核融合炉用超伝導コイル構造材料開発の歩み

島本 進^{*1,†}, 中嶋 秀夫^{*2}, 高橋 良和^{*2}

Evolution of Cryogenic Structural Material Development for Superconducting Coils in Fusion Reactors

Susumu SHIMAMOTO ^{*1}, Hideo NAKAJIMA ^{*2} and Yoshikazu TAKAHASHI ^{*2,†}

Synopsis: Cryogenic structural materials are an essential element to fulfill the performance of superconducting coils for fusion reactors. In this field, there was no specialized steel and mechanical properties data at 4 K until 30 years ago when the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) started the development of the Tokomak fusion reactor. JAEA set a target of mechanical characteristics which could satisfy requirements for the coil structure at 4 K and equipped evaluation facilities at 4 K for tensile tests, fatigue tests and so on. At the same time, JAEA initiated collaboration with the steel industries in order to realize new cryogenic structural materials and carried out mechanical evaluation tests at 4 K on numerous samples which were supplied from the industries. There are two areas: a coil case and a conductor jacket for forced flow conductor. The former requires large forging products and thick hot-rolled plates for the coil case. The latter is influenced by heat treatment at approximately 650 °C and more than one-hundred hours to produce Nb₃Sn superconducting material at the final stage. This is a unique issue for the jacket. Finally, both the case and the jacket material for construction of the ITER are now being supplied from the Japanese industries through JAEA. In addition, JAEA contributed to the standardization of these testing methods at 4 K in Japanese industrial standards (JIS). Furthermore, JAEA supported the establishment of a design code for the structure of superconducting coil for a fusion facility at the Japan Society of Mechanical Engineers (JSME). This paper describes the more than 30-year history of the development of cryogenic structural material.

Keywords: cryogenic structural material, superconducting coil, fusion reactor, tensile test, fatigue test

1. はじめに

磁気閉じ込めのための核融合炉用超伝導コイルは単純なソレノイド・コイルとは大きく異なる。核融合炉では磁場が強く、利用する空間も大きいことによりコイルの応力値は高くなる。そこには数種類のコイルが存在し、これらの磁場が重畳するので機械設計が重要になり、構造の成否が鍵となる。炉全体の部品の中で重量を比較しても、超伝導コイル・システムの構造物が多くを占める。このようなトカマク型の実験炉の製作と建設が現在進行中である。

コイル構造物への力の負荷は、電流と磁場の積として導体内に発生するローレンツ力が積算されて、その表面に加

わる。それは気体あるいは液体による均一な荷重よりは複雑である。磁場はコイル巻線内に分布しており、構造物の形状も単純ではない上に、最大応力値は従来の実用機器のレベルをはるかに上回る。これに加えて繰り返し応力も重畳する。構造物の置かれる状況は断熱真空中の液体ヘリウム温度（4 K）であり、通常の生活空間からは推察し難い別の世界である。

このような条件を満たすための極低温構造材料の開発とその試験手法に着手し 30 年になるので、設計基準についても筆を加えて、歩んできた道について解説する。広い分野の多くの方々に理解していただけるように、初歩的な点も含めて記述する点をご了承いただきたい。

これまで歩んだ道の多くの成果は、今日建設中の国際熱核融合実験炉¹⁾ ‘ITER’（International Thermonuclear Experimental Reactor）に取り入れられた。ITER の構造材料の具体的な内容については、別の機会に解説する予定である。

文中の「原研」は日本原子力研究所が 2005 年に日本原子力研究開発機構（原子力機構）へ組織替えになるまでの

Received November 5, 2012

^{*1} 日本原子力研究開発機構・研究嘱託
〒311-0193 茨城県那珂市向山 801-1
Japan Atomic Energy Agency, 801-1 Mukouyama, Naka, Ibaraki 311-0193, Japan

^{*2} 日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門
〒311-0193 茨城県那珂市向山 801-1
Japan Atomic Energy Agency, 801-1 Mukouyama, Naka, Ibaraki 311-0193, Japan

[†] E-mail: takahashi.yoshikazu@jaea.go.jp

略称である。コイルや部品の名称等については ITER コミュニティーで認知されている用語に準じている。

2. トカマク炉の構成及び構造物内の応力解析と実測の課題

トカマク炉を単純化した構成を Fig. 1 に示す。CS (Central Solenoid, 中心ソレノイド) コイルの電流変動によって、円環状のプラズマを造る。これを TF (Toroidal Field, トロイダル磁場) コイルによる磁場で閉じ込める。TF コイルの外側にある PF (Poloidal Field, ポロイダル磁場) コイルによって円環状のプラズマの位置や形状の制御を行う。ITER の CS コイルの最大磁場は 13.5 T で、TF コイルでは 11.8 T、PF コイルでは 6.5 T である。TF コイルにはコイルが膨らもうとする拡張力に加えて、トカマク炉の中心回転軸に集まる向心力が働く。これを支持するため、TF コイル夫々の D 型直線部の側面をくさび型にして組み上げて TF コイル相互で自立できるような構造としている。さらに、TF コイル一つ一つには倒れようとする転倒力も働くので、D 型の非直線部の両側の上、中、下にコイル間支持構造物が付けられて互いに支え合うようになっている。CS コイルは独立して中心軸に収まるが、このコイルに発生する拡張力は自分自身で支持され、その重力及び上下力は TF コイルによって支持される。また、PF コイルでも同様に重力及び上下力は全て TF コイルにより支持される。このため、TF コイルでは発生する応力値も高く複雑になり、これを肉厚のコイル容器で支持している。TF コイルは、人体との類推をすると、核融合炉の脊椎に相当する。

