

変つた様子はなかつたが、これを 740°C で 30 分焼鈍したところ結晶粒界に析出物が認められこれは球状である。非照射材でも 840°C で焼鈍すると粒界に析出物が現れるがこれは球状というよりむしろ直線的に現われている。照射前後の試片の電気抵抗には変化が認められずいづれも 76.86 Microhm-cm である。これは原子炉の操業温度で欠陥が取除かれたためと考えられている。磁氣的性質はフェライト生成のために照射前に比して 6.2×10^2 nvt で 1.004 倍, 2×10^{21} nvt で 1.007 倍となつているが顕微鏡的にはフェライトは認められていない。結論として、照射によりもたらされた機械的性質の変化は 500°C 位の比較的低い温度で回復するがその際に生ずる粒界での析出物が合金の衝撃抵抗を減ずることに注意しなければならないと云つている。

8. 結 言

以上発表されている多くの資料について問題になる点を見てきたが原子炉でステンレス鋼をより安全な状態で安心して使用するためにはもつと多くの試験結果とそれに対する考察がなされなければならない。特にこれからの試験は原子炉の運転状態での温度、応力の変動範囲、歪の状態、温度および応力の変化速度などを考慮して行われなければならない。幸いわが国でも JRR-2 の運転により 2×10^{12} n/cm²/s の熱中性子束が得られ $10^{18} \sim 10^{19}$ nvt の照射が可能となりすでにステンレス鋼についての実験も行われている。しかし従来の data を実際の運転状態に対する基礎とするためには中性子密度、照射時間、全照射量、照射温度など各国因子の影響を確認する必要があり、そのためにも MTR (材料試験炉) の建設が待たれるわけである。

文 献

- 1) 橋口, 長谷川: 鉄と鋼, 43 (1957) 4
- 2) 長谷川: 原子力発電, 2 (1958) 3
- 3) 中村: 鉄と鋼, 45 (1959) 6
- 4) O. RUDIGER: Stahl u. Eisen, 76 (1956) 18
- 5) S. SIEGEL and D. S. BILLINGTON: Metal Progress, 58 (1950)
- 6) D. S. BILLINGTON: A/Conf. 8/p/744 (Aug. 1955)
- 7) M. JR. FERENC: SAE Journal, 65 (1957) 3
- 8) J. J. HARWOOD: Metal Progress, 65 (1957) June
- 9) W. D. BIGGS: Iron & Steel, 30 (1957) 14
- 10) J. C. WILSON: A/Conf. 15/p/1978 (1958)
- 11) M. H. BARTZ: USAEC Report TID-7515, Part I, (Aug. 1956)
- 12) C. R. SUTTON and D. O. LEESER: The Iron Age, 174 (1954) 9

- 13) C. A. BRUCH, W. E. McHUGE, and R. W. HOCKENKURG: J. Metals. Trans. 8 (1956) 10
- 14) F. E. BOWMAN: NAA-SR-287 (1954)
- 15) M. B. REYNOLDS, J. R. LOW and L. O. SULLIVAN: J. Metals, 7 (1955) 4
- 16) C. MANNAL, C. A. BRUCH and R. F. KOENIG: Power 99 (1955) 6
- 17) W. L. FLEISCHMANN: Symposium on Radiation Effects on Metals, 2 (ASTM, STP No. 220, 1957)
- 18) M. H. BARTZ: A/Conf. 15/p/1878 (1958)
- 19) W. F. MURPHY and S. H. PAINE: Symposium on Radition Effects on metals. 1 (ASTM, STP No. 208, 1956)
- 20) J. C. WILSON and R. G. BERGGGRAM: Proc. ASTM, 55 (1955)
- 21) N. F. PRAVDYUK, S. T. KONOBEEVSKY, A. D. AMAYEV and Jn. I. POKROVSKY: A/Conf. 15/p/2052 (1958)
- 22) H. ETHBRINGTON: Nuclear Engineering Handbook, McGraw-Hill, New York (1958)
- 23) C. R. SUTTON and D. O. LEESER: The Iron Age, 174 (1954) 8
also Nucleonics 12 (1954) 9
- 24) S. T. KONOBEEVSKY, N. F. PRAVDYUK and V. I. KUTAITSEV: A/Conf. 8/p/680 (1955)
- 25) D. O. LEESER: ASTM STP No. 208 (1956)
: Reactor Materials., 5 (1962) 1
: USAEC Report ORNL-3144
July 7, (1961)
- 26) J. J. LOMBURDS: USAEC Report WAPD-SEP-Fe-192 (June, 1955)
- 27) H. T. WATANABE and W. O. SHAFFNIT: USAEC Report IDO-16483
- 28) W. O. SHAFFNIT: USAEC Report IDO-16502
- 29) W. E. REY, W. K. ANDERSON and D. N. DUNNING: ASTM, STP-No. 233 (1958)
- 30) R. E. BAILER and M. A. SILLIMAN: ASTM, STP No. 233 (1958)

