

新型転換炉原型炉「ふげん」 炉内圧力管超音波探傷装置の開発

Developement of Ultrasonic Flaw Detective Device of Pressure Tubes for the Prototype Advanced Thermal Reactor "FUGEN"

Inservice Inspection (I.S.I.) for pressure tubes in the core of the prototype advanced thermal reactor is to be carried out under the program listed below for its characteristic structures and materials.

The major items of I.S.I.:

- 1) Volumetric inspection by ultrasonic flaw detector.
- 2) Visual inspection by bore-scope and I.T.V. systems.
- 3) Measurement of inside-diameter and curvature of pressure tube.

Apparatuses for I.S.I. which are mostly under development include the following:

A subsize remote-controlled ultrasonic flaw detective device which proved its high performance in the test.

柴藤英造* *Eizô Shibatô*
加藤良一* *Ryôichi Katô*
木野裕敏** *Hirotohi Kino*

1 緒 言

近年、発電用原子炉の増加に伴い、その機器、特に原子炉冷却系耐圧機器に対しては、いっそう高度の信頼性が要求されるようになった。その信頼性向上のための一手段として重要視されているのが、**Inservice Inspection**（供用期間中検査、以下、**ISI**と略す）である⁽¹⁾⁽²⁾。これは、従来の火力発電プラントの定期検査に相当するものであるが、対象が原子炉であるため、放射線から検査員を防護する問題、あるいは、空間的制約により機器に接近することが困難な問題などを内包している。したがって、**ISI**を実施するためには、現在における最高の非破壊検査技術および検査装置の遠隔操作技術が要求され、これらの多くはまだ開発の途上にある。

将来型炉である新型転換炉原型炉「ふげん」（以下、**ATR**と略す）においても、これらの情勢を見越し、動力炉・核燃料開発事業団を中心として、関係各社の協力のもとに炉心部圧力管（軽水炉の圧力容器に相当）の**ISI**装置を開発中である。

また、**ATR**圧力管の**ISI**項目としては、超音波探傷、ボアスコープと**ITV**（工業用テレビ）を使用しての肉眼検査および圧力管形状の健全性検査を目的とする内径、真直度の測定を実施する予定である。これらの装置は、現在、個々に開発中であるが、最終的には、**図1**に示すモニタリング装置に一体化され、タレット機構により順次圧力管にそう入されるインテグレートッドタイプの**ISI**装置となる予定である。

日立製作所は、**ISI**としては最も重要と考えられる超音波探傷装置およびその他の装置を圧力管内にそう入する駆動装置、タレット装置およびモニタリング装置の搭（とう）載移動を行なう組立式特殊台車の開発を担当している。

筆者らは、遠隔操作による超音波探傷装置について、ストロークのみ $\frac{1}{2}$ の実物大試作装置を完成させて試験を行ない、

良好な結果を得ることができた⁽³⁾⁽⁴⁾。

本報告では、**ATR**における**ISI**の特徴および試作装置について述べる。

2 ATRのISI

2.1 その特徴

ATRは、国産自主技術による開発および核燃料の有効利用を目的としている原子炉であることから、重水減速軽水冷却、かつ、縦型圧力管方式というユニークな炉心構造をなしている。また、軽水炉の圧力容器に相当する224本の圧力管は、新種の高強度材である**Zr**合金製の薄肉管であることなどから、**ISI**に取り組む基本的な思想は従来型軽水炉に対するものと同様ではあるが、その具体的な実施方法においては、上記の構造に対して合理的な**ISI**となるように留意することが重要である。おもな特徴を下記に述べる。

(1) 軽水炉においては、厚肉大型単一圧力容器に対する信頼性の評価が問題となるが、**ATR**は、多数の圧力管と呼ばれる複数の圧力容器より成っているため、複数圧力容器の信頼性評価を行なう必要がある。

