

原型炉超伝導コイルワーキンググループ 報告書

Working group report on Superconducting Magnet for fusion DEMO

原型炉設計合同特別チーム

Joint Special Design Team for Fusion DEMO

国立研究開発法人 量子科学技術研究開発機構

National Institutes for

Quantum and Radiological Science and Technology

原型炉超伝導コイルワーキンググループ

報告書

原型炉設計合同特別チーム

目次

1. はじめに	1
1.1 原型炉超伝導コイル WG の設置と活動概要	1
1.2 活動目的と計画・内容	1
2. 原型炉超伝導コイル概念設計	3
2.1 超伝導コイルシステム	3
2.2 炉心プラズマにおける要求磁場精度	10
2.3 超伝導コイルの保守・故障時の対応策	12
3. 超伝導コイル製作の技術進展と原型炉用超伝導コイルへの課題	18
3.1 ITER TF コイルの製作と課題	18
3.2 原型炉に向けた課題と解決の方向性	22
4. 超伝導材料の開発の現状と原型炉に向けた課題	24
4.1 Nb ₃ Sn	24
4.2 Nb ₃ Al	29
4.3 原型炉用超伝導導体の方針と課題	37
4.4 高温超伝導線材・導体・コイル	39
5. 極低温高強度構造材料の開発の現状と原型炉への見通し	50
5.1 はじめに	50
5.2 極低温構造材料の開発の現状 ～ JAERI ボックス ～	51
5.3 窒素と炭素の機械的性質に及ぼす影響	53
5.4 窒素溶解度と合金元素の関係	53
5.5 圧延材と鍛造材の機械的性質の違い	54
5.6 今後の極低温構造材料開発における課題	55
6. 超伝導線材・超伝導コイル用絶縁材の耐放射線性能の現状と原型炉への見通し	57
6.1 超伝導線材・絶縁材の耐放射線性能の現状[6-1]	57
6.2 超伝導線材・絶縁材の原型炉に向けた開発課題と解決に向けた見通し	65
7. 原型炉用超伝導コイルの開発計画（案）	67
7.1 原型炉用超伝導コイルの開発課題	67
7.2 超伝導コイル用試験項目と設備規模	68
7.3 原型炉用超伝導コイルの開発方針	70
8. まとめ	71

1. はじめに

1.1 原型炉超伝導コイルWGの設置と活動概要

「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム報告書」において、超伝導コイル開発における緊急の課題として、原型炉設計合同特別チーム(以下、特別チーム)の体制を強化し、超伝導コイルシステム概念設計の基本設計にも着手することが示されている。また、2015 年前半に特別チーム活動の一環で実施された BA 設計レビュー活動においても、原型炉超伝導コイル概念構築のために設計強度、大型コイルの製作性、超伝導線材の選択などを最優先課題として取り組むべきとの指摘を受けた。これらの指摘を受け、これら重要かつ幅広い検討課題に対応すべく特別チーム内外の専門家による「原型炉超伝導コイルワーキンググループ(以下、超伝導 WG)」(主査：日渡良爾(特別チーム・システム設計グループ・グループリーダー))を 2015 年 11 月に設置し、活動を開始した。

1.2 活動目的と計画・内容

超伝導 WG では、原型炉用超伝導コイルの基本概念の構築ならびに今後の開発方針の策定（コアチーム報告書チャートによると 2017 年を想定）を目的に、BA 設計レビューにおいて指摘された原型炉用超伝導コイルの主要課題項目を中心に各専門家から情報提供を受け検討を進めた。WG 構成メンバーを下記に示す。WG メンバーは量研機構や核融合研だけでなく、物材機構や大学、メーカーの専門家からなり、専門分野も超伝導線材やコイル製作に加え、低温鋼材料や炉心プラズマを含む幅広い構成になっている。

超伝導 WG 構成メンバー：

日渡良爾(主査)
宇藤裕康(幹事)
小泉徳潔、辺見努、井手俊介、坂本宜照（以上、量研）
今川信作、柳長門（以上、NIFS）
伴野信哉、小野嘉則（以上、NIMS）、
淡路智（東北大）
雨宮尚之（京大）
長谷川満（三菱電機）
坂成人（三菱重工）
伊藤保之（東芝）

表 1-1 に本 WG で中心的に議論した課題項目を示す。表中には、本課題に対応する合同コアチームチャートと、情報提供者名を合わせて記述している。

表 1-1 超伝導 WG での検討項目

コアチームチャート 対応項目	検討項目	情報提供者
1.1.1 概念設計 (1.1.9 製作技術開発)	① 原型炉超伝導コイル概念設計	宇藤 (QST)
	② 炉心プラズマからの要求磁場精度	井手 (QST)
	③ 超伝導コイルの保守・故障時の対応策	西村 (NIFS)
	④ JT-60SA・ITERにおける超伝導コイル製作の技術進展と 原型炉用超伝導コイル(大型コイル製作)への課題・提案	小泉 (QST)
1.1.3 開発方針策定 (1.1.5 導体の高度化)	⑤ 原型炉用導体・コイル大型試験設備の計画検討	今川 (NIFS)
1.1.4. 超伝導材料	⑥ Nb ₃ Sn線材の開発進展と将来性	淡路 (東北大)
	⑦ Nb ₃ Al線材の開発進展と大型コイル製作(長尺化など)への 技術課題	伴野 (NIMS)
	⑧ 高温超伝導線材(ReBCO)の開発進展と将来性	雨宮、柳 (京大)、(NIFS)
1.1.6 構造材料 (高強度材料開発)	⑨ 低温高強度構造材開発の現状と原型炉への見通し	小野 (NIMS)
1.1.7 絶縁材料	⑩ 超伝導線材・超伝導コイル用絶縁材の耐放射化性能の現 状と原型炉への見通し	辺見 (QST)

表 1-2 に示すように超伝導 WG 会合として計 6 回開催し、主要な検討課題について情報の取り纏めおよび議論を行った。本報告書は特別チームでの原型炉超伝導コイルの設計仕様・基本設計(コアチームチャートでは 2017 年策定期限)の根拠とすると共に、開発方針策定(コアチームチャートでは 2017 年検討開始)の出発点とし、開発を加速する必要がある項目については、文科省に設置されている原型炉開発総合戦略タスクフォースへ提案される予定である。

