡はヘッドタンクに貯水中、脱気することが可能となる。このようにきわめて理想的な流体供給が可能システムといえる。

ただヘッドタンクによる方式は、大流量を発生させる設備としては限界がある。大きな流量（レイノルズ数）を発生させるためには有効ヘッドを大きく取る必要があるが、ベルヌイの式からも分かるように、流速の二乗に比例してそれが必要となる。例えば本研究所における設備を例にすると、圧力損失等の増加分を無視したとしても、実有効ヘッドとして60m程度必要となる。結果として100mの設備は必要となると予想される。これだけのヘッドを設置することは非常に大掛かりであり、流体を循環させるためには能力の高い揚水ポンプを必要とし、現実的であるとはいえない。

ヘッドタンク式を採用できないことから、ポンプにより直接流路に作動流体を送り込むことになるが、この方法は流れ場に対し圧力の脈動を必ず引き起こし、その結果として流量も脈動する可能性が生じる。これは何台かのポンプを使用するのであれば、回転の位相を調整することにより消去も可能ではあるが、現実的にポンプごとの個体差もあり難しい。また管の合流部においては渦が発生し、それが起因となり脈動を起こすこともあり、必ずしもポンプに手を加えても脈動は消えない可能性がある。この脈動に関しては、一般的にアキュムレーターと呼ばれるタンクを流路の途中に設置することで解消され

ることが多い。これは、タンクの中に圧力のかかった空気を挿入しておくことで、これが圧力変動に対するダンパーの役割を担うものである。問題点は圧力損失が大きく、所定の流量を確保することに対するデメリットが生じる可能性もあることである。また、流量が多い場合には空気の巻き込みの恐れがあり、そのために空気が作動流体に混入する可能性がある。

流量計測をより一般的な形で行うためには、計測部における流れ場の条件が完全に発達した流れであることが、偏流や旋回流がないことがその条件としてあげることができる。速度分布は例えば曲がり管部後流においては、一般的な速度分布式（例えば1/7乗則）が成立しない。流量校正装置として、これらの特異な状態を極力避けるためには、測定領域までの直管部を長く取る必要がある（完全発達乱流のためには一般に直径の50～80倍必要といわれる）。メッシュやハニカムを上流部に設置することも考えられるが、圧力損失の観点からも、特に高レイノルズ数を実現するためには望ましくない。スペースの問題もあるが、特定の流量計を校正の対象としている設備ではこれが多くとられていない場合が多い。

頻出している圧力損失については、所定の流量を得ることに対するデメリットにしかならないために、極力これを減じる必要がある。流路の観点からすると、流路の拡大縮小を極力減らす、また曲がり管を減じるということがあげられる。また流路配管内面を極力滑らかにすることも重要である。管の摩擦係数は一般的に管が粗いほど多いとされるからである。また、フランジ部等における接続面においても段差が大きい場合には、はく離現象を引き起こし圧力損失の原因となるので注意が必要である。

3.3.3 気泡に関する問題点

空気ないしは気泡の作動流体への混入は大きな問題になる。超音波流量計は超音波パルスの移動時間が重要になるが、混入した異物による反射等がそれに重要な影響を与える恐れがある。また、秤量法は重量を計測後に体積に換算するものであり、したがって計測精度に直接に影響をおよぼす恐れがある。一般にキャビテーションと呼ばれる現象は、負圧において気泡が発生し、圧力回復とともにふたたび消滅する現象をいう。ポンプの羽根周り、また流路における段差や曲がり部等における流れのはく離により発生する。また一方、この現象にからみ、作動流体中に溶解していた気体が気泡として発生すると、それを除去することは非常に厄介である。一旦容量の大きいタンク等に貯水し、気泡が抜けるまで置いておくこ

ととなるが、非常に時間がかかる。メッシュ等によりアクティブに除去することも考えられるが、十分に行うことは難しい。結局、極力気泡が発生しない状況を流路に対し求めることになる。