V. 原子炉用ステンレス鋼管

篠 田 暲*

1. 緒 言

オーステナイト・ステンレス鋼の熱中性子吸収断面積はかなり大きい、高温強度、耐食性、価格などが他の構造材料に比してすぐれているので、原子炉用構造材料として広く使用されている。ステンレス鋼管はウラン鉱の製錬所、金属精製工場、原子炉、燃料処理工場、廃棄

* 八幡鋼管株式会社, 工博

物貯蔵装置、液体輸送ライン、熱交換器、燃料被覆などほとんどあらゆる原子力用に必要なものであるが、ここには原子炉本体に直接使用されるものとその付帯設備に含まれるものについて、その種類、要求される特性、製造上の問題点、検査方法などについて述べる。

2. 原子炉に使用されるステンレス鋼管の特性と種類

1. 特性

原子炉に用いられるステンレス鋼管は従来のステンレス鋼管としての特性と共に更に次のような特性を兼ね具える必要があり、最高の品質のものでなければならない。

1) 耐食性のよい材料であること。2) 熱中性子吸収断面積の小さいこと。3) 常温および高温強度の大きいこと。4) 非金属介在物の少ない材料であること。5) 誘導放射能を引き起し易い成分含有量ができるだけ少ないこと。6) 溶接性のよいこと。7) 放射線損傷を受け難いこと。8) 欠陥のないこと。9) 寸法精度のよいこと。10) 表面仕上げのよいこと。

耐食性については、烈しい化学腐食に耐えなければならないし放射線の腐食生成物の生成を防止しなければならないから、品質の良否よりもむしろ材質の選択が問題で、長期間に亘る使用に十分耐えるために従来よりも高級な材質が選ばれ、腐食試験の耐食性判定基準 (0.2 mil/year) もより厳重なものとなり、表面処理を特に要求される場合もある。

PWRでは純水が約 2000 psi で炉心内を循環し、この一次系の冷却水は炉心で 525°F に加熱され熱交換器へ行く¹²⁾ ので、これに使用される鋼管は常温および高温強度の大きいことが必要である。

誘導放射能を引き起し易い成分としては Ta, Co が問題とされる。347 型ステンレス鋼は Ta を含有した一般にステンレス鋼は Co を含んでいるが、これらはどれも中性子照射の下で半減期が長く強い放射能を持つ同位元素を生成するので、Ta を制限した 348 型、Ta と Co を制限した 349 型が規定されているが、現在これらは特殊な用途に限って使用されている。英国では原子炉用としてのステンレス鋼では Co 含有量 0.020% 以下が要求され³⁾、Oak Ridge の研究結果では Co の最大許容量は 0.006% である⁴⁾。また MIL 規格での 347 型ステンレスボイラー用鋼管の 4 溶解の Co 量はそれぞれ 0.08% 、 0.076% 、 0.06% 、 0.048% であつて、Co 量を低く保つことは原料を慎重に選ぶか否かの問題である⁵⁾。Co 量の制限については、やたらに Co 量のみを制限するこ