CS、PF、TF の何れのコイルも超臨界圧のヘリウムを流す強制冷凍型導体を使うので、超伝導ケーブルは流路となるステンレス管の中に納められる。ケーブルを包んでいるので、この管をジャケットと呼んでいる。PF コイルでは

磁場が低いので超伝導材料として合金である NbTi を使い、他の二つのコイルでは磁場が高いので金属間化合物である Nb₃Sn を使用する。Nb₃Sn は最終工程において 650℃ 近辺で長時間の熱処理により生成されるため、ジャケットには同じ温度と時間の熱が加わり延性が劣化する。その後においても力学的性能が要求されるジャケット材にとってこれは大きな課題である。一方、PF コイル導体ではこの熱処理が不要のため、同様の技術課題はない。

CS コイルと PF コイルは、パルス動作による円環電流を避けるために、コイル容器を付けていない。従ってこれらのコイルでは、拡張力を導体自身のジャケットで、他の力をコイル支持構造物で持たせている。他方、TF コイル・システムではコイル容器と支持構造物とが大きな円環をなしており、変動磁場によるここでの円環電流を断つために、両者の間には電気絶縁物が挿入されている。

コイルの静的応力解析は、コンピュータによる有限要素法で行われるが、次のような課題がある。導体内のローレンツ力がコイル容器に及んでくるまでには、複合的な構造を横断してくる。つまり、そこは導体や電気絶縁物を含め、室温から 4 K までの物性値の差異に加えて、構成材料の間の接触などデリケートな課題がある。30 年前の開発初期には浸漬冷凍型導体を採用するコイルが多かったので、導体間に液体ヘリウムが浸み込む空隙があり、このためにコイルの剛性を同定することは難しかった。この欠点を解消するべく取り入れられた強制冷凍型導体を ITER に適用した。特にその TF コイルの巻線部にラジアル・プレートと呼ばれる溝付きのステンレス板を準備して、溝をつけて導体をはめ込み、このプレートを積層してコイル容器に収納する手法を取っている。従って、剛性について精度の良い推定が行えるようになった。応力解析そのものについては、過去の解析実績やコンピュータ能力の上昇によってかなり進歩している。加えて、コンピュータにより構造物内での応力の理論的な等高線が図示され、その分布を直ちに把握できるようになった。

他方、実測においては本質的課題がある。応力値の直接測定は周知のように不可能であり、構造物の表面の歪量を測定することにより算出している。構造物内部の応力値の測定は更に難しい。このような困難のある実測と解析の比較の経験を深めることが機械設計には肝要である。今日まで核融合炉のためのコイルについてこの比較は十分とは言えないので、ITER の運転・操作においてもこの作業は目的の一つとなっている。

コイルの繰返し応力に対する疲労評価については、液体ヘリウム温度において構造材料の疲労特性やき裂伝播特性の多くのデータが収集されるとともに、破壊力学を用いた評価も進められるようになっている。実機の動作範囲から計算される変動応力とこれらのデータとの照合を行い、十分な裕度を取ることが設計基準で要求されている。

Fig. 1 トカマク核融合炉の概観とその超伝導コイル
General view of the Tokamak fusion reactor and superconducting coils.

3. 構造物の破壊を支配する材料パラメータ

欠陥がない均質な構造物の引張特性を考えると構造材料の 0.2%耐力と引張強さが力学的見地から主要な材料パラメータである。しかし、実際の構造物では微小な欠陥が存在することが多い。均等に外部応力が加わってもき裂状の欠陥がある場合には、その先端のき裂周辺には特異場ができて、き裂先端での応力は無限大となり、材料力学の範疇では扱えない事象となる。例えば、体心立方格子を有する鉄鋼材料は極低温でガラスのように脆くなる性質を持つので、その内部に欠陥が存在すると外部応力が耐力よりもはるかに低い値で不安定に急速に破壊（脆性破壊）する。これを低温脆性と呼ぶ。このため、極低温の構造材料としては低温脆性を示さない面心立方格子のオーステナイト系ステンレス鋼を用いる。オーステナイト系ステンレス鋼では低温での脆性破壊は起こさないものの、延性であっても不安定な破壊を起こす可能性がある。ここでき裂状の欠陥の存在を仮定して、延性材料でも脆性破壊を起こすと考えることにより安全側の設計が可能となる。このような破壊現象を把握するために、外部応力とき裂寸法に関する次元である $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を持つ応力拡大係数 K を取り入れ、不安定破壊を生じる応力拡大係数の限界値を平面ひずみ破壊靱性値 K_{IC} と呼んでいる（以下、単に破壊靱性値と記す）。また、 K が K_{IC} より低くても、構造物に作用する応力が少しずつ拡大する場合や、応力は一定でも繰返しによりき裂が伝播する場合は、欠陥が拡大するので K が増えて K_{IC} に近づき、やがて不安定破壊を起こす。これを避けるため

Fig. 2 液体ヘリウム温度（4K）における 300 番台オーステナイト系ステンレスの耐力と破壊靱性の典型的特性（JAERI-BOX、ITER のコイル容器構造材料及びジャケット材への要求値、及び開発材の測定データ）
Typical tensile and fracture characteristics of 300 series austenitic stainless steel at 4 K (development target [called “JAERI-BOX”] based on ITER requirements for coil case and conductor jacket, and measured data of newly developed materials.)