(2) 圧力容器の構造そのものが、従来型軽水炉のそれに比べて薄肉、かつ単純円筒形状であり、また、たとえば使用材料が**Zr**合金という材料検査段階で超音波探傷法により非常に微細な欠陥まで検知されるなどの十分な品質管理のもとに容器の製作がなされるので、それらを考慮した**ISI**計画を行なう必要がある。

(3) 使用される**Zr**合金については、すでにカナダなどで使用実績があるもので、動力炉・核燃料開発事業団の委託に基づき、日立製作所などにおいてさらに広範囲、かつ詳細なデータが積み重ねられているので⁽⁵⁾⁽⁶⁾、これらのデータに基づく合理

*日立製作所日立工場

**日立製作所日立研究所

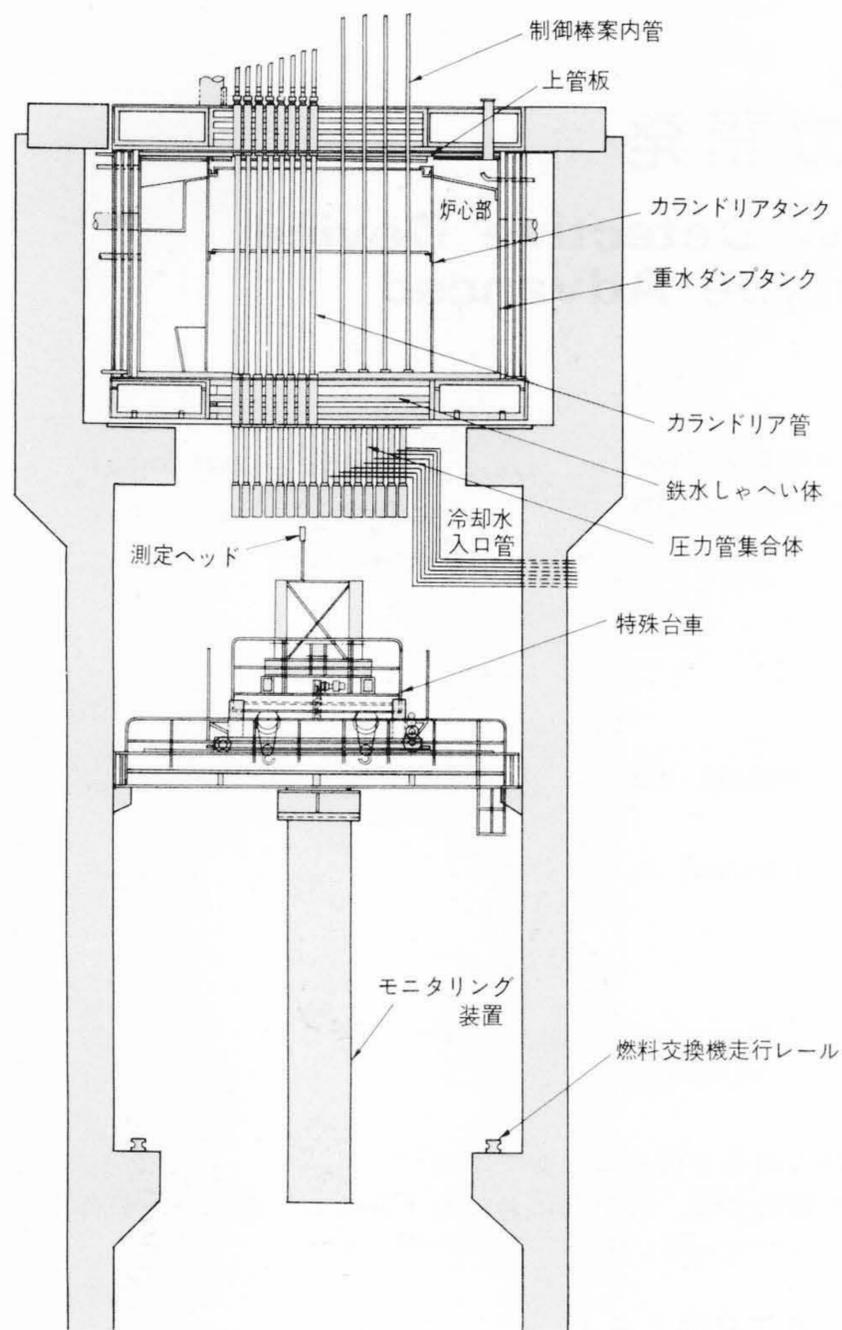


図1 実機 ISI装置 本図は ATR の ISI 装置一式の概要を示したものである。図中の特殊台車はモニタリング装置の位置決め装置であり、ISI 時に組み立てて使用する。