とは材料の価格を高くするだけで、その他の B, Mn などの有害元素も考えて規格を討論すべきであり⁶⁾、また炉心以外のステンレス鋼では $0.05\% \text{ Co}$ まで、中性子密度の高い炉心に使用されるものでは最低の Co 量にするというように使用場所により規格を分けるべきであるという意見⁷⁾がある。たとえば制御棒用の外管には炉外からの制御のための遮蔽の必要から 0.020% 以下のものが要求されている⁷⁾。Co 量を制限すれば必然的に価格が高くなるが、A. M. Bounds⁸⁾によれば真空溶解により 0.002% まで作り得るが通常のものに比し 5~7 倍の価格になり、Universal-Cyclops Steel Corp. で製造している原子炉用の 304 L 型ステンレス鋼は Co 0.002% 以下、B 0.0005% 以下で、価格は普通の 304 L の 7 倍であり⁹⁾、また 10% 程度割高になる⁹⁾ともいわれている。

溶接性についてはたとえどんなに微小な疵でも破壊を招くから、接手および継目を溶接する場合には溶接のクレータ割れを防がねばならない。また溶態化処理をして応力除去および析出物を固溶させ、収縮割れを防ぐために成分をバランスさせる必要がある¹⁰⁾。

放射線損傷については MTR の配管材料の長時間照射結果によれば、炉心に近い部分の高圧配管には 650°F 、 2050 psi の高圧高圧水が循環しているが $3 \times 10^{21} \text{ nvt}$ の照射後まで 304, 316, 347 型の何れも修理を要する程の性質変化は現われなかつた¹⁰⁾。

寸法的には例えば原子炉内の燃料要素を被覆するのに使う管の楕円度は、管と被覆との間に水が流れて均一な速度で冷却しなければならないから最も厳格な制限がもうけられる。

2. 種類

原子炉用ステンレス鋼管の使用例も原子炉の種類によつても異なるが、主なものとしては熱交換管、燃料被覆管、破損燃料検出管、一般配管その他各種装置用の配管がある。その内最も多く使用されるのは動力炉における steam-boiler の部分である¹¹⁾。

ステンレス鋼管には大別して継目無管と溶接管とがあるが、原子炉の性格上現在ではできるだけ継目無管を使用しているようである。

(1) 熱交換管

熱交換管は原子炉に使用される鋼管の中で最も量の多いものである。たとえば 275000 kW の世界最大の PWR 型発電用原子炉には 60 t もの 304 型ステンレス鋼の熱交換管を必要とする¹²⁾。これは従来から化学工業用として多く使用されてきたが、原子炉用としては熱を効

率的に利用するために水冷型炉では径を細く本数を多くしガス冷却型炉ではひれ付の鋼管が開発されている。熱交換用ステンレス鋼管として Yankee 型の PWR の 4 基の熱交換器には外径 15.9mm, 厚さ 1.25mm の 304 または 304L の逆 U 字型のステンレス鋼管が使用され, 熱伝達効率を大きくするため小径薄肉となつている。Dresden 型の BWR には外径 25.4mm, 厚さ 2.11mm, 外径 19.1mm, 厚さ 1.65mm, 外径 38.3mm, 厚さ 3.05mm の 304 型が使用され, 規格は ASTM-A-213-55T によつている。Calder Hall の熱交換器は 4 基で, 何れも外径 25.4mm の 304L ステンレス鋼管を平面的に 300~500 本溶接したもので, この熱交換器内のステンレス鋼管の長さは合計 150km に達する。JRR-3 ではステンレス鋼管は主として原子炉外の冷却水循環系に使用されるが, この熱交換器は U 字管多管式で熱交換管は外径 12.5mm, 厚さ 1.25mm, 長さ 6~10m の小径薄肉長尺の JIS STC 52A の 304 型である。特に長尺を要求される理由は管の途中での溶接を極力さけるためである。