に実際の K の値が K_{IC} の数分の一の値になるように設計される。 K_{IC} は構造材料の性質を示す固有のパラメータであり、試験規格によって決められた手法により測定される。しかし、オーステナイト系ステンレス鋼のように破壊靱性値が高い材料での測定には、大きな試験片が必要でヘリウム温度でのその実施には難題が多い。このため、 K_{IC} に代わり、弾塑性破壊靱性値 J_{IC} を求め、この値から K_{IC} に換算する手法をとるのが一般的である。この手法で求められた K_{IC} は $K_{IC}(J)$ と表記されることがある。

構造材料の耐力と破壊靱性値は Fig. 2 に示すように一つの材料で同時に両者の高い値を望めない。材料の耐力を上げるように材料を改善すると、他方でその破壊靱性値が低下する。つまり、一つの材料で両者の高い値を満足するのは一般に困難である。しかしこれに甘んじていると核融合炉のコイルは実現しないので、これを凌駕することが開発の一つの目的であった。耐力と破壊靱性については材料開発の視点からは能動的に探究が可能なのに対して、次に述べる疲労特性とき裂伝播速度は材料の従属的なパラメータであり、当初からこれをターゲットにする開発はできない。

疲労破壊は繰返しの外力が加わることによって生ずる破壊で、繰返し数が 10^4 レベルまでを低サイクル疲労と呼びその上を高サイクル疲労と呼んでいる。材料に繰返し力を加えた時の疲労特性は、縦軸に応力の振幅値を取り、横軸に破壊した時の繰返し回数を取ったグラフで表記する。このグラフを疲労曲線（応力-破断回数曲線、S-N 曲線）と呼んでおり、実際の機器の作動範囲はこの曲線より十分低い場所で設計する。

き裂伝播速度は繰返し応力が加わった時のき裂長さの進展具合を示すものである。き裂の長さは、荷重と試料に付けたクリップ・ゲージで測定した開口変位の関係を求め、直線部分の傾きの逆数（コンプライアンス）から、き裂長さを計算することにより求める。き裂伝播速度は、き裂の進展の長さを繰返し数でプロットした曲線を作成し、この曲線の微分値として決定される。また、き裂伝播速度は作用した応力の振幅から計算される応力拡大係数の範囲と両対数グラフ上で直線となることが経験的に分かっており、これを Paris 則と呼んでいる。構造材料のき裂伝播速度と応力拡大係数の範囲との関係を示すグラフよりこの経験則の係数を求めて、設計では使用範囲の適性を検討する。

Table 1 材料の 4 つのパラメータの識別：静的な荷重と繰返し荷重、欠陥の存在の有無

Four parameters arranged to characterize the mechanical properties of materials on static and cyclic loads

設計手法	静的な荷重	繰返し荷重
欠陥を仮定しない設計	0.2% 耐力, 引張強さ	疲労 (S-N) 特性
欠陥を仮定した設計	破壊靱性値, K_{IC}	き裂伝播速度, da/dN

以上に記述した4つのパラメータをここで整理してみる。一方向の力による強度の測定の場合と繰返し力が加わる疲労特性の測定の場合は、初期欠陥を考えていないので材料力学の範囲である。これに対して初期欠陥の考えを取り入れその拡大による破壊を考える破壊力学の領域では、破壊靱性値とき裂伝播速度を取り入れ設計に適用する。破壊靱性値では一方向の負荷を考え、き裂伝播速度では繰返し力の負荷を考えている。これらを整理して **Table 1** として表示すると、材料評価の試験と設計を考える時に混乱を避けられる。

上記以外の材料の力学的パラメータの一つとしてシャルピー衝撃試験の吸収エネルギー値がある。これは或る重さのハンマーを持ち上げておきこれを落下させ試験材にぶつけ、材料が破壊するまでに吸収するエネルギー値を見るものである。考え方としては破壊靱性値に対応するものであるが物理量の次元としては全く異なる。この吸収エネルギー値の測定は比較的簡単で、利用されている場合も多い。例えば同じ材料で経年変化を見るには非常に有力な手段である。この例として、原子炉内の構成材の照射脆化による靱性劣化の観測が挙げられる。他に、材料の開発段階にお

いて荒い選別にも適している。しかし、ヘリウム温度でのシャルピー衝撃試験の吸収エネルギー値については、後に記すように条件をきちんと設定しにくいので材料の絶対的評価には向いていないという結論に至った。