Fig. 1 Conceptual Design of Practical ISI Apparatuses

的な ISI 計画とする必要がある。

(4) 圧力管の健全性評価方法としては、前記データに基づく最新、かつ合理的な方法である「線形弾性破壊力学 (Linear Elastic Fracture Mechanics)」によるものが導入されるのでこの考え方を取り入れた ISI 計画とする必要がある。この手法は、アメリカにおける従来型軽水炉用の基準⁽¹⁾にも導入されることになっている。

2.2 試作超音波探傷装置

2.2.1 概要

前述のように、圧力管に対して「線型弾性破壊力学」による健全性評価を行なうためには、圧力管の欠陥の有無、万一検出された場合にはその欠陥の形状、大きさを評価する必要がある。その一手段として開発を進めているのが、この超音波探傷装置である。

実際には、ATR の構造上の制約により、炉心下部より超音波探触子を最大約 8 m 送入したうえで遠隔操作による超音波探傷を行なわなければならないが、これは、各種の ISI 装置を一体化した「圧力管モニタリング装置」により行なわれる予定である。

そのため、位置決め精度、探触子の走査法など種々の問題があったが、検討の結果、次記の方法で超音波探傷を行なう

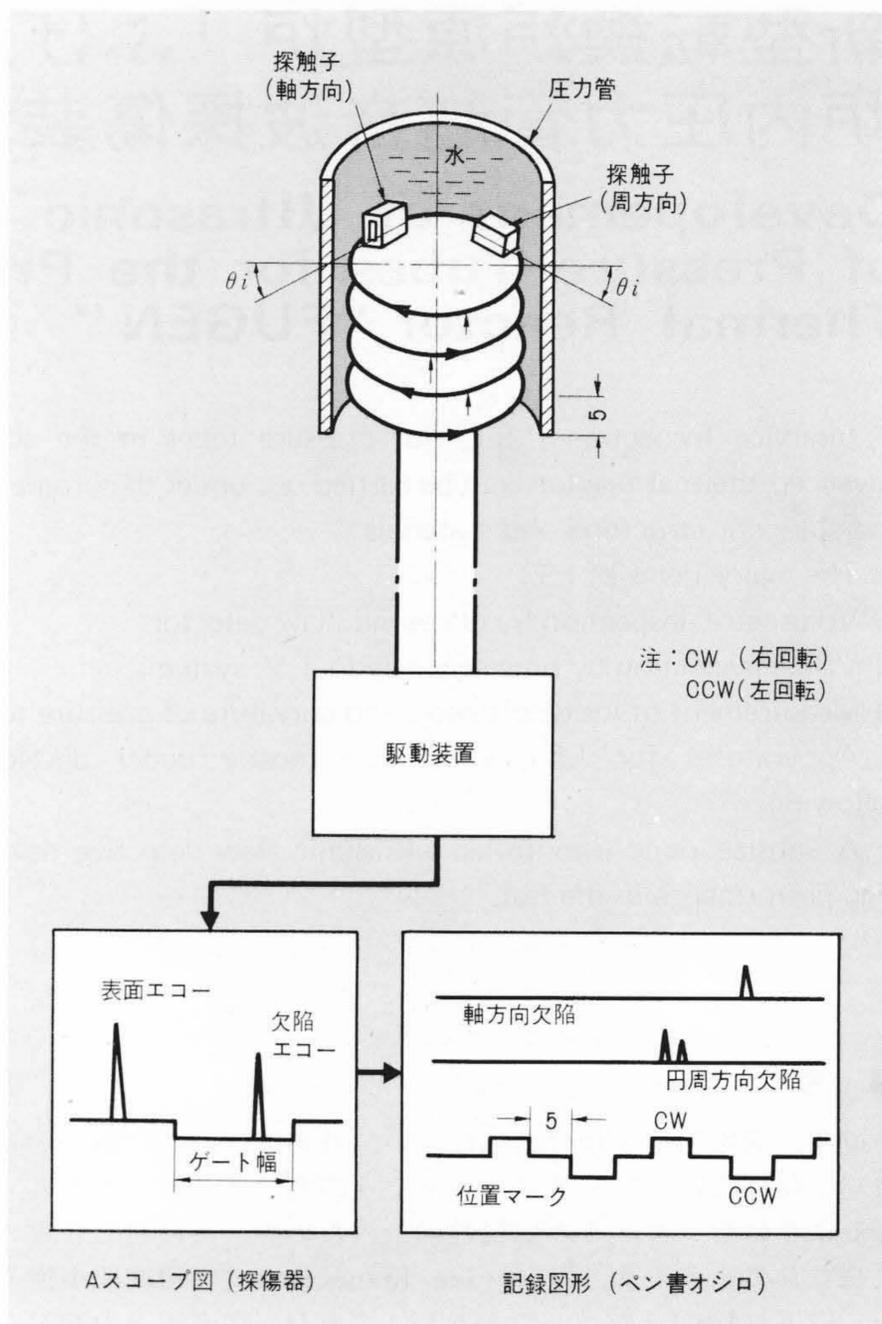