この鋼管では熱間機械的性質および核的性質よりもむしろ耐食性が問題になる。高温高圧水に対する一般腐食はあまり問題とされていなくようであるが, Shippingport の PWR の熱交換管で応力腐食に基くと推定される事故が発生して以来, この種の管には各種の応力がかかっているため応力腐食が問題となつている。応力腐食の対策としては冷却水の処理に関するものと耐応力腐食性の鋼種の開発との 2 つの方向から進められている。応力腐食の発生のもっとも主な条件は水中における溶存酸素量と塩素イオンの量であつて¹³⁾, 塩素イオン 2 ppm 以下に調節することが大切といわれているが¹⁴⁾, 前述の事故は水の塩素イオンの調整で解決したということである。また材質的には Ni 含有量を下げて腐食の起りにくい鋼種が研究されている。たとえば高純度水中の微量塩素が管と管板との間の部分に濃縮沈積して応力腐食を生じた例が PWR の熱交換器で報告され, これの防止のためにこの種の部品には Croloy 15-1 あるいは C および N 含量の低い高純度の真空溶解のステンレス鋼の使用が考えられている¹⁵⁾。

英国型原子炉の熱交換器のようなガス冷却型では, 表面を拡大してガスとの換触面積を大きくするために各種のひれ付管が開発され, 高温ガス炉において英国ではステンレス鋼管が設計されており, その製造法としては押し出し法による可能性がある。

Dounreay の高速中性子炉 (冷却材は Na または NaK) の熱交換管には外径 12.7~183.2mm の 304 型

ステンレス鋼管を総長 96,000m 使用したといわれている。冷却剤の Na が放射性を受けやすいため熱交換器は一次と二次に分かれていて, 一次熱交換器管は二重管になり, 放射性をおびた一次側の NaK の通る内側は外径 101.6mm, 厚さ 1.6mm, 外側は外径 152.4mm, 厚さ 3.7mm である。二次熱交換器は 1 本の水管とそれを取巻く 4 本の NaK 管から成つている。

また水溶性均質炉 (冷却材は $\text{UO}_2\text{SO}_4 + \text{CuSO}_4 + \text{D}_2\text{O}$) の熱交換管の材質には 347 型ステンレス鋼が使用されている。

(2) 燃料被覆管

これは不均質炉における燃料棒の被覆に用いるもので燃料の酸化保護の直接の目的の他に分裂生成物の飛散の防止, 冷却剤に対する耐食, 燃伝達, 燃料との密着あるいは燃料の熱膨脹, 熱サイクル効果, 放射線損傷による変形に耐えることなどの目的を持つもので, 中性子吸収断面積と放射線損傷の小さいことが必要な条件となる¹⁶⁾。

普通の低温原子炉では U は主として核物理的理由から Al で被覆してあるが, Al は高温高圧放射線下の水による腐食が激しくなつて動力用では使えなくなる。したがつて動力用原子炉ではステンレス鋼が使われている¹⁶⁾。

燃料被覆管としてのステンレス鋼管は中性子吸収断面積が大きい安価であり, これに競合するものとしては Zircalloy-2 の管がある。これらの管は細径薄肉の管で炉心用材料としての一般的特性の他に中性子経済上および熱歪みの低減上特に薄肉が要求されるため, 寸法精度のよいこと, 欠陥のないことなどの特性が要求される。また熱の Radiation による放散を大きくするため, あるいは表面の熱伝達, 冷却材との摩擦を少なくするために光沢ある研磨面が要求される。

燃料被覆用ステンレス鋼管の内では Yankee 型の PWR では外径 7.6mm, 厚さ 0.38mm の極端に小径薄肉の 304L 鋼管が使用されるが, その応力腐食に対する対策として焼鈍処理したものであることを確認するために, 硬度の全数検査を行ない Hb 90 以下に制限している。一方被覆鋼管の表面温度は 370°C, 内外面の温度差は 20~30°C で温度勾配が大きい熱応力や外圧に対しては一応問題ない。しかし U が燃焼してガス状の分裂生成物が発生するために生ずると考えられる内圧に対してはこの温度で強度が限度で使用されていることになる。したがつて寸法の偏差や偏肉がある場合は彎曲や変形を生ずる。また燃料体表面の熱伝達が原子炉の効率を支配することになるから, 燃料と被覆との間隙はできるだけ少