3.3.4 温度に関する問題点

作動流体の温度の安定性は非常に重要である。作動流体の温度の変化は粘性に強く影響し、また体積もそれに敏感である。このことは、各種物理量に依存している流量計測器においては重要な影響を受けることを意味する。特に大流量による運転を行うためには大型のポンプが必須となり、そのため連続運転中に作動流体の温度が上昇することは避けられない。冷却装置の設置や、設定温度を常温より高めにして運転する等の工夫が必要であると考えられる。

3.3.5 その他の問題点

以上の問題点の他、測定不確かさの増大につながるものとしてダイバータをあげることができる。1枚羽の方法では跳ね返りが大きく、特に大流量においてはこの問題は重要であり、計測誤差につながるものと考えられる。2枚羽による方法⁴⁹⁾等は、設置するために大きなスペースが必要といった問題もあるが、これを解決するひとつの手法である。

3.4 新規実流校正設備建設にあたっての方向性

10^7 という高いオーダーのレイノルズ数を実現することができる実流校正設備を新規に建設するにあたり、まず3.2節において各国の高レイノルズ数による流量校正設備を調べ、これらを参考とし、また3.3節において各種問題点を予め列挙した。これらを踏まえて、この節では新規に建設する設備の方向性を簡単に示すこととする。

まず、もっとも重要なレイノルズ数の確保のために、前述のように作動流体の温度を高く設定することとする。秤量法においては、作動流体は大気に触れるために、作動流体温度が 100°C を超すことはできない。また蒸気による計測誤差を低く抑えるためにも、 70°C 程度とするのが妥当であると考えられる。いずれにしても、高温運転による気泡の発生や配管の膨張等の対策が必要となる。

作動流体温度を 70°C とした場合に、給水配管を模擬するのに必要なレイノルズ数を満たす流量はおよそ $12000\text{m}^3/\text{h}$ となる。この流量を発生させているのは全世界でもKrohne社のシステムだけであるが、前述のように給水流量をターゲットとした超音波流量計の校正には向かないと考えられる。また、広く用いられているヘッドタ

ンクによる流れの発生では十分な流量を確保することが難しいと考えられる。そこで、大流量の発生にはポンプによる循環システムを採用することが提案される。ただ、キャビテーションを含めた気泡や脈動への対策は十分に与えられる必要がある。特にポンプは数台による並列運転となることが考えられるので、合流管部における振動や脈動には十分に注意を払う必要がある。

流量の校正については、非常に大流量であることから、精度を確保するためには秤量計も相当の容積を必要とする。これはヘッドによる流れの発生同様、12000m³/hもの流量を校正するには現実的な案ではないといえる。そのため、数台のポンプを並列使用することを利用し、各個の配管にワーキングスタンダードを設置し、この流量計の指示値の合計により流量を求める方法が提案できる。この場合問題になるのが計測の不確かさが大きくなることである。しかし、既設のヘッドタンクから新設する流路に直接配管を接続することにより、ワーキングスタンダードを1台ずつ校正することが可能になる。これにより不確かさを小さくすることが可能である。

4. まとめ

原子力発電における熱出力に関係する不確かさとは、原子力発電に関する法律10CFR50 Appendix KにおけるECCSモデルに対する連続運転される条件、すなわち定格熱出力の102%であり、GETABにおける給水流量の不確かさ1.76%である。NRCによると、この2%というマージンの技術的背景は熱出力の不確かさであると推測しているが、しかしこの規制が実施される際の詳しい根拠は明確ではないとされる。両者の不確かさからは推測の域を出ないが、給水流量の不確かさを元に算出されたとは考えられる。しかし、GETABが示されたのは1977年であり、10CFR50 Appendix Kは1974年と多少前後する。また給水流量不確かさには不透明なヒューマンエラーが含まれるように、2%弱の不確かさとするように数値合わせをされた感も否めない。さらに、給水流量に関する計測不確かさについては、原子炉の基本的な設計思想に変化は少なく、また流量計に関しても差圧式から大きな変化はないとはいえ、この値が示されて以後、1.76%が不確かさの真値として独立し、装置毎にといった詳細な検討は行われてきているといえない。また、式(6)の不確かさ算出式中には給水配管の本数の項目があるが、BWRとPWRにおいては一般的に2本と4本と異なる。したがって、この不確かさ解析はせめて炉の種類ごとに行われるべきであろう。