表 1-2 超伝導 WG 会合での主な議題と会合日程

	主な議題	会合日	会合場所
第1回	・趣旨説明・今後の計画 ・原型炉超伝導コイル概念設計	11/6	東京
第2回	・炉心プラズマからの要求磁場精度 ・JT-60SA・ITERにおける超伝導コイル製作の技術進展 と原型炉用超伝導コイルへの課題・提案 ・超伝導線材・超伝導コイル用絶縁材の耐放射化性能の現 状と原型炉への見通し ・超伝導コイルの保守・故障時の対応策 ・原型炉用導体・コイル大型試験設備の計画検討	12/18	東京
第3回	・Nb ₃ Al線材の開発進展と技術課題 ・高温超伝導線材(ReBCO)の開発進展と将来性-1 ・低温高強度構造材開発の現状と原型炉への見通し	1/29	東京
第4回	・Nb ₃ Sn線材の開発進展と将来性 ・高温超伝導線材(ReBCO)の開発進展と将来性-2	3/18	東京
第5回	・超伝導コイル製作コスト ・原型炉超伝導コイル開発計画 ・報告書内容及び取り纏め方針の確認	4/18	東京
第6回	・報告書案の概要確認 ・原型炉超伝導コイル開発の時系列計画 ・今後の協議	5/27	六ヶ所

本報告書では、表 1-1 に示した WG での課題項目を基本構成に、第 2 章に原型炉超伝導コイル概念設計として現状の超伝導コイルシステムの概要と炉心プラズマにおける要求磁場精度、超伝導コイルの保守・故障時の対応策、第 3 章に ITER における超伝導コイル製作の技術進展と原型炉用超伝導コイルへの課題、第 4 章に各超伝導材料の開発の現状と原型炉に向けた課題、第 5 章に低温高強度構造材開発の現状と原型炉への見通し、第 6 章に超伝導線材及び超伝導コイル用絶縁材の耐放射化性能の現状と原型炉への見通し、第 7 章に原型炉用超伝導コイルの開発計画案を示し、第 8 章にまとめとして本 WG 活動をふまえた原型炉超伝導コイルシステムの設計方針を示す。

2. 原型炉超伝導コイル概念設計

2.1 超伝導コイルシステム

原型炉用超伝導マグネットに関して、ITER からの技術的飛躍が最小限となるよう ITER 超伝導マグネット仕様を出発点として検討中である。原型炉の超伝導マグネットシステムは、16 個のトロイダル磁場(TF)コイル、6つのモジュールからなる中心ソレノイド(CS)と 8 個のポロイダル磁場(PF)コイルにより構成される(図 2.1-1)。

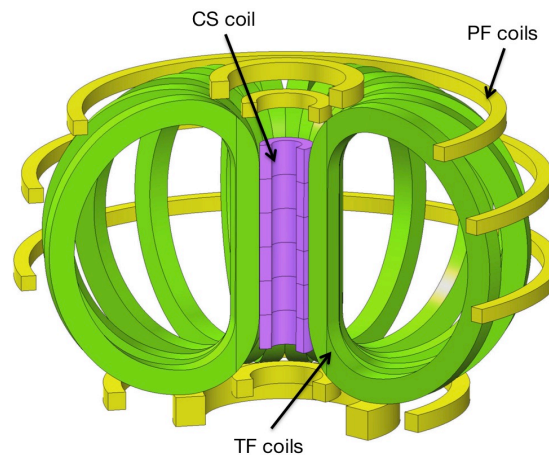


図 2.1-1 原型炉超伝導コイルの概念図

2.1.1 TF コイル基本設計

TF コイルは ITER-TF コイルの構成を基本とし超伝導コイル設計コードを用いて設計パラメータを検討している。設計コードを用いたシステム解析では、供給磁束を十分確保する場合は CS 径の増加に伴い炉全体が大型化(プラズマ大半径 $R_p \sim 8\text{ m}$)し、同じコイル厚では磁気エネルギーの増大に伴う構造材割合の増加によって最大磁場 B_{Tmax} が減少し、低温鋼の高強度化(耐力の増大)による寄与が大きいことが明らかになった(図 2.1-2)。これらの結果を踏まえ、原型炉用 TF コイルとして表 2.1-1 に示すような仕様を検討中である。設計応力として 800 MPa を想定し、超伝導線材は ITER と同様に Nb_3Sn 、 B_{Tmax} は 13 T 程度である。炉の大型化に伴い磁気エネルギーは ITER の約 4 倍、コイル寸法は ITER の約 1.5 倍となっており、コイル構造として ITER 同様にダブルパンケーキ状に巻線した円形断面のケーブルインコンジット(CIC)導体導体を、溝列を施したラジアルプレート(RP)内に挿入する RP 方式を仮定していることから(図 2.1-3 参照)、原型炉に向けた TF コイル開発では特に巻線精度を含めた大型コイルの成立性が重要な課題である。

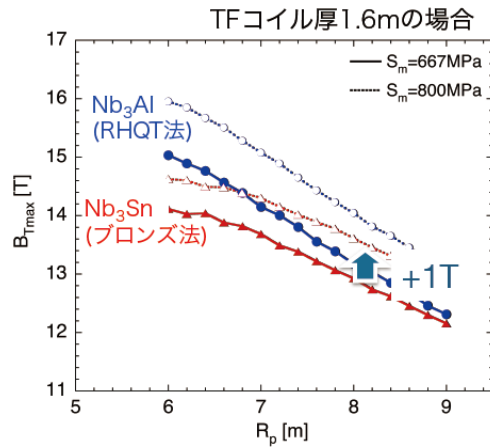


図 2.1-2 最大磁場強度のプラズマ寸法及び超伝導線材(Nb_3Sn , Nb_3Al)、設計応力依存性

表 2.1-1 ITER と BA 原型炉での TF コイル諸元表

パラメータ	ITER [2.1-1]	DEMO
超伝導線材	Nb_3Sn	Nb_3Sn
最大磁場強度	11.8T	13.7T
TF コイル本数	18	16
全起磁力	164MAT	230MAT
導体電流値	68kA	63kA
TF コイル 1 本当たりのターン数	134	228
設計応力(耐力)	667MPa(1000MPa)	800MPa(1200MPa)
インダクタンス	0.98H	3.75H
全磁気エネルギー	41GJ	149GJ
TF コイルの水平方向ボア(中心)	9m	14m
TF コイルの垂直方向ボア(中心)	14m	20m
1 ターン当たりの平均導体長	35m	52m