図2 探傷法概念図 探傷ヘッドで検出された信号は、ケーブルを通して、超音波探傷器に入り、ここでブラウン管上に表面エコーとともに表示される。さらにここで欠陥信号のみが選別され、ペン書きオシログラフによりチャート、紙上に記録される。

Fig. 2 Block Diagram of Ultrasonic Inspection and Recording

ことになった。なお、探触子を高放射線環境下で使用することについては、放射線損傷による特性の劣化が懸念されたが、照射試験を行なった結果、使用上問題ないことが確認された。

2.2.2 探傷方法

図2は探傷方法の概念図である。

探触子は、10mm×5mm平面長方形のものを2個用い、管軸方向に長い欠陥および円周方向に長い欠陥それぞれに最大感度を有するように配置されている。なお、この探触子は1探触子法用のものである。

探触子の走査としては、全面探傷を行なうために5mmピッチで軸方向に送るごとに1回転させる方法を用いている。

探傷法としては、表面傷がおもな対象となるため斜角法を採用し、これを水浸法で行なっている。その他、不感帯をなくす意味で探触子の回転角度は380度とし、20度のオーバーラップを行なっている。

欠陥の表示には、超音波探傷器のブラウン管上に“A”スコープ法による表示を行ない、さらにゲート回路を併用することにより欠陥信号のみをペン書きオシログラフを使用してチャート紙上に記録している。このため、従来、超音波探傷の欠点とされていた欠陥記録の保存性という面が改良されており、また、最初に感度の校正を行なっておけば、その後は