給水配管における流動条件はレイノルズ数にして10⁷のオーダーに達しており、現在の差圧式流量計にとっても計測条件は過酷である。現在のベンチュリ型の差圧式流量計の場合、流出係数はせいぜい2×10⁶までが示されているのみであり²²⁾、またこれをレイノルズ数の外挿により算出することは認められていない。しかし、実際に使用されているベンチュリ管の流出係数は表6に示したような大型の校正設備で実流校正により求められており、実機よりも小さなレイノルズ数での校正であるため、結局外挿を行っていることになる。さらに、この差圧式流量計はクラッドの付着等により経年時に流量を見かけ上多く示すとされるが、一方で、超音波流量計との比較において必ずしも上回る結果ともならないようである¹²⁾。したがって、どちらの流量計の流量を真の値とするかは、現状は差圧式が正しいという主観に基づいて行われていると極論できる。

以上のような観点から、原子力発電における安全な出力のアップレートのためにもっとも必要とされるのは、精度が良いことはもとより再現性が高く経年変化の少ない流量計を、より実機を模擬した流路により検定・校正したうえで取り付けられる事であるのは疑いようがないと結論できる。特に、この条件を満たす流量計としてもっとも期待される超音波流量計は流量補正係数を必要とするが、これは管内の流速分布に依存することを示した。したがって、実機による検定・校正はこの精度に対して非常に重要であるといえる。

このような背景から、給水流れを実現できる校正設備が必要とされるが、給水流れはレイノルズ数が10⁷オーダーと非常に大きく、従来から存在する校正設備では不十分である。各研究機関、校正機関また民間企業においても10⁷というレイノルズ数による安定した運転を可能としている設備は皆無であることが調査からわかった。そこで、この調査から予想される、新規の高いレイノルズ数実流校正設備を建築するにあたっての問題点を列挙し、これを踏まえて、この設備の新規建設にあたっての指針を示すことができた。

謝辞

本調査研究を行うにあたり、有益なご指導・ご助言をいただいた高本正樹流量計測科科长、寺尾吉哉液体流量標準研究室室長ならびに液体・気体流量標準研究室の皆様様に深く感謝いたします。