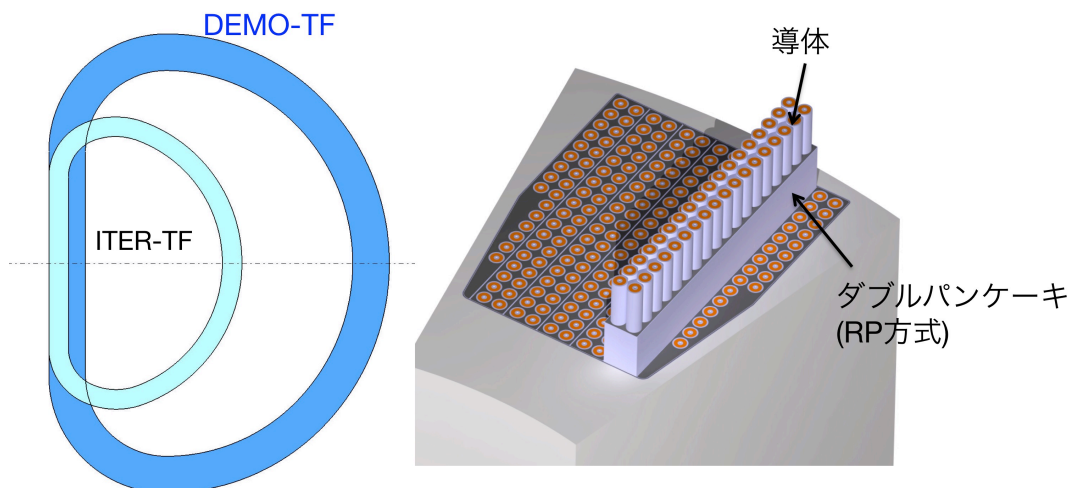


図 2.1-3 ITER TF コイルの構造図

(1) RP 方式での巻線製作精度緩和策の検討

TF コイルの巻線方式には、コンジットに収納された矩形導体をダブルパンケーキ状に直接巻く方式と RP 巻線方式とがある。前者の矩形導体巻線方式では、ターン絶縁が CIC 導体の外側に位置し、累積的な電磁力下で導体同士が直接接触するため、その健全性が喪失されることへの懸念が生じる。ITER ではターン絶縁の健全性確保のために RP 巻線方式が採用された。しかしながら RP 巻線方式の採用は、形状が複雑な RP を製作しなければならない上、巻線・熱処理後に RP 溝内に導体を挿入するため高い巻線精度が要求されることから、TF コイル製作上の技術難度およびコストの増加を招く。巻線精度は与えられた導体と RP 溝壁とのクリアランスで定められ、クリアランスを増大できれば巻線精度を緩められる。特に原型炉では TF コイルの導体周長が ITER のおよそ 1.6 倍になるため、ITER と同じクリアランスで巻線すると、格段に高い精度が要求されることになる。本検討では想定される原型炉用の TF コイルに対して、導体-RP 溝壁間のクリアランスと導体-RP 周長誤差/周長比で表される導体挿入裕度との関係を求めた上で、与えられたクリアランスに対して電流中心線(CCL)位置の確率密度分布を推定し、TF コイルの誤差磁場の大きさを評価した。

RP 内のダブルパンケーキ導体の全長に対する誤差長 ΔL は次式で与えられる。

$$\Delta L = \sum_{i=1}^n (\Delta_{Ci} + \Delta_{RPi} + \Delta_{Ti})$$

ここで、 n は RP 内の導体数、 Δ_{Ci} は i 番目の導体の熱処理後の計測誤差、 Δ_{RPi} は RP 製作工程（セクター溶接など）に関する誤差であり、 Δ_{Ti} は熱処理による導体の伸縮の中心からのばらつきを示している。 $|\Delta_{Ci}|$ と $|\Delta_{RPi}|$ はそれぞれ 40ppm、50ppm と見積られている。また $|\Delta_{Ti}|$ は ITER-TF コイル製作における実績によると、50ppm と評価されている。この内、 $|\Delta_{Ti}|$ は RP の 1/4 セクター間溶接時に挿入されるスペーサで吸収されるべきものとされている。また誤差長 $|\Delta_{Ci}| + |\Delta_{RPi}|$ は RP 溝壁と導体とのクリアランスによって吸収される。ITER の場合は、図 2.1-4 に示すように内側クリアランス $\Delta_{IB} = 1.5\text{mm}$ 、外側クリアランス $\Delta_{OB} = 1.0\text{mm}$ である。図 2.1-5 に RP 周長調整変分に対する導体挿入裕度の計算結果を示す。 $\Delta_{IB} = 1.5\text{mm}$ 、 $\Delta_{OB} = 1.7\text{mm}$ の場合、導体の巻線挿入裕度は ITER と同様になり、仮に誤差磁場の観点から $\Delta_{IB} = 1.75\text{mm}$ 、 $\Delta_{OB} = 2.0\text{mm}$ まで許容される場合、大型 TF コイルの巻線製作上の難易度は緩和されることが明らかになった。