4. 材料評価の設備

3.で説明した材料の機械的性質を 4 K で測定するために、**Table 2** に示す 3 台の試験機で構成される極低温構造材料試験装置が原子力機構に整備されている。その外観を **Fig. 3** に示す。引張試験機は、構造材料の引張特性（0.2%耐力、引張強さ、伸び、絞り）を測定するための装置であり、機械ねじ駆動型の試験機に真空断熱層を持つヘリウム容器（デュワー）と引張治具を取り付けたものである。疲労試験機は、構造材料の破壊靱性値（主として弾塑性破壊靱性値 J_{IC} ）、疲労特性（S-N 曲線）、疲労き裂進展速度（ da/dN ）を測定するための装置であり、これは油圧サーボ型の試験機に、デュワーと疲労治具を取り付けた構造である。液体ヘリウムは貴重で、極低温の状態を効率的に利用する必要があるので、1 回の冷却で複数本の試験ができるように工夫されている。つまり、ターレット・ディスクと呼ぶ回転円盤に複数本の試験片を取り付けて、1 本の試験終了後に液体ヘリウム中でターレット・ディスクを回転させて次の試験片に移動する。引張試験では最大 16 本、破壊靱性あるいは疲労き裂進展試験では最大 6 本の試験片の取り付けが可能である。さらに、室温から約 12 K の間で温度を可変できる引張試験機がある。この試験機は二つの真空層を有し、内側の真空層に液体ヘリウムで冷却した銅を置き、加えて、この真空層に充填したヘリウム・ガスの対流により試験片を冷却する。試験片の両端の治具部分には、温度計が取り付けられており、この温度計をモニターしながら、液体ヘリウムの流量を調整することで、試験片の温度を制御し、所定の温度での試験を実施する。

構造材料の開発を始めた 30 年前には、4K での破壊靱性試験はその技術も普及しておらず、試験規格もなかった。このため、破壊靱性試験とは次元が異なるが、予備試験と

Fig. 3 原子力機構に設置の極低温材料試験装置
View of three cryogenic test facilities for structural materials installed in JAEA.

Table 2 原子力機構に設置されている極低温構造材料試験装置の性能
Characteristics of cryogenic test facilities for structural materials installed in JAEA

	引張試験機	疲労試験機		温度可変引張試験機
最大荷重 (kN)	100	100	±50	100
試験機形式	機械ねじ駆動型	電気油圧サーボ駆動型		電気油圧サーボ駆動型
適用試験及び試験規格	引張試験 JIS Z 2277	弾塑性破壊靱性試験 JIS Z 2284	引張圧縮疲労試験 JIS Z 2283 き裂進展速特性試験 ASTME 647 準拠, 10Hz	引張試験 JIS Z 2277 準拠
試験温度	液体ヘリウム中 (4 K) 液体窒素中 (77 K) 大気中 (室温)	液体ヘリウム中 (4 K) 液体窒素中 (77 K) 大気中 (室温)		ヘリウム・ガス中 (12 K～室温)
極低温治具の特徴	ターレット・ディスクを 装備：試験片 16 本まで	ターレット・ディスクを装備：試験片 6 本まで (引張圧縮疲労試験を除く)		ヘリウム・ガス雰囲気 で中間温度の試験可能

してシャルピー衝撃試験を行っていた。4K でのシャルピー衝撃試験方法としては、真空断熱層を持つ小型ガラス容器に試験片を入れ、ここに液体ヘリウムを入れ、試験片を液体ヘリウムに漬けた状態のまま試験を行う方法と、試験片を発砲スチロールで巻き、液体ヘリウムを発砲スチロールの中に流し、温度が安定する一定時間経過後に試験する方法がある。前者は、試験前の温度は 4K に保持されるが試験片が浮いた状態で試験されるため、衝撃値の補正が必要である。これに対して、後者では試験片は液体ヘリウムに漬かっていないが、衝撃値の補正の必要はない。どちらの方法でも試験前の温度は 4K と仮に見なしても、衝撃エネルギーの吸収により比熱が小さくなっている試験片の温度は上昇するために、破壊瞬間における温度の定義は難しい。従って、低温におけるシャルピー衝撃試験の温度範囲としては、比熱が大きい室温から液体窒素の 77 K までという見方が固まった。この見解は後に記すように国際的な議論でも認知された。

5. 達成目標値の設定及び鉄鋼企業との共同開発

構造材料の開発を始めた当時は、極低温試験装置は普及しておらず、4K での強度評価を実施できる機関は限られており、鉄鋼メーカー単独での材料開発は難しい状況にあった。さらに、極低温用構造材料の開発では、4K で幾つかの物理量につき多数の試料の評価が必要不可欠であるが、設備と測定技術を考慮すると、代表的な測定機関が統一的に評価することが望まれた。このような状況の下、原研が 4K でのすべての評価を担当し、素材開発は鉄鋼メーカーが担当する戦略を構築した。さらに、複数の鉄鋼メーカーとの共同研究を進めることで、メーカー間の競争を促進し、潜在的な能力を引き出すことにより、効率的で、か