ないことが必要で厚さは渦流検査を行ない5%の偏差内にあることが要求される。

EBR-1 の ^{235}U 燃料エレメントには外径 9.75mm, 厚さ 1.6mm, 長さ 114mm のステンレス鋼ジャケットが 217 本用いられ, その周りの ^{238}U のブランケットの被覆には外径 23.8mm, 厚さ 0.5mm, 長さ 514mm のステンレス鋼管が使用されている¹⁷⁾。

可動動力用原子炉の燃料エレメントとして有望なのは Si 量の高い 304 型ステンレス鋼中に UO_2 を分散させた管状エレメント¹⁸⁾で, その内外面は Nb で安定化したオーステナイト・ステンレス鋼の薄肉管で包まれた薄肉管の厚さは内面が 0.13mm, 外面が 0.15mm である。材質的には炉心に挿入される点を考慮して Co および Ta を特に低減した真空溶解によつて溶製し要求される精度の薄肉管に加工しているが, 再結晶による寸法変化にも留意している。

APPR-1 では一次系の主要構成材料は 304 型で燃料被覆には 304 L を用いている¹⁹⁾²⁰⁾。したがつて Ni が高速中性子にさらされるために 700h 全力運転後の循環水中の ^{58}Co は ^{60}Co の約 5 倍で他の加圧水炉の場合より高い¹⁹⁾。

燃料被覆ステンレス鋼管に用いられる規格は通常の ASTM-A213 であるが, 成分的にはその他に B, Co, Cd, Dy, Eu, Gd, Sm, Ag, Ta などが原子炉の構造性能によつてそれぞれある一定量以下に制限されている。Co, Ag, Ta の制限は誘導放射能の見地からである。

燃料被覆材にステンレス鋼を使用している原子炉を列挙すればつぎのとおりである²¹⁾。

熱中性子, 非均質, 濃縮ウラン, 黒鉛型

Atomic Power Station No.1(ソ連), Urals Power Station(ソ連), Sodium Reactor Experiment(米), Gas-Cooled Reactor Experiment No.1(米), Hallam Nuclear Power Facility(米),

熱中性子, 非均質, 濃縮ウラン, 軽水, 加圧水型

Belgian Reactor No.3(ベルギー), Stationery Medium Power Plant No.1(米), Special Power Excursion Reactor Test No.3(米), 貨客船 Savannah 号(米), Consolidated Edison Thorium Reactor(米), Yankee Atomic Electric Plant(米), Portable Medium Power Plant No.1(米),

熱中性子, 非均質, 濃縮ウラン, 軽水, 沸騰水型

Vallecitos Boiling Water Reactor(米), Elk River Reactor(米)

高速中性子炉

BR-1, BR-2, BN-5(ソ連), Fast Reactor Dounreay(英), Enrico Fermi Power Reactor(米), Experimental Breeder Reactor No.2(米)

その他の型式の炉

Beryllium Physics Reactor(米), Organic Moderated Reactor Experiment(米), Piqua Organic Moderated Reactor(米)

(3) その他のステンレス鋼管

破損燃料検出管は英国型ガス冷却炉に用いられるもので, 黒鉛中の燃料孔に 1 本宛配置され, 炭酸ガスを吸入してガス中の放射性を検出し燃料棒の破損を検出するものである。したがつて改良型では Calder Hall の場合の 2 倍程度の数量を必要とすることになる。外径は 9.5~12.7mm の小径薄肉管で²²⁾ Calder Hall では外径 12.7mm のステンレス鋼管を使用している。ステンレス鋼管を使用した理由は軟鋼管よりも内面が清浄であつたからということで, したがつて必ずしもステンレス鋼管である必要はない。