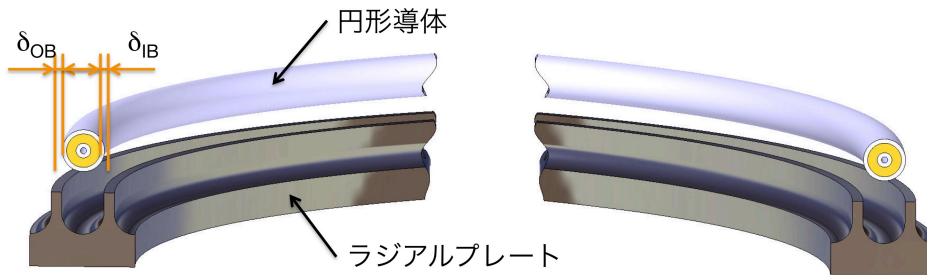


図 2.1-4 RP 方式における導体-RP 溝壁間のクリアランスの定義

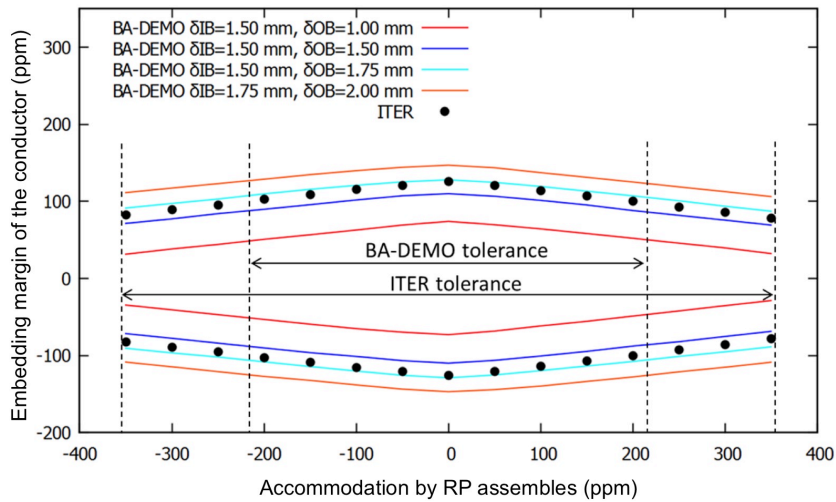


図 2.1-5 RP 周長調整変分に対する導体挿入裕度の関係

内脚部以外の TF コイル厚は、炉の概念検討段階においてはラジアルビルドにほとんど影響を与えないため、クリアランス増加に伴うコイル厚の増大は問題ないが、導体挿入裕度を増加させ巻線精度を緩和した場合には、想定される電流中心線(CCL)位置の変位幅が大きくなり TF コイルの生成する磁場の誤差が増大する。そこで、与えられたクリアランスに対して CCL 位置の確率分布を推定し、TF コイルの誤差磁場の大きさを評価した。図 2.1-6 に TF コイル赤道面内誤差磁場の標準偏差(StD)と磁場強度との比の計算結果を示す。その結果、TF コイルの CCL に相関がなければ、アウトボード側クリアランスを ITER の 2 倍($\Delta_{OB} = 2.0\text{mm}$)程度としても、誤差磁場の標準偏差は 10^{-6} オーダであると評価され、誤差磁場の絶対値も地磁気程度であることが判った。本評価では、確立分布での評価のみであるため、巻線やコイル設置精度の影響を定量的に明らかにするために JT-60SA での評価解析コードを用いた評価を今後行う必要があるが、RP 溝への導体挿入裕度を ITER より大きくした場合でもその影響は小さいと考えられる。

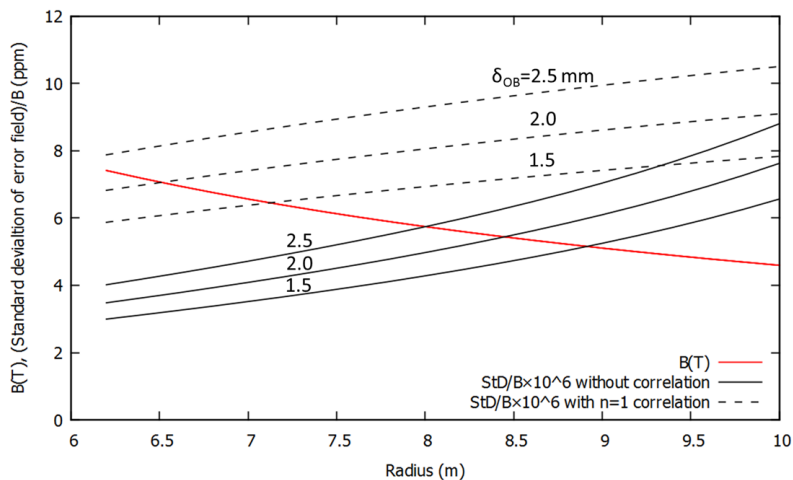


図 2.1-6 TF コイル赤道面内誤差磁場の標準偏差(StD)と磁場強度との比

(2) RP 方式以外の TF コイル巻線方式の検討

上記で述べたように、ITER-TF コイルの導体巻線に採用されている RP 方式は、複雑な形状を有する RP を製作するために高コストとなる上、ダブルパンケーキ(DP)状に予め巻線された導体を RP の

溝に挿入しなければならないため、高い巻線精度が要求される問題がある。一方 CS コイルのように矩形コンジットで保護された導体を直接巻く場合には、基本的にはそのような制約はない。しかしながら RP 方式と異なって、矩形導体の周囲を取り巻く絶縁材(ターン絶縁)に累積的な電磁力が加わるため、その健全性が問われることになる。ITER で RP 巻線方式が採られた主な理由はこの問題を回避することであった[2.1-2]。こうした問題に鑑み、ここでは TF コイル巻線方式として、既存の巻線方法に関して RP 方式以外の想定される矩形導体の各種巻線方式に対して、応力評価に基づく発生可能磁場強度、巻線精度について評価した。

既存の TF コイルの巻線方式として下記の候補が考えられる。

- ①ラジアルプレートを用いたダブルパンケーキ巻線方式(RP)
- ②矩形導体のダブルレイヤー巻線方式(DL)
- ③矩形導体のダブルパンケーキ巻線方式(DP)
- ④2重コンジット矩形導体のダブルパンケーキ巻線方式(DC-DP)

応力評価に基づく発生可能磁場強度については、②矩形導体レイヤー巻線方式において巻線部を分割した場合、少なくとも低磁場側の巻線部の応力については、分割しない場合と比べて著しい低減効果は見られなかった。巻線部を分割しても電磁力総和が、繋がっているコイルケース全体に向心力として作用し、ウエッジを介して巻線部に同レベルの周方向(トロイダル方向)応力を発生させるからである。巻線部を分割することにより電流のグレーディングによる磁場強度の増加も応力を考慮すると見込めない。③矩形導体の DP 巻線方式、④2重コンジット矩形導体のダブルパンケーキ巻線方式においても RP 方式と構造が近いいため簡易応力評価結果と大きな相違がないとして比較すれば、発生可能なプラズマ中心での磁場は 5.73T で、RP 方式と同程度である。巻線精度に関する評価については、図 2.1-7 に示すように、②レイヤー巻の場合、ダブルレイヤー(DL)を単位に巻線を行うとすれば、DL 間で干渉リスクが発生する。RP 周長誤差が生じない代わりに、RP 周長補正の概念もないので RP と同等の挿入裕度を確保する必要がある。一方、③矩形導体の DP 巻線方式の場合、基本的に巻線部への導体挿入における干渉リスクがないので、巻線精度を緩めても特段の問題は生じない。