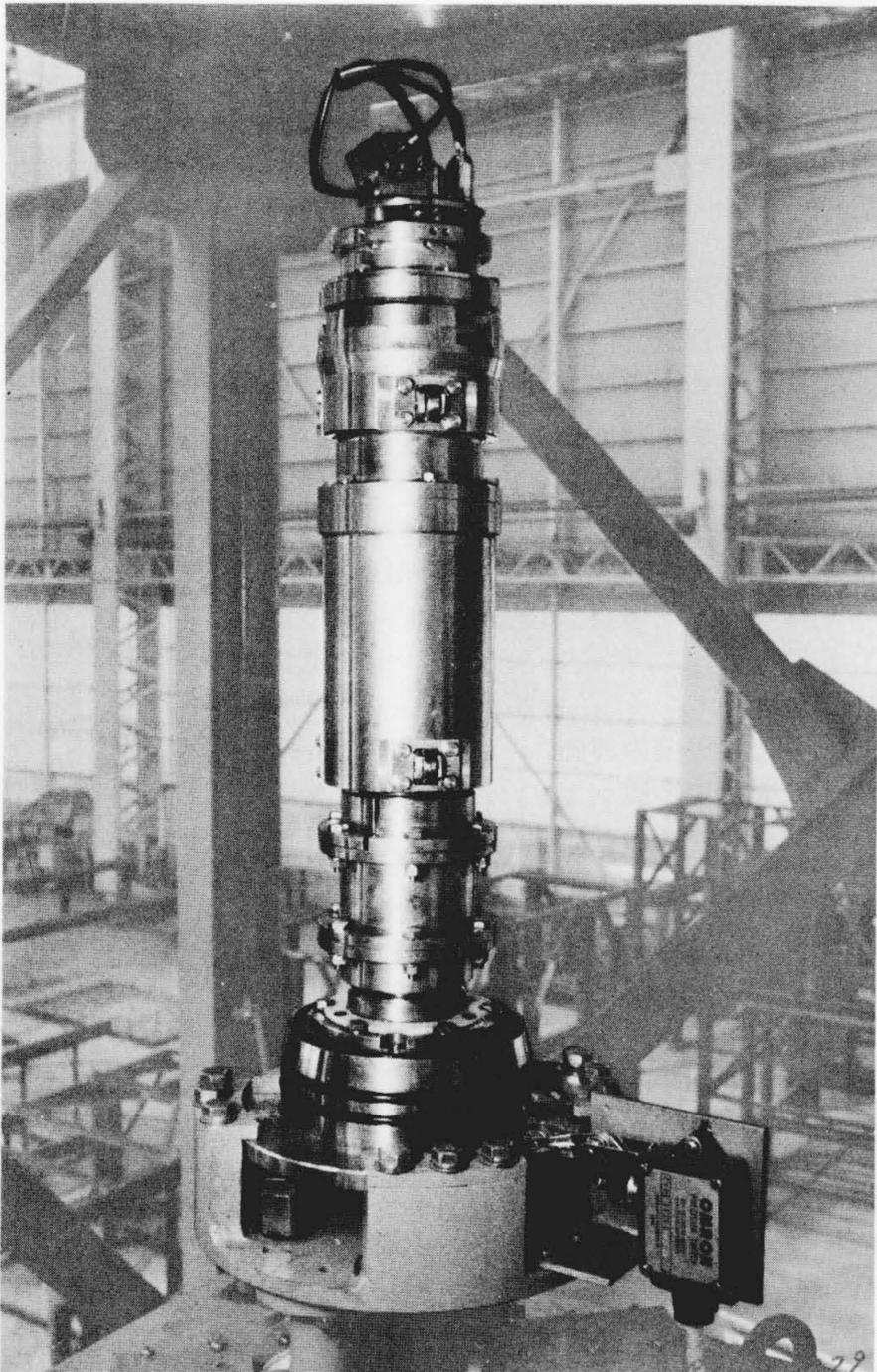


図3 試作装置および試験装置 架台の上部中央にある管が、テスト用の圧力管であり、その下にあるのが試作超音波探傷装置である。

Fig. 3 Test Facilities and Subsize U.T Apparatus



図4 探傷ヘッド部 先端の超音波探触子用ヘッドキャップを取り除いた状態を示す。

Fig. 4 Photo of U.T Detector Head

半自動的に探傷と記録を同時に行なうことが可能である。

2.2.3 試作超音波探傷装置

今回の試作の目的は、前記の探触子走査を電気機械的に遠隔操作で実現させる技術を確認することおよび探触子への信号ケーブルが約40mと長くなることによる探傷感度の低下その他の問題の有無を調べることであった。