参考文献

- 1) 原子力白書, 平成15年版, 内閣府 原子力委員会 (2004)
- 2) 電源開発の概要—平成15年度版, 経済産業省 資源エネルギー庁電力・ガス事業部(2004)
- 3) Energy, electricity and nuclear power estimates for the period up to 2020, International Atomic Energy Agency, (2001)
- 4) 世界の原子力発電開発の動向, 日本原子力産業会議 (2003)
- 5) 総合資源エネルギー調査会総合部会/需給部会報告書, 経済産業省(2001)
- 6) 総合資源エネルギー調査会原子力部会報告書(1999)
- 7) 電気事業者が定格熱出力一定運転を実施する場合における原子力安全・保安院の対応方針について, 経済産業省原子力安全・保安院, NISA-151c-01-1(2000)
- 8) 平成13年度 電力自由化に伴う原子力発電への制度的配慮に関する海外動向調査報告書, 財団法人エネルギー総合工学研究所(2002)
- 9) Power uprate application reviews, SECY 01-0124, NRC (2001)
- 10) Power uprate for nuclear plants, Nuclear Power Plant Fact Sheets, NRC (2004)
- 11) Status report on power uprates, SECY 03-0190, NRC (2003)
- 12) Caldon experience in nuclear feedwater flow measurement, ML162 Rev.1, Caldon Inc.
- 13) Baker, R.C., Flow Measurement Handbook, Cambridge University Press(2000) 312-356
- 14) Mori, M., Takeda, Y., Taishi, T., Furuichi, N., Aritomi, M., Kikura, H., Development of a novel flow metering system using ultrasonic velocity profile measurement, *Experiments in Fluids*, 32(2002) 179-187
- 15) 電気事業連合会, 原子力図面集(2002)
- 16) 東京電力, 福島第二原子力発電所設置許可申請書 (3号炉完本)(1998)
- 17) 北海道電力, 泊発電所 (1,2号炉) 原子炉設置許可申請書(1986)
- 18) General Electric BWR Thermal Analysis Basis (GETAB) : Data, Correlation and Design Application, General Electric, NEDO-10958-A(1977)
- 19) 原子力安全委員会安全審査指針集, 原子力安全委員会
- 20) 福島第二原子力発電所原子炉施設保安規定, 東京電力(2004)
- 21) 東北電力, 東通原子力発電所設置許可申請書(1996)
- 22) JIS Z 8762 絞り機構による流量測定方法(1995)
- 23) NRC Regulations 10 CFR Part50
- 24) Federal Register Notice June 1,2000, RIN 3150-AG26 (2000)
- 25) Guidance on the content of measurement uncertainty recapture power uprate applications, RIS2002-3, NRC, 2002
- 26) Westinghouse Press Release, Dec,18,2003, Westinghouse Inc.(2003)
- 27) Calibration for Beaver Valley Unit 2 LEFM CheckPlus System, ML129, Caldon, Inc.
- 28) NRC Morning Report, March,4,2004, NRC(2004)
- 29) Hauser, E., Anticipated NRC actions with respect to ultrasonic flowmeters and recommendations for LEFM users responses, CNUG(2004)
- 30) 日野, 流体力学, 朝倉書店
- 31) 手塚, 手塚, 森, 武田, 木倉, 有富, 古市, 超音波流速分布計測法を用いた流量計測手法の開発; 配管エルボ下流における偏流およびレイノルズ数の影響, 日本原子力学会秋の大会, F43(2003)
- 32) Mrasek, H., Gohlke, D., Matthies, K., Neumann, E., High temperature ultrasonic transducers, NDTnet, 1, 9 (1996)
- 33) Rehman, A.U., Jen, C.K., Ihara, I., Ultrasonic probes for high temperature immersion measurements, *Measurement Science and Technology*, 12(2001) 306-312
- 34) 戎能, 電源構成試算モデルと発電コスト比較について, JAPAC講演
- 35) Zagarola, M.V., Smits, A.J., Mean-flow scaling of turbulent pipe flow, *J. Fluid Mechanics*, 373, 33-79(1998)
- 36) 機器配管供用期間中健全性実証試験配管及び容器の件税制評価指針(案), 財団法人発電設備技術検査協会 (2001)
- 37) Measurement of liquid flow in closed conduits – Weighing method, ISO-4185(1980)
- 38) Measurement of liquid flow in closed conduits – Method by collection of the liquid in a volumetric tank, ISO-8316, (1987)
- 39) Gowda, V., Yeh, T.T., Espina, P.I., Yenda, N.P., The new NIST water flow calibration facility, Proc. of the 2003 FLOMEKO (2003) Groningen, Netherland
- 40) Engel, R., Baade, H.J., Rubel, A., Performance improvement of liquid flow calibrators by applying special

- measurement and control strategies, Proc. of the 2003 FLOMEKO(2003) Groningen, Netherland
- 41) Ledererm T., New test facility for large water flowrates up to 1000m³/h in a temperature range between 3°C and 90°C at PTB – Berlin, Proc. of the 2003 FLOMEKO (2003) Groningen, Netherland
- 42) 計装エンジニアのための流量計測A to Z, 日本計量機器工業連合会編
- 43) Dopheide, D., Internationale Zusammenarbeit auf dem gebiet der durchflussmessung, PTB-Seminar(2001)
- 44) Berrebi, J., Martinsson, P.E., Willatzen, M., Delsing, J., Ultrasonic flow metering errors due to pulsating flow, Flow Measurement and Instrumentation, 15(2004) 179-185
- 45) Shimada, T., Oda, S., Terao, Y., Takamoto, M., Development of a new diverter system for liquid flow calibration facilities, Flow Measurement and Instrumentation, 14(2003) 89-96