制御棒の外管には Calder Hall 型炉では外径 44.25mm, 厚さ 2mm のステンレス鋼管が使用され, これは曲りが 1/1500 以下に, また Co 量が多いと炉外からの制御作用のために余計な遮蔽を必要とするから Co 含有量も 0.02% 以下に制限されている。JRR-3 では Cd 制御棒の被覆のために内外面にステンレス鋼管を密着させるが, これは外径 52~59mm, 厚さ 1.5mm 程度の 304 型である。

また各種の計器, 制御装置のための配管および原子炉と熱交換器との間の冷却水配管, 熱交換器とタービンとの間の配管などがあるが, この内一般配管特に 2 次系の配管系統は従来のボイラーの概念でよいと考えられる。

PWR(Yankee) の熱交換器および炉の出入口導管などの一次配管には外径 20", 厚さ 1 7/8" および外径 24" 厚さ 2 1/8" の 304 型ステンレス鋼管が使われ, これらは ASTM-A376 により 100% 超音波検査し内面仕上げは 250 micro-inch が規定されている²³⁾。

BWR(Dresden) は PWR より蒸気系統が複雑となり配管として大径の鋼管が多数使用される。すなわち再循環系より二次蒸気発生器への配管, 一次蒸気発生器よりタービンへの配管などにはそれぞれ 22" および 18" の 304 型鋼管が使用され, これらの配管への要求はあまり厳しいものでないよう溶接管も使用されている。

SPERT III では冷却材循環用配管としてのステンレス鋼管に遠心鑄造法によるものを使用している。

冷却管として HYPO では内径 13mm のステンレス鋼管をコイル状に 6 回巻いた全長 4m のものが炉心の

中に入っていて、これを通つて 280 l/h の冷却水が流れ SUPO では外径 63mm, 厚さ 8mm, 長さ 6m をコイル状に巻いたものを 3 本用い冷却水を通して¹⁷⁾。また JRR-3 では実験孔用の管にステンレス鋼管が用いられ内径 100~250mm, 厚さ 2~3mm 程度のものである。

LAPPRE-I の配管は 347 型ステンレス鋼製で厚さは 0.8mm で 0.15mm 厚の Au の被覆がしてある。

その他ステンレス鋼管の特殊な使用例として Calder Hall 炉の圧力容器の電熱焼鈍に radiation heater として外径 50.8mm の薄肉の 18-8 ステンレス鋼管を使用し、これを容器内面に網状につき合わせこれに電流を通じて抵抗熱を利用している。

3. 原子炉用ステンレス鋼管 製造上の問題点

一般に弧光炉や高周波炉で溶製される各種のステンレス鋼の中で 18-8-Nb と 18-8-Ti は特に非金属介在物や砂疵が多い。したがって原子炉用の場合のように特に非金属介在物の小さいことを必要とする場合は問題である。18-8-Nb や 18-8-Ti は C や N と親和力の強い Nb や Ti を含有するため炭化物や窒化物の生成が清浄性低下の原因であると考えられている。18-8-Nb においては凝固末期における NbC の析出が、18-8-Ti においては溶鋼中における TiN の生成が清浄性低下の原因である。したがって 18-8-Nb の清浄性を向上するには C, Nb の含有量を低くすればよいが、炭化物の存在は鋼種の特長として必要であるから、分散した良好な分布形態とするためには加工比を大にすればよい。18-8-Ti の清浄性の向上のためには製鋼原料より造塊にいたる製鋼過程について酸素吹精時間の延長, Ar ガス中での铸造あるいは Cr 量の制限など, N 量の低下と溶鋼の窒化防止に対する十分な対策が必要である²⁴⁾。誘導放射能が問題の所に使用される低 Co のステンレス鋼は原料の選択によつて製造可能である。

熱間加工性の良否は欠陥のないものの製造上非常に重要で、稀土類元素の添加は脱酸脱窒使用により熱間加工性向上に効果がある。制御用および遮蔽用に用いられる B 入り 18-8 鋼の製管は極めて困難である。