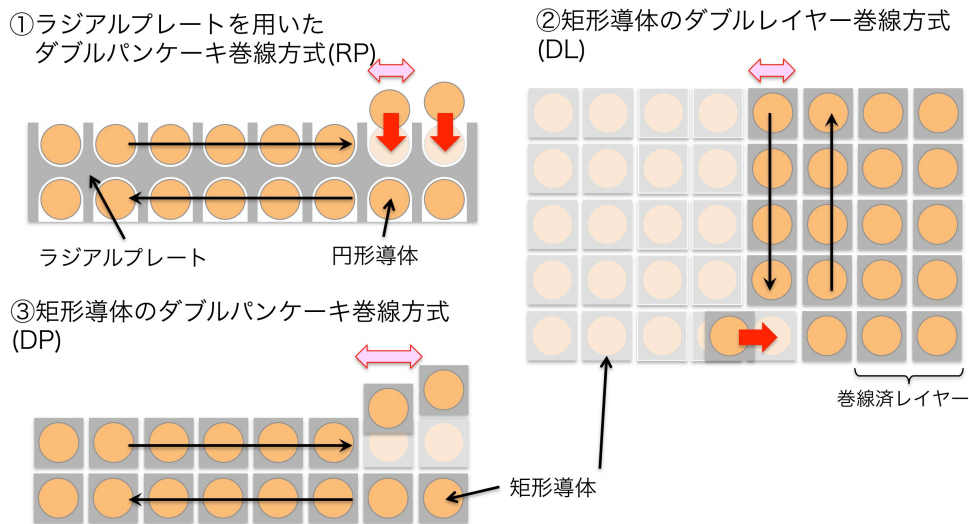


図 2.1-7 TF コイルの巻線概念図

②LW 方式の場合、電流フィーダを TF コイル側面から、少なくとも電流グレーディングの数だけ設置する必要がある。一方、TF コイル間には転倒力に対抗するための構造物やポートが設置されるため、そのスペース確保が炉設計上の大きな課題となる。またフィーダ電流とトロイダル磁場とが互いに直交することによって発生する電磁力でフィーダ導体にモーメントが働き、特にコイルケースとの

固定部における絶縁材に許容値を超える応力が発生する可能性がある。また仕切板についても、その肉厚が厚く(2分割では200mm程度)、セクターに分けて製作し、溶接接合でD形に組立てる際に大きな技術課題が生じるものと推測される。一方、③矩形導体のDP巻線方式は巻線精度緩和の点で望ましい方式であるが、ターン絶縁の健全性に問題がある。この問題は④2重コンジット方式を採用しその内部にターン絶縁層を置くことで解決できるが、導体の熱処理や外側コンジットの溶接時における絶縁材の損傷回避や溶接変形の問題が新たに発生する。このため、巻線後の熱処理を必要としないNb₃Al 導体や耐熱性かつ良好な絶縁材の開発および同構造の導体開発が必須となる。

以上の比較検討から、現状として原型炉のTFコイル巻線方式としては、RP方式を第一案とするが、大型コイルでの製作性、特にコストの面で課題がある。今後は、RP方式で製作コスト低減に向けた検討と並行し、新たな巻線概念の検討を行う必要がある。

2.1.2 CSコイル基本設計

CS導体はITER-CS導体をベースとしたケーブルインコンジット(CIC)型導体(40kA、Nb₃Sn)を想定し、外半径2mのパンケーキ型で炉心プラズマの平衡制御を考慮し6つのモジュールに分割して配置する(CS最大磁場B_{cs}~13T)。CSコイル巻線部の外表面はTFコイル内脚部の内表面(半径1.94m)より110mm内側に位置させるものとする(図2.1-8)。トロイダルコイルとCSコイル巻線部外側の距離(110mm)は、クリアランスを30mm、タイプレート幅を70mm、対地絶縁を10mmと想定して定めた。また導体ピッチはITER-CSコイル導体の使用を想定して定めた。臨界電流密度はSummersの相関式にしたがうとし、その計算において想定線材ひずみを-0.54%とした。流速は概ね0.2m/sで、流路長は142mであるので、11.7分で冷却材の入替えが終わる。また圧力損失は0.072MPaであった。最大導体電流を40kAまで流せると想定して検討した結果、超伝導特性に対しては温度上昇に対し1.8K以上の裕度があることがわかった。

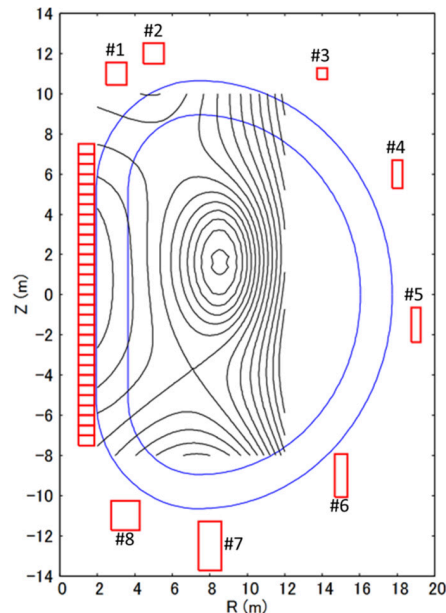


図 2.1-8 CS・PF コイルの配置図

CSコイルに加わる軸力および簡易応力評価で得られる導体ジャケットの最大トレスカとその軸方向位置の時間変化を評価した結果、各時点の最大トレスカは常に最内側導体で発生する。その最大値はプラズマ立上げ開始時および終了時に発生し、450~460MPaであり、導体ジャケット材FM316LNH($\sigma_y=900$ MPa)の許容値以下(500MPa)となっていることが確認された。