実際の圧力管は、Zrの合金製の圧力管本体部(長さ約5m、内径117.8φ、肉厚4.3t)の上下に、それぞれ約1m、約3mのステンレス鋼管がRolled-Joint法により接合されており、これを圧力管集合体と呼んでいる(図1参照)。したがって、実際には圧力管集合体の下端より最大約8m上方まで探触子をそう入して探傷を行なわなければならない。ただし、今回の試作装置は約4mそう入長さのものである。試作装置および試験装置の全体は図3に、探傷ヘッド部は図4に、探触子の取付状態は図5に、試作装置の構造は図6に示すとおりである。

本装置の設計にあたって留意したのは下記の点である。

(1) 探触子の走査にあたっては、探触子より圧力管管壁までの距離が一定である必要があるのに対して、本装置の軸心と圧力管のそれとが一致しない場合が予想される。そのため、圧力管と探傷ヘッドの軸心が自動的にある誤差範囲内で一致するように工夫されている。

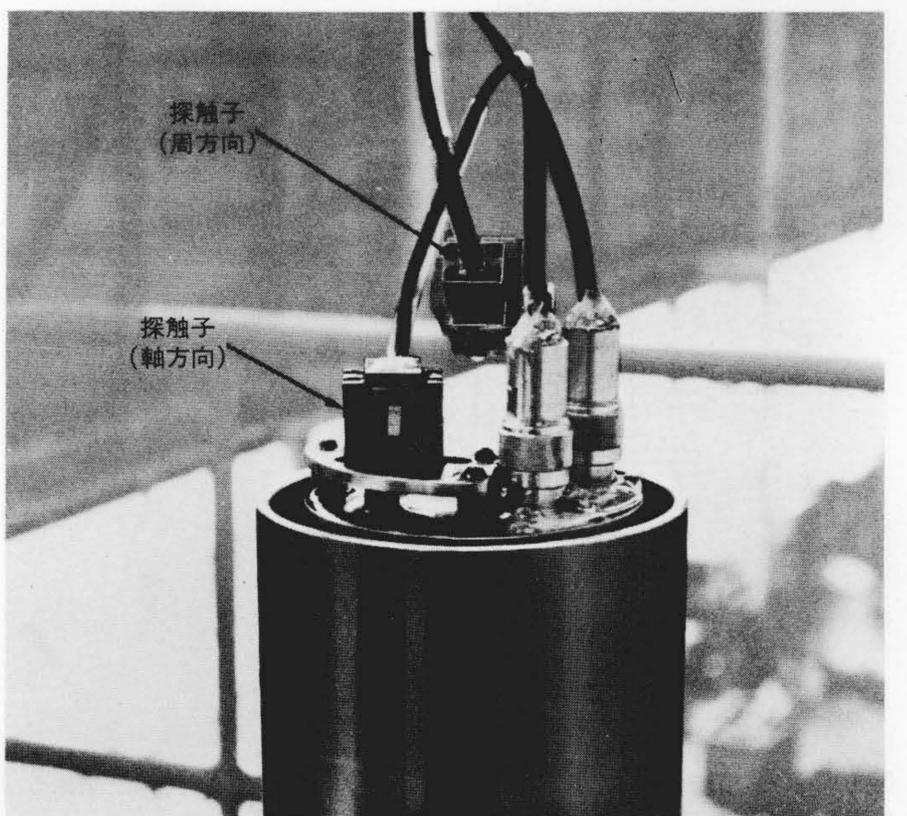


図5 探触子取付状態 圧力管の中から、超音波探触子がのぞいているところを示す。

Fig. 5 Photo of U.T Probes

(2) 万一、欠陥が発見された場合で、機器の健全性の面から問題なしと判断された場合でも、その欠陥は継続して監視されなければならないが、そのためには欠陥位置を正確に知るとともに探触子をその位置に精度良く位置決めする必要がある。