製管上従来のステンレス鋼管の場合以上に注意される点は寸法精度と表面仕上げである。小径の継目無ステンレス鋼管はマンネスマンによる製管の他にユージン式押出法などにより製造され、これはさらに冷間抽伸が行なわれるが、これは普通の冷間引抜法の他にコールドピルガー圧延機によるかあるいはマンドレル・ドロイングが行なわれる。鋼管の表面特に内面は十分に仕上げなけ

ればならないから冷間仕上鋼管の焼鈍は光輝焼鈍が有効である。MIL規格では #180 以下に内面研磨するか 250 micro-inch 以上に切削仕上を要求している。PWR および BWR に用いられる大径の継目無ステンレス鋼管は堅型および横型の水圧プレスで製造される。特殊なものとしては SPERT III の冷却材循環用配管のステンレス鋼管は遠心鑄造により製造されている。

また仕上つた管を清浄に保つたために B&W では仕上管の取扱いに綿手袋を使用し、また内面の汚染を防ぐために管の両端に栓をしている¹⁷⁾。

4. 原子炉用ステンレス鋼管の 非破壊検査

原子力関係の設備においては僅か一部分の事故が全体に影響をおよぼし重大な事故となる場合が従来の各種の工業施設に比し非常に多く予想されるので、原子力関係の非破壊検査の重要性は他のいかなる工業部門におけるよりも格段の慎重さと高精度を要する。

非破壊検査の対象となる項目は外径, 厚さ, 偏肉, 内部欠陥, 非金属介在物, 微小漏洩で、これらの内には従来の一般工業に用いられて来た試験方法をそのまま適用できるものもあるが、従来の工業に全くなかつた特殊な精度を要するものが多いから、その検査方法, 検査装置などもまた特殊な工夫, 改良あるいはまったく新しい構性によらねばならないものが少なくなく主な検査法はつぎのごとくである。

渦流検査: 欠陥, 厚さ, 偏肉, 非金属介在物

ラジオグラフィ: 同上

超音波検査: 欠陥, 厚さ

蛍光浸透検査: ピンホール, クラック

微小漏洩検査: 同上

原子炉系に用いられる鋼管の検査も従来のボイラーチューブなどに比べ格段の厳重さで行なわれる。特に蒸気発生器, 熱交換器類に用いられる小径管の製造工程中における品質管理検査が重要でこれには主として超音波および渦流検査が適用される。特に小径管の内部欠陥検査には水浸式超音波探傷法が行なわれている。放射性を有する原子炉系流体が外部に洩れることを厳重に防ぐ必要から鋼管類の微小漏洩検査にはヘリウムリークディテクターが用いられ、たとえば外径 50.8mm のステンレス鋼管で在来のソープバルテストで完全と見られるものがヘリウムリークテストにより 900mm の長さの間に 28 個もピンホールが発見されたとも報ぜられている²⁵⁾。熱交換管や燃料被覆管のように小径薄肉管の場合には従来の検査方法では厚さの測定でさえ不可能であるので、OR

NLにおいては渦電流法と超音波探傷による寸法測定と欠陥検出法が考案された。

渦電流法は普通非磁性金属に適用されステンレス鋼管には都合がよい。また径の小さいものに敏感であるから外径 12.7mm, 厚さ 1.25mm 以下の管に対して適用されるのが米国の実情のようである。Superior Tube Co. では 1955 年以来渦電流法で燃料要素, 熱交換器管の検査を行なっている²⁶⁾。渦電流法には管と同軸の場合と側面からコイルを接する場合があります相互に長短相補っている。また渦電流法のみでは総ての欠陥を検出することはできない。例えば内径の変化と管内面の小さい筋疵とを区別出来ない。これは超音波探傷法の併用により補うことが出来る。

ヘリウムリークテストは管内を高真空に保ち質量分析器に接続して外部から He を吹付ける。これを質量分析器で検出するものである。

燃料被覆鋼管では燃料が燃焼するとその核反応生成物として Xe のようなガス状の物質が発生し, わずかな欠陥でもそこから洩れて改射性物質の冷却材への混入の危険性があり, またこのガス状物質のため内部の圧力上昇が考えられるので欠陥は燃料体破損の原因となり易い。したがって非破壊検査を厳重に適用して内外の欠陥を検出している。その方法としては渦電流法, 液体浸透試験, 水圧試験などを適用している。渦電流検査で厚さは 5% の偏差内, 液体浸透試験を実施して 5 倍の拡大鏡で見て欠陥を認めないことなどが規格以外に附加的に要求される。