2.1.3 PF コイル基本設計

PF コイル導体は ITER-PF コイル導体(45 kA、NbTi)をベースとするが、下部内側 PF コイルのみ経験磁場が大きくなるため CS 導体(40 kA、Nb₃Sn)を用いる設計としている。図 2.1-8 に PF コイル配置を示す。中心位置を除く諸元は、導体の冷却、超伝導特性および応力評価の結果より定めた。巻線ピッチは ITER で採用される PF コイル導体を想定して定めた。PF コイル#8 は最大経験磁場が 10.4T まで達するため、NbTi 導体ではなく Nb₃Sn を用いた CS コイル用導体の使用を想定する。外側に位置する PF コイルはその周長が長くなり、導体の製作性あるいは冷却配管内圧損抑制の観点から、内側から外側までの巻線長を概ね 1km 以下に制限すると、図 2.1-8 に示すように断面アスペクト比が非常に大きくなる。評価した LHe の圧損は 1km の流路長においてもシステム圧の 10%程度であるため、圧損の観点では導体長をより長くできると思われ、導体の 1km を超える長尺化が課題となる。プラズマ立上げ時の交流損失による発熱量は PF コイル系全体で 7.2MJ と見積もられ、超伝導特性については、温度上昇に対し、ITER 基準の 1.5K 以上の裕度に収まることが判り、用いたプラズマ立上げシナリオに対して想定した ITER-PF コイル用の導体は、通常運転時の導体安定性について問題はないと考えられる。

各 PF コイルに働く電磁力総和と導体ジャケットに発生するトレスカ応力の最大値を評価した結果、トレスカ応力の最大値は 500MPa (<FM316LNH の設計降伏強さ(900MPa)の 2/3) となり、表 5.3.1 に提示したコイル導体を用いて設計することに支障はないと判断できる。鉛直力については PF#6 に発生する 360MN が最も大きく、ITER-PF コイルで想定される値 (185MN) の約 2 倍となる。

参考文献

- [2.1-1] ITER-DDD11, “Magnets 2. TF Coils and Structures”, ITER_D_2MVZNX v2.2 (2009).
- [2.1-2] ITER-DDD 11, “Magnets 7. Conductors”, ITER_D_2NBKXY v1.2 (2009)

2.2 炉心プラズマにおける要求磁場精度

2.2.1 誤差磁場による影響

コイルが理想的な状態からずれて設置されること等により生じるいわゆる誤差磁場は、プラズマに対して MHD 安定性/プラズマ着火/閉じ込め性能等の観点から、以下のような影響を及ぼすことが懸念される。

(1) MHD 安定性

– モード・ロッキング (Locked Mode)

- Ip 立ち上げ中やフラットトップ時に、MHD モードの回転が止まってアイランドが成長し、最悪ディスラプションに至る。

(2) プラズマ着火

- スル領域 (磁力線の連結長が電離のアバランシェを起こすのに十分長い領域) がなくなる/小さくなる、最悪プラズマが着火しない。

(3) 閉じ込め

– プラズマ性能への影響

- ペDESTALの劣化。ELM 制御コイル (Resonant Magnetic Purterbation コイル) と同様な効果。n=2, 3 が支配的。

– 高エネルギー粒子の閉じ込めへの影響

- α 加熱の低下
- 第一壁への熱不可の増加

(4) 平衡制御

- プラズマと第一壁の距離、ダイバータヒットポイントへの影響

2.2.2 誤差磁場による影響の検討

2.2.2.1 モード・ロッキングへの影響の検討

現在 ITER や JT-60SA で最も懸念されているのが誤差磁場によるモード・ロッキングである。そのため、影響の評価や対策の検討がおこなわれている。モード・ロッキングは多くのトカマク装置で観測されており、低密度で影響が大きくなることからプラズマ立ち上げ時に発生することが最も懸念されている。モード・ロッキングが発生する誤差磁場の閾値に関しては、幾つかの装置の結果を用いた経験則、所謂 Three Mode 経験則 (TM 則)、が用いられてきた。ディスラプションに対して最も懸念される m/n=2/1 (m:ポロイダルモード数、n:トロイダルモード数) のモード・ロッキングが発生する場合について、誤差磁場の m/n=1/1, 2/1, 3/1 の各フーリエ成分を用いて定義される

$$B_{pen} = \sqrt{0.2B_{1/1}^2 + B_{2/1}^2 + 0.8B_{3/1}^2}$$

に対して、

$$B_{pen}/B_t \propto n^{a_n} B_t^{a_B} q_{95}^{a_q} R^{a_R}$$

の形で閾値が表される [2.2-1, -2]。ただし、 $8a_n + 5a_B - 4a_R = 0$ 。図 2.2-1 に TM 則による誤差磁場のトロイダル磁場に対する閾値を JET、DIII-D、COMPASS-D で $n_e = 1.6 \times 10^{19} \text{m}^{-3}$ 、 $q_{95} = 3.3$ の条件で調べた結果を示す。DIII-D と JET 及び COMPASS-D の実験結果から $a_n \sim 1$ 、DIII-D と JET の実験結果から $a_B \sim -1$ が得られている。従って上の拘束条件から DIII-D と JET の実験結果を用いると $a_R \sim 3/4$ となる。JT-60SA では、同程度の密度/安全係数領域であることから、 $B_t = 2.25 \text{T}$ では、 $B_{pen}/B_t \leq 2 \times 10^{-4}$ (JET 則)、 $B_{pen}/B_t \leq 2 \times 10^{-4}$ (DIII-D 則) となることから誤差磁場の絶対値を 1mT に抑えることを目標とした [2.2-3]。ITER では $B_{pen}/B_t \leq 5 \times 10^{-5}$ とされており、DIII-D 則を用いたと考えられる。装置サイズの拡大を考慮していないことから、これは比較的厳しめの設定と言える。原型炉においては、閾値が装置サイズに

より増加する一方、小半径の増大に伴うグリーンワルド密度の低下は閾値を下げる。 $a_n \sim a_R \sim 1$ としてしまうと、グリーンワルド密度比が同じ場合、サイズには依存しなくなるため、ITERと同程度の閾値を厳しめの値として想定することになる。最近 ITER では、オーバーラップ・モデルと呼ばれるモデルも検討されており、3モード・モデルと同程度あるいは少し緩めの閾値が得られている。 B_{pen} がどれくらいの大きさになるかを見積もるために、ITER や JT-60SA ではすべてのコイルを理想状態から設計/設置裕度の範囲内でランダムにずらして数十万~百万ケースの計算を行い、 B_{pen} の統計的な見積もりを行っている。それに基づき、 B_{pen} が閾値内に収まるような誤差磁場補正コイルの設計を行っている。原型炉でも同様の評価が必要と考えられる。