本装置では、探触子の軸方向送り機構として長尺ボールスクリューを用いることにより、位置決め精度の向上を図っている。

(3) 圧力管集合体の下端より探傷ヘッドをそう入して水浸式の超音波探傷を行なうため、管下端に対する特殊な水シール機構を備えている。

2.2.4 試験結果

(1) 遠隔操作機能

自動調心機能、位置決め精度および水シール性能について試験を実施し、部分的な改良を加えた結果、次に述べるような成果が得られた。

(a) 自動調心機能

圧力管と試作装置の心ずれが5mmの状態、探傷ヘッド部のそれが最大1.1mmであり、許容範囲内であった。

(b) 位置決め精度

4mの累積で0.5mm以下であり、許容範囲内であった。

(c) 水シール性能

2 kg/cm² Gの水圧で30分間保持して、漏えいは認められなかった。

(d) その他

全面探傷走査に要する時間は、圧力管1mあたり約8分であった。

(2) 超音波探傷試験

本試験では次に述べるような結果が得られた。

(a) 最大検出感度

約40m離れた地点よりの遠隔超音波探傷により、長さ、3.1mm、深さ80μ(肉厚の1.9%)の表面傷が検出可能であった。

(b) チャンネル間の電氣的干渉問題

軸方向欠陥用および周方向欠陥用の2チャンネル同時超音波探傷実施の場合の、チャンネル間の電氣的干渉は認められなかった。

(c) 欠陥規模の評価

破壊力学の観点より、発見された欠陥に関して必要な情報は、欠陥の長さおよび深さである。本装置では、欠陥の長さは、ほぼ±2mmの範囲で推定でき、欠陥深さは、反射エコーの高さからほぼ推定可能である。なお、欠陥深さの推定については、80~300μまでの欠陥深さと欠陥信号波高値との間に直線関係がほぼ成立していることが確認された。

3 結 言

ATR圧力管のISIはその特殊性のため、各種の材料特性試験に基づく独自の検査になること、また、そのための遠隔操作による超音波探傷装置を試作し試験を行なった結果、約40m離れた地点より、最小、長さ3.1mm、深さ80μの表面傷を検知することができ、かつ欠陥規模の評価もほぼ可能であることが確認された。

最後に本試作および試験については、動力炉・核燃料開発事業団の委託により行なわれたものであることを付記し、種種のご配慮に対し関係各位に深く謝意を表わすものである。

参考文献

- (1) ASME, Boiler and Pressure Vessel Code Section XI, "Inservice Inspection of Nuclear Reactor Coolant Systems"
- (2) Kellermann, O. et al, "Recurring Inspection of Nuclear Reactor Steel Pressure Vessels", TECHNICAL REPORT SERIES No.81, IAEA, VIENNA, 1968
IAEA 主催により1966年に開催された題記の Pannel に提出された論文集およびその討論内容を集録したものであり、ISI 関係者必読の書であろう。
- (3) 柴藤、加藤、木野「新型転換炉圧力管インサービス・インスペクション装置の開発」昭和48年度機械学会総会講演会論文集(昭48-4)
- (4) Shibato, E. Akebi, M., "Outline of Development on Pressure Vessel Structure for the Prototype Advanced Thermal Reactor FUGEN", to be presented at the 2nd International Conf. on Pressure Vessel and Piping Technology of ASME, San Antonio, USA, Oct. 1973
- (5) 楠本ほか「Zr合金管の疲れ脆性特性(第1報)」昭和48年度機械学会総会講演会論文集および「同(第2報)」同全国大会講演会論文集(昭48-4)
- (6) Kusumoto, S. and et al, "Effects of Hydrogen Content, Temperature and Crack Configuration on Fatigue Crack Propagation and Unstable Fracture Behaviour of Zr-2.5Nb Pressure Tube", to be presented at the 2nd International Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, W. Germany, Sept. 1973