5. 結 言

原子力用として特に開発されたステンレス鋼管は小径長尺管および燃料被覆管で, 小径管は製造されていたが 10m 以上の長尺は困難であった。また小径薄肉管は作られていたが燃料被覆管ほどに寸法精度, 曲り公差を要求されたことはなかった。すなわち原子炉用に使用されるステンレス鋼管は数量的な面からは問題とするに足りないが, 品質, 形状, 寸法の面では今までに諸工業に要求されなかった程度のもものが要求され, 品質においては問題とされる場所は欠陥のないものを保証することによりこのため各種の非破壊検査法が行なわれ, 加工面についても原子炉の場合には一層厳格な条件の下で成形, 溶接などの検討が行なわれている。要するに原子炉用ステンレス鋼管としては材質的な要求よりもむしろ製造される時の条件を厳しく規定する問題についてなお今後努力すべき点がある。

文 献

- 1) E. A. LIVINGSTONE: J. Metals, 10 (1958) 2, p. 111~113
- 2) N. D. GROVES: Steel, 140 (1957) 20, p. 143~144
- 3) 細田: 住友金属, 11 (1959) 2, p. 167
- 4) Reactor Core Materials, 2 (1959) 3, p. 36~39
- 5) W. L. FLEISCHMANN: Iron Age, 183 (1959) 7, p. 106~107
- 6) A. M. BOUNDS: Iron Age, 182 (1959) 25, p. 102~103
- 7) BRITISH NUCLEAR POWER ENERGY CONFERENCE: Symposium on Calder Hall Nuclear Power Plant (1956)
- 8) Steel: 144 (1959) 15, p. 114, 118
- 9) J. R. LANE: Metal Progress, 72 (1957) 6
- 10) M. H. BARTZ: A/CONF P/1878 (U.S.A.) (1958)
- 11) W. K. BOYD: Reactor Core Materials, 2 (1959) 3, p. 29
- 12) Nickel Topics, 13 (1950) 1, p. 1, 5
- 13) U.S.A. E.C: Corrosion and Wear Handbook for Water Cooled Reactor (1957) p. 187
- 14) M. J. MAKIN et ali: A/CONF. P/80 (U.K.) (1958)
- 15) 長谷川(正): 原子力発電, 2 (1958) 3, p. 13~25
- 16) 伏見: 化学工業, 6 (1955) 9, p. 822~824
- 17) 橋口: 原子力金属, 1 (1956) 2, p. 18~23
- 18) S. SHAPIRO: A/CONF. 15/P/784 (U.S.A.) (1958)
- 19) W. J. SMALL et ali: 4th NESC (Chicago) 1958 Session X Prep. 92
- 20) R. J. CLARK et ali: Corrosion, 14 (1958) 9, p. 419t~423t
- 21) 日本原子力産業会議: 原子力年鑑 (1960)
- 22) Nuclear Engineering, 1 (1956) Oct. p. 286
- 23) R. R. ROTHERMEL et ali: Welding J. 40 (1961) 2, p. 119~124
- 24) 田上, 他: 鉄と鋼, 45 (1959) 9, p. 1002~1004
- 25) W. J. MCGONNAGLE: Nucleonics, 14 (1957) Oct.
- 26) I. R. GRIEVE et ali: Metal Progress, 78 (1960) 6, p. 110~114, 126, 128
- 27) 小島, 他: 住友金属, 9 (1957) 253~262, 11 (1959), p. 224~230

VI. 原子炉用ボロン・ステンレス鋼

江波戸 和 男*

1. 緒 言

多量の B を含む鋼は非常に脆く, 延性がないために原

* 日本冶金工業株式会社