2.2.2.2 プラズマ着火への影響の検討

プラズマ着火の可否については、ある大きさ (a_{eff}) の領域内から出発した磁力線が壁に当たるまでの距離 (接続長: connection length) が、雪崩効果で継続的に電離が継続するために必要な距離よりも長くなっているか否かで判断できる。DIII-D や JET の結果から、この距離 L_{eff} は

$$L_{eff} \cong 0.25 a_{eff} B_t / B_{\perp}$$

で評価される。JT-60SA では、トロイダル電場 0.5V/m、 $L_{eff} > 500\text{m}$ 、 $a_{eff} = 1\text{m}$ とすると、 $B_{\perp} / B_t = 2 \times 10^{-3}$ となる。 B_{\perp} と上の B_{pen} は全く同じものではないが、閾値は一桁異なりモード・ロッキングよりは緩い制限だと考えられる。実際誤差磁場の補正を行わない場合でも、 $a_{eff} = 1\text{m}$ の領域からランダムに磁力線を追跡したところ、500m 以上の長さが十分確保できることが判った。着火時に ECRF を用いるとさらに容易になることが実験的にわかっている。原型炉においても、同様に磁力線を追跡して L_{eff} を評価する必要がある。

2.2.2.3 閉じ込めへの影響の検討

コアの熱輸送に誤差磁場がどのように影響するかの実験的な報告はトカマクではまだ得られていない。ELM 制御コイルのように、ペDESTAL 近傍の有理面と共鳴するスペクトルを持った誤差磁場が発生した場合にはペDESTAL の低下を通じてプラズマ性能に影響する可能性はあるが、十分な大きさの共鳴スペクトルが発生する確率は非常に低いと予想される。定量的に確認しておく必要はあるであろう。高速イオンの閉じ込めについても、誤差磁場が影響する可能性は考えられるが、定量的な評価が必要である。

2.2.2.4 平衡制御への影響の検討

プラズマと第一壁の距離やダイバータ・ヒットポイントの位置は cm 単位で制御することが要求される。コイルの製作/設置誤差は当然これらの位置に影響する。しかしながら、すべてのコイルがコヒーレントにずれることは考え難いこと、平衡制御コイルがプラズマから遠いこと等を考慮すると、製

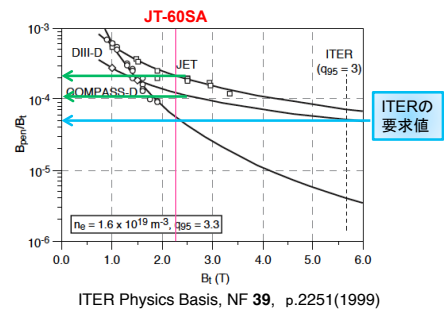


図 2.2-1: TM 則によるトロイダル磁場に対する誤差磁場の閾値

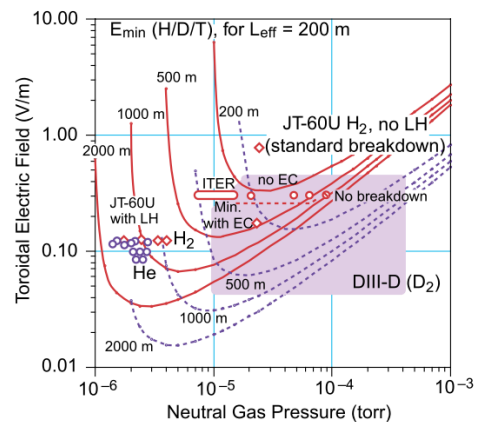


Figure 12. Minimum electric fields for Townsend avalanche breakdown in hydrogen, deuterium or tritium and in helium (dashed lines), for various connection lengths L_{eff} . Data for unassisted (ohmic) and rf assisted plasma initiation in JT-60U (Ref. [108]) and DIII-D (Ref. [105]) are superposed. Proposed start-up parameters for ITER are also shown. The shaded domain, encompassing the DIII-D data, is to facilitate identification of the data; it has no scientific significance. The dashed line labelled 'Min.' shows the lowest E field at which unassisted breakdown in DIII-D is possible.

図 2.2-2: 中性粒子圧とトロイダル電場に対する、のプロットと種々のトカマクにおける実験データ。ITER Physics Basis NF 39 (1999) Chapter 8 Fig.12.

作／設置誤差の絶対値が直接プラズマ平衡制御の誤差になるとは考えられない。平衡計算は時間がかかるためモンテカルロ的な総当たり計算は大きな資源を必要とするが、幾つかのパターンについて検討を行うことは必要である。

2.2.3 要求磁場精度の緩和策

モード・ロッキングの閾値に関してはまだ未解決、現在も ITPA MHD グループの主要課題であり、今後も研究の進展を見て行く必要がある。JT-60SA も含めた実験との比較や、理論からのアプローチは今後も続ける必要がある。誤差磁場が低いことを謳っている KSTAR や現在組み立て中の JT-60SA 等において、製作や設置精度が実際の誤差磁場にどのように影響したかを調べ記録に残すことは、ITER や原型炉の製作に重要である。特に製作の難度が高いトロイダル磁場コイルに関しては、コイル周長上のどの部分の精度が問題になるかを検討し、その精度を確保する技術を開発することが重要になると考えられる。

以下に示すような、誤差磁場補正コイル以外の対応策の検討も重要である。

- プラズマを回転させる：外部回転磁場、NB 入射、自発回転等による。
 - どのくらいの回転が必要か、またどのくらい回転するかの評価が必要。
- アクチュエータによる、モード（磁気島）の制御：ECCD、外部磁場
 - どのくらい制御できるかの評価が必要。
- シナリオで回避：密度を上げる、 $q_{min}>2$
 - モード・ロッキングについては、立ち上げシナリオに大きく依存するので、シナリオの詳細化も合わせてすすめるべきである。

参考文献

- [2.2-1] ITER Physics Basis NF 39 (1999)
- [2.2-2] ITER Physics Basis NF 47 (2007)
- [2.2-3] G. Matsunaga et.al., Fus. Eng. and Design 98-99 (2015) 1113-1117.