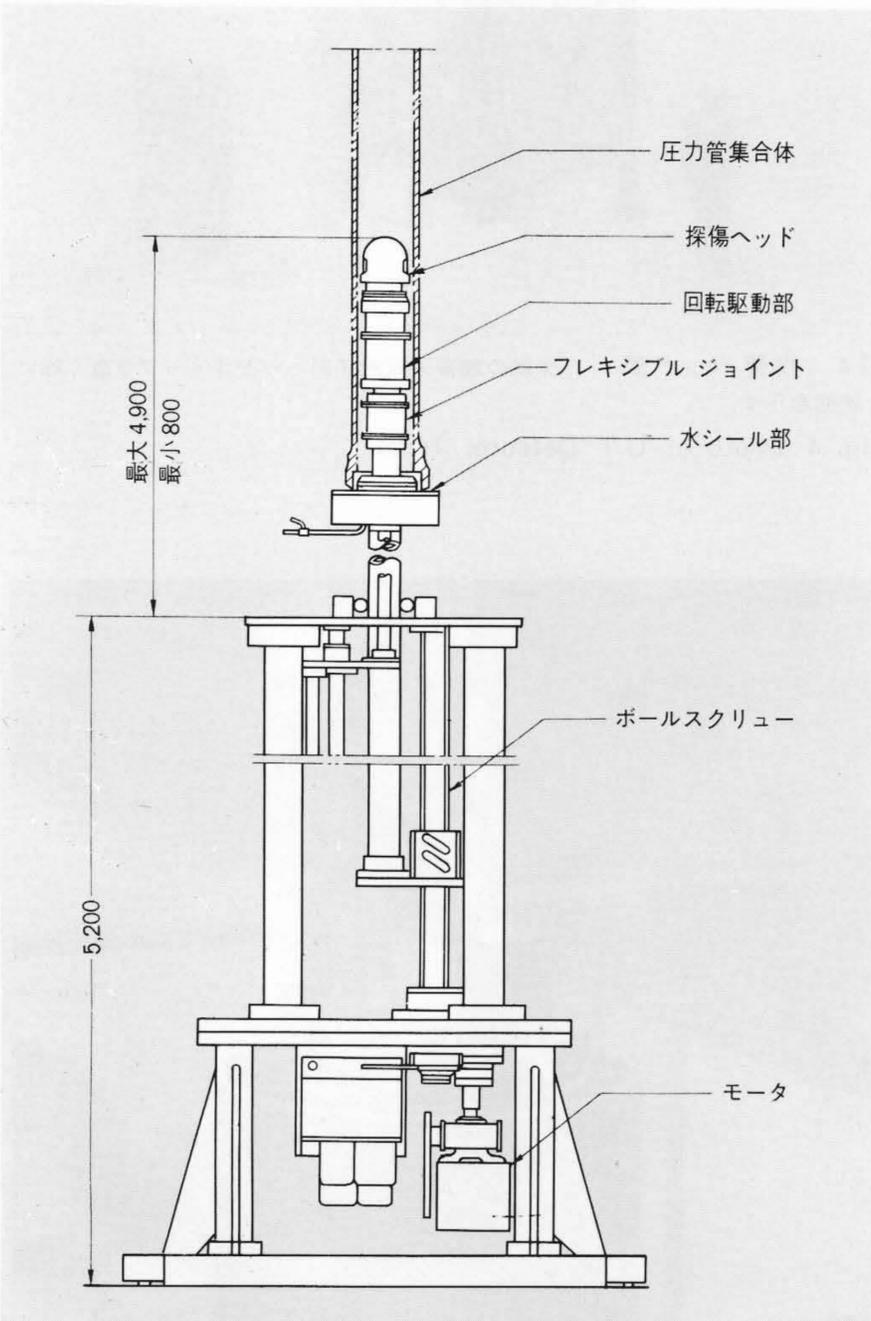


図6 試作超音波探傷装置構造図 超音波探触子を圧力管内の所定の位置までそう入し、そこで探傷走査させる装置である。圧力管内へのそう入は約4mのボールスクリューで行なわれ、なめらかな動作と正確な位置決めが得られる。

Fig. 6 Structure of Subsize U.T Inspection Apparatus.