つ、実質的な開発を進めることが可能となる。このため、Fig. 4 に示すプロセスで開発を進めた。

原研は、原研の開発提案に賛同した鉄鋼メーカー 4 社〔(株)日本製鋼所、(株)神戸製鋼所、新日本製鐵(株)(現新日鐵住金(株))、及び川崎製鉄(株)(現 JFE スティール(株))〕と本戦略に基づき、共同研究を結び開発を進めた。原研が 1982 年に神戸で開催された国際低温工学・低温材料会議 (CEC9-ICMC) で、4K でのコイル容器の開発目標 (耐力 1,200 MPa 以上、破壊靱性値 200 MPa√m 以上) を初めて国際的に発表²⁾した時は、開発目標の高さに米国から開発の成功を危ぶまれた。しかし、この目標領域は、原研の英文略称 ‘JAERI’ を用いて JAERI-BOX (Fig. 2 参照) と国際的に名づけられて、その後の極低温構造材料開発の標準的な目標として広く使用された。開発項目と条件は、以下に示すとおりであるが、設定根拠に関しては、文献³⁾を参照されたい。

- (1) 0.2%耐力 $\geq 1,200 \text{ MPa}$ (4.2K)
- (2) 破壊靱性値 $\geq 200 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ (4.2K) (シャルピー吸収エネルギー $\geq 100 \text{ J}$ (4.2K))
- (3) 疲労特性: ステンレス 316 と同等以上 (4.2K)
- (4) 磁性: 磁性材料でも可 (非磁性材料が望ましい)
- (5) 耐食性: 耐錆性を有すること
- (6) その他: 溶接性、切削性、加工性等が良好であること

この開発において、100 鋼種以上の素材を試作・試験し選別し、その後工業的規模で製作・評価した結果、各社を代表する 5 鋼種の材料 (JJ1、JK2、JN1、JN2、JKA1) が将来の候補となった⁴⁾。これらの材料は、極低温での窒素の固溶強化による強度上昇を図り、ヘリウム温度の強度を室温の 3 倍程度まで高めたオーステナイト系ステンレス鋼である。窒素の固溶度を増すためクロムを多く含有する鋼種 (JN1、JKA1)、マンガンを多く含有する鋼種 (JJ1、JK2、JN2) に大別される。当時の良好な経済情勢もあるが、原研が主導して次のプロジェクトを明確にすることにより、鉄鋼メーカーの協力を得ることで、日本独自の極低温構造材料の開発を成功裡に進めることができた。ジャケット材の開発については、この容器材開発に引き続いて行われた。

6. 開発の初期から実験炉へ

6.1 コイル容器としての構造材料

1977 年に原研が参加した国際協力の LCT 計画 (Large Coil Task)⁵⁾は超伝導の TF コイル開発の第一歩であった。最大磁場は 8T であったが、これによって核融合炉用超伝導コイルの開発が世界で同時に着手された。このプロジェクトは数多くの開発項目に刺激を与え、コイル容器とジャ

Fig. 4 極低温構造材料の開発過程：原子力機構と鉄鋼メーカーの役割分担

Development procedure of cryogenic structural materials and role sharing between JAEA and steel industries.

ケットの構造材料への第一歩もその一つである。同じ時期に米国独自の計画としてミラー型核融合装置 MFTF の超伝導コイルの製作が行われた。複雑な形状のコイルの構造材料について評価試験が行われ、LCT 計画との意見交換が行われる等、多くの足跡を残したが、コイルの試運転直後にプロジェクトが閉鎖された。そのために後の進展がなかったことは残念である。

LCT 計画の発足当初では、液体ヘリウム温度における鉄鋼材料の力学的特性のデータは世界で殆どなかった。LCT 計画の基本仕様ではコイル容器材はステンレス 304 あるいは 316 と指定されていた。この目的のために、米国が 4 K での 304 の耐力と破壊靱性値の特性をグラフに示し、構造物の性能の重要性を指摘した。日本国内の標準的なステンレス鋼についてもこの温度におけるデータが皆無であったので、原研は早々に評価試験装置を準備して 304 の評価を開始した。そして日本の LCT コイルに採用する鋼材を鉄鋼企業と協力して開発した。その結果、窒素の含有率 0.14% の 304LN が 4 K で、耐力 830 MPa で破壊靱性値 $250 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を満足することがわかった。コイル容器に加わる最大応力値は計算では 650 MPa である。この材料の鍛造品を使用した日本のコイルは、米国における LCT コイルのあらゆる実験条件を満たすことができた。このプロジェクトの終りに近づくころ、原研では次のステップである実験炉の設計を開始していた。その最大磁場は 13 T で TF コイルの利用空間も大きく、超伝導材料も構造材料も大幅な技術開発なしにはその実現が不可能であることが明白であった。そこで TF コイル容器と支持構造材料のために、先に記した JAERI-BOX を目標にメーカーとの共同開発に拍車をかけた。その結果として、海外から到達不可能といわれた JAERI-BOX の領域に入る鋼材の利用が可能になった。その中から製作性、加工性、溶接性、コストの条件を鑑みて今日の ITER の TF コイル容器に適用するものが選ばれている。それらは JJ1 及び 316LN である。ITER の TF コイルは形状も大きく容器に応力分布がある。この分布に対応する区分けを行い、コストと加工性からこの区分けに対応した鋼種の使用が決まっている。これまでの実績に従って、コイル容器の鋼材は全量を日本が製造する ITER の製作協定になっている。

6.2 強制冷凍型導体のジャケットとしての構造材料

ジャケットの肉厚と形状という点から ITER 実機の TF 導体と CS 導体を見ると、異なった点がある。TF 導体の外形は円で、先に記したようにラジアル・プレート（溝の中に一本ずつはめ込む。このプレートによって巻線部の剛性を上げた分、TF 導体ジャケットは薄肉で間に合う。他方、CS コイルはパルス動作なので、渦電流を回避するためこのようなプレートの適用は不可能であり、CS 導体には外形が四角の肉厚ジャケットを用いざるを得ない。TF ジャケットでは薄肉のため材料の強度に注視すれば十分に

ある。CS ジャケットは厚肉であり、破壊様式を考慮すると破壊靱性値の考慮が必要となる。このようにこの二つの鋼材の設計における注目点は同じではない。両者の ITER 以前の開発は各々のプロジェクトの経緯によって次のように別個に進んだ。

TF 導体のジャケット材料開発の歩みは次の様である。1970 年代末に米国 LCT コイルの一つは超伝導材料として Nb_3Sn を使用して、強制冷凍型導体を採用した。早々に直面したのはジャケット材料が受ける本来目的としない熱処理条件である。米国はこれに耐えるために、このジャケット材料に高マンガン系の Nitronic40 を採用したが、熱処理による靱性劣化による困難が生じ、材料を二転三転させた後にニッケル 30% の JBK75 を採用した。この米国の LCT コイルは当初の目的を達成できたが、強制冷凍型導体での Nb_3Sn とジャケット材料の難しさを提示した。当時日本の LCT コイルでは、NbTi による浸漬冷凍型導体を採用したので、この問題には直面しなかった。その後に核融合炉のコイルでは Nb_3Sn と強制冷凍型導体を全面的に取り入れることになった。その状況で ITER 工学 R&D の協定の下、欧州が TF モデル・コイル³⁾を担当した。当初そのジャケット材料としてニッケルを 40% 含むインコロイ 908 を考えていたが、この材料には課題が多かった。このため他のジャケット材料の提案や試作があった。その中には純チタンも見られたが、強度と製作上の問題等で実機には適用にならなかった。その後にステンレス 316LN の炭素と窒素の適切な含有量によって熱処理に耐えられることも分かったので、TF モデル・コイル導体のジャケット材料を変更して 316LN を使用し目的を達成した。更にその後、日本における研究成果も波及して、ITER 実機の TF ジャケット材料には 316LN を使用することが決まっている。

CS 導体のジャケット材料の開発は上記と異なった道を歩んだ。LCT 計画の終り頃に原研での強制冷凍型 Nb_3Sn 導体を用いたパルス運転コイルの開発は、CS コイルの先行した開発を目的として国内プロジェクトとして立ち上がった。1986 年に開始したこのプロジェクトは DPC 計画⁶⁾と呼ばれ、直径 1 m の空間にパルスで 8 T を発生することが最終目標であった。それまでに鉄鋼メーカーと共同開発した幾つかの新しい構造材料をこのプロジェクトの構造物として積極的に取り入れた。その中で代表的なものがジャケット材料の JK1⁷⁾であり、大型導体の熱処理条件下でもその機械特性を十分に満足した。この鋼材による導体で 6.7 T まで 1 秒で立ち上げることを達成したのは 1991 年である。次の原研のステップは ITER 工学 R&D 協定として実施した CS モデル・コイルである。これは直径 2 m の空間に 13 T まで 6 秒で立ち上げるのが達成目標であった。CS モデル・コイルでは、米国提案によるステンレスの締付けボルトとジャケット材料との熱収縮率の差によってコイルを締め付けるアイデアを受け入れて、米国製のインコロイ

908 を採用した。この材料では熱処理によるひび割れが生じ大きな問題となったが、知恵と工夫⁸⁾によりこれを克服して 2000 年に CS モデル・コイルのパルス動作で 13 T の達成に成功⁹⁾した。しかし、インコロイ 908 は素材費が高く取扱いがデリケートなので、結局 ITER 実機の CS 導体ジャケットには不適当と判断された。これは欧州における TF モデル・コイルのジャケット材の変更と符号する。他方、日本が先に DPC 計画用に開発した JK1 は熱収縮率の点から不適当であった。一方、原研が鉄鋼メーカーと共同で開発した JK2⁴⁾が、インコロイと類似の熱収縮率と疲労進展特性を有することが判明した。これを受けて、熱処理後の靱性劣化を防止するため少量のボロンを添加するとともに、炭素の低減を図った改良型 JK2 として、JK2LB を開発した¹⁰⁾。この JK2LB はジャケット材料として最適であることから、ITER の仕様に合わせた窒素含有量の最適化を実施し、ITER 実機の CS 導体ジャケット材料として決定した。

7. 液体ヘリウム温度における材料試験の標準化

材料試験の標準化は、試験片の幾何学的条件の統一と荷重の物理的条件の統一にある。この統一がないと、材料個々の比較が不可能である。この作業は次に記すような国際的な協調によって大いに進歩した。

米国エネルギー省は核融合炉に向けて日本の極低温構造材料の開発とその評価活動に注目して、二国間でのワークショップと人員派遣協定を提案してきた。標準化の前段としては、1984 年から 1994 年の間に数回行われた日米核融合ワークショップ「極低温構造材料と設計基準 (Workshop on Low Temperature Structural Materials and Standards)」による活動がある。その間に米国 NBS (現 NIST) の研究者が原研に長期滞在するとともに、日米の研究機関、大学を中心に液体ヘリウム温度での引張試験、及び破壊靱性試験のラウンド・ロビン試験を実施した¹¹⁾。ラウンド・ロビンとは、同じ材料を用いて、各々の装置、試験条件で試験を行い、装置、試験条件による差異の評価を行うことである。つまり、それぞれで開発した材料を交換して測定結果を議論する有意義な作業であった。その頃、米国は 4 K での引張試験方法を ASTM (American Standard of Testing Material) として規格化する準備を進めていた。これ見て原研は当時の工業技術院に連絡を取り、この活動で得られた標準的な試験方法を国内の JIS 規格とするよう働きかけた。原研の職員がこの規格を策定する委員会のメンバーに加わり、この結果として、その 4 K での引張試験規格が発行された¹²⁾。米国では同じ頃に、その規格が ASTM E 1450 として発行された。この引張試験の標準試験片は、当時原研が使用していた直径 7 mm に対応する寸法となっている。ASTM でもこのサイズを標準試験片として採用しており、ASTM の室温規格にもない試験片が

採用されたことは、日本が先導していたことを示している。さらに、原研、MIT、NBS の三者の協力で液体ヘリウム温度におけるシャルピー衝撃試験についても研究調査し、液体窒素温度 (77 K) が適用限界であることを示したのもこの活動の一環である¹³⁾。

標準化の後段である 1994 年から 1998 年の国内活動では、破壊靱性試験方法について、日米協力で作成した規格案を基に日本独自の活動として JIS 規格化を進めた。この活動により、破壊靱性試験方法が規格化された¹⁴⁾。さらに、この活動では疲労試験の規格化も実施された¹⁵⁾。この二つの規格に対応する ASTM 規格は今現在見当たらない。その他、ドイツのカールスルーエ研究所とも同じ材料を用いた試験による相互確認を行い、標準化を深める活動を行った。

8. 設計基準の設定

超伝導コイルの構造設計で使用する設計基準は、構造材料の開発と並んで非常に重要である。特に、新しく開発した高強度材料では、4 K での降伏比 (0.2%耐力と引張強さの比) が大きくなり、従来の設計基準では合理的な設計ができない。このため、原研は独自の基準として、0.2%耐力の 2/3 と引張強さの 1/2 の低い値で許容応力を設定することが、合理的な超伝導コイルの設計に結びつくことを提案¹⁶⁾するとともに、DPC 計画及び CS モデル・コイル計画では、この基準によりコイルを設計製作することで実績を整えた。その後、日本機械学会に設置された核融合専門委員会で、日本が調達する ITER 超伝導コイルの構造物についての規格を策定することが 2006 年に決定され、設計基準に関しても協議された。超伝導コイルは、塑性域では超伝導状態を維持できず、主荷重の電磁力も働かない等、引張強さに対する安全係数を通常の压力容器より下げても十分な安全を確保できることから、従来原研が主張してきた 0.2%耐力の 2/3 と引張強さの 1/2 の低い値で許容応力を求めることが妥当と判断され、規格として規定された。

この規格は、機械学会から 2008 年に和文として発行され、その英訳版も 2010 年に出版された¹⁷⁾。この規格は、米国との共同開発の経緯から、ASME コードを多数引用しているが、材料規程は日本独自の考えに基づくもので世界に類を見ない先進的な規程となっており、原子力機構が長年にわたって蓄積した材料開発、評価分野での経験が活かされている。

9. おわりに

核融合実験炉用超伝導コイルの構造材料の開発がたどってきた歩みの全貌を述べた。13 T の磁場が全く手中に無い時代から、核融合実験炉を実現させるためには、超伝導材料の性能向上のみでなく構造材料の開発にも同様に力を入れてきた。材料として、溶接材料と溶接性、鍛造品と圧

延品、加工性等も選別の選定の条件であり実際の作業も行われている。本文では煩雑になるので記述を控えた。

鉄鋼は重厚長大な分野と見られているが、その中にあってここに記した様な未踏分野が存在しており、その開発の成果を示すことができる。経済や産業とは別個に、未踏分野に挑戦することも一つの文化として見ることは重要と思う。目標値の設定と評価試験を行い、メーカーとの材料開発を進めつつ、試験規格を確立し、設計基準も決めてゆく手法を取った。ここに記した手法が今後の類似のプロジェクトの参考になれば幸甚に思う。

継続して開発してきた 30 年は途中で紆余曲折があったが、今日の実験炉の様子をみると有意義であったことが分かる。その間に日本の技術的見解と開発が指導的立場になった。組織は原研から原子力機構へと移行したが、夫々の時代にご指導、ご鞭撻いただいた歴代の上司に心から御礼いたします。協力して作業を行ってきたスタッフを代表して本文を記述しましたが、その努力の結果で今日に至ったことを改めて記します。鋼材の開発では共同研究協定を結んだ鉄鋼メーカーには、原研による極低温でのデータと議論に基づき、直ちに次のステップに進んでいただきました。このような協力のもとに今日の成果があり、共同研究を進めたこれら複数の鉄鋼メーカーに感謝いたします。

本文をまとめるに当たって、原子力機構の森正博核融合研究開発部門長、多田栄介副部門長にご指導いただきました。ここに感謝の意を表します。

参 考 文 献

- 1) ITER 工学設計、プラズマ・核融合学会誌、第 78 巻増刊 (2002)
- 2) K. Yoshida, et al.: "Development of cryogenic structural materials for tokamak reactor", Austenitic Steels at Low Temperatures, Plenum Press, New York (1983) 29-39
- 3) 中嶋秀夫、島本 進: 「核融合実験炉用超電導コイル構造材料の開発」、日本原子力学会誌 **27** (1985) 9-14
- 4) H. Nakajima, K. Yoshida and S. Shimamoto: "Development of new cryogenic steels for the superconducting magnets of the fusion experimental reactor", ISIJ International **30** (1990) 567-578
- 5) 島本 進: 「超電導トロイダル・コイル開発の国際協力 "LCT 計画" の展開と成果」、低温工学 **24** (1989) 135
- 6) 辻 博史、他: 「核融合装置用超電導ボロイダル・コイルの開発」、日本原子力学会誌 **30** (1988) 851
- 7) H. Nakajima, et al.: "Tensile properties of new cryogenic steels as conduit materials of forced flow superconductors at 4 K", Advances in Cryogenic Engineering Materials **34** (1988) 173-181
- 8) T. Kato, et al.: "Avoidance method study for SAFBO cracking during heat treatment of a ITER CS model coil conductor using Incoloy 908 jacket," Advances in Cryogenic Engineering Materials **44** (1998) 9-15

- 9) 特集号「ITER-CS モデル・コイルと CS インサート・コイルの実験結果」、低温工学 **36** (No.6) (2001) {解説 2、論文 9}
- 10) H. Nakajima, K. Hamada, K. Takano, K. Okuno and N. Fujitsuna: "Development of low carbon and boron added 22Mn - 13Cr - 9Ni - 1Mo - 0.24N steel (JK2LB) for jacket which undergoes Nb3Sn heat treatment", IEEE Trans. Appl. Supercond. **14** (2004) 1145-1148
- 11) H. Nakajima, et al.: "Interlaboratory tension and fracture toughness test results for CSUS-JN1 (Fe-25Cr-15Ni-0.35N) austenitic stainless steel at 4 K", Advances in Cryogenic Engineering Materials **36** (1990) 1069-1076
- 12) JIS Z 2277 (1990) 液体ヘリウム中における金属材料の引張試験方法
- 13) H. Nakajima, et al.: "The Charpy impact test as an evaluation of 4 K fracture toughness", Advances in Cryogenic Engineering (Materials) **38** (1992) 207-215
- 14) JIS Z 2284 (1998) 液体ヘリウム中における金属材料の弾塑性破壊じん(靱)性試験方法
- 15) JIS Z 2283 (1998) 液体ヘリウム中における金属材料の低サイクル疲労試験方法
- 16) 中嶋秀夫、吉田 清、島本 進: 「極低温構造材料の開発と構造設計基準 一核融合炉用超電導コイルを中心として一」、低温工学 **21** (1986) 197-204
- 17) 日本機械学会: 核融合設備規格 超伝導マグネット構造規格 (2008 年版)

島 本 進

1938 年生。1961 年東北大学卒業。電気試験所、フランス・サクレ原子力センター、日本原子力研究所核融合那珂研究所で超伝導・核融合炉技術の開発に従事。1997 年東北大学教授。その後、日本原子力研究開発機構研究嘱託、成蹊大学理工学部講師。科学技術庁長官賞等受賞、電気学会会員。

中 嶋 秀 夫

1956 年 1 月生。1981 年日本原子力研究所に入所。入所以来、大型超伝導コイル、極低温用構造材料、及び極低温材料試験・評価技術の研究開発に従事。現在、日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門で、ITER TF コイル構造物の調達、規格・基準の整備等に従事。低温工学・超電導学会、日本機械学会、日本鉄鋼協会、日本保全学会会員。

高 橋 良 和

1952 年生。1980 年日本原子力研究所に入所。大型超伝導コイル、超伝導導体及びそれらの性能試験・評価の研究開発に従事。現在、日本原子力研究開発機構(嘱託)で、ITER 超伝導導体の調達に従事。低温工学・超電導学会、電気学会、物理学会、プラズマ核融合学会会員。理学博士。