2.3 超伝導コイルの保守・故障時の対応策

2.3.1 原型炉超伝導コイルの概要

原型炉超伝導コイルの保守・故障時の対応を検討するにあたり、超伝導コイルの概要を想定しておく必要がある。超伝導コイルと電源および冷却系との関係を模式的に図 2.3-1 に示す。また、冷却系の模式図を図 2.3-2 に示す。

超伝導コイルには Feeder が接続され、Feeder を通じて、He の供給、回収が行われる。信号線も Feeder を経由して、バイオシールド外に取り出される。Feeder の常温端側には高温超伝導の電流リードを設置し、熱侵入の低減を図る。また、常温部の銅製羽子板で電源の水冷アルミ板バスバーと取り合う。図 2.3-1 には熱遮蔽板が省略されているが、高温超伝導部は超伝導コイルとは異なる系統の He ラインで冷却される。冷却系は、図 2.3-2 に示すように、He 液化機で液体ヘリウムを作り、それを放射線管理区域内の熱交換器に送る。放射線管理区域内では、独立した冷却回路を形成し、Cold Compressor による、超臨界圧ヘリウムループや熱遮蔽板冷却のための 50 K He ガス循環ループを構成する。冷却ラインとしては、各超伝導コイルの Winding Pack、各コイルのコイルケース、電磁力支持構造物（コイル間支持構造物）、熱遮蔽板がある。

- 電源との取り合い：（高温超伝導）電流リードの常温側の羽子板。電源側は水冷アルミ板のバスラインを想定。電源側はコイル保護抵抗や急速減磁ユニット（Fast Discharge Unit）を調達する。
- 冷却系（He 液化機）との取り合い：HTS 電流リード付近で He 供給、He 回収ラインを取り合う。

- 計測系との取り扱い：電流リード付近に計測線の中継端子盤を設置し、放射線管理区域内に絶縁アンプの盤、管理区域外にシグナルコンディショナの盤を配置することを想定する。運転制御計測系にはシグナルコンディショナの Out put 端子で信号を渡す。想定される信号の種類は次の通りである。

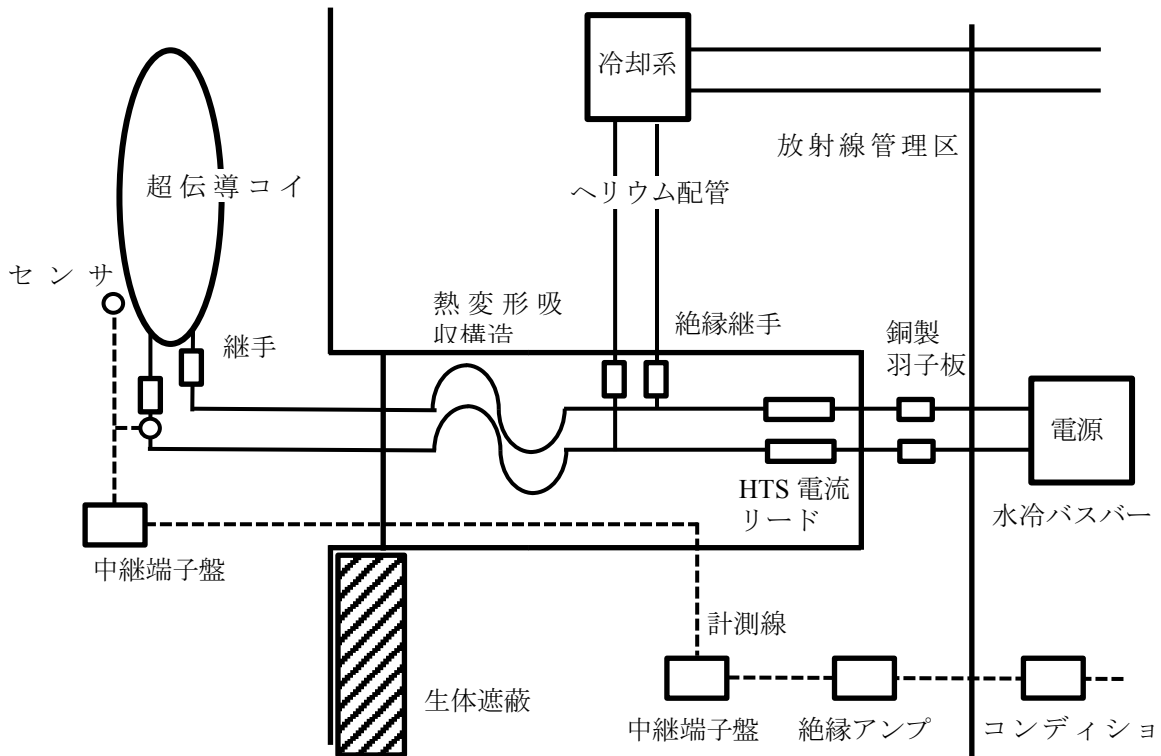


図 2.3-1 電源、冷却系、超伝導コイルの模式的関係

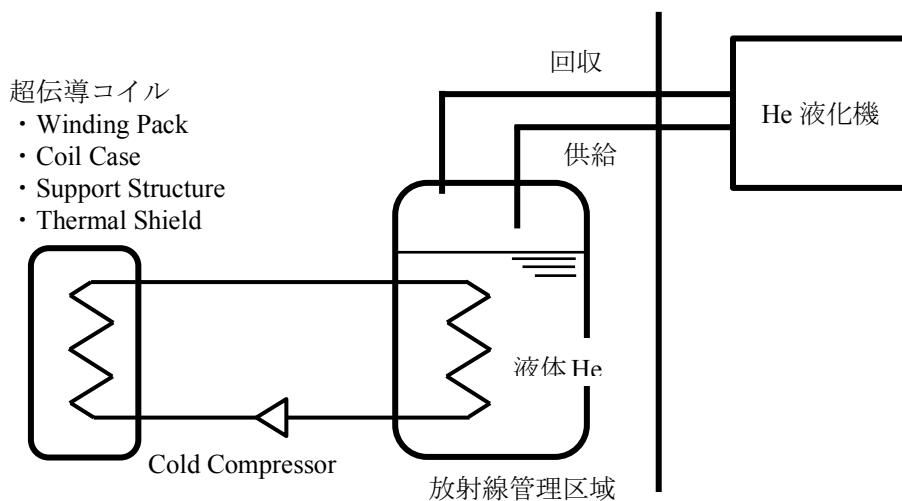


図 2.3-2 超伝導コイルと冷却系の概念図

温度センサー（CERNOX、4 線/点）、電圧タップ（2 線/点）、He 圧力（導圧管）、He 流量（差圧流量計、導圧管）、変位計（ひずみゲージ式、4 線/点）、ひずみゲージ（4 線/点）。

2.3.2 放射線管理区域内での作業の実施

原型炉では D-T 燃焼プラズマが生成され、維持される。D-T 反応によって 14 MeV のエネルギーを有する中性子が発生し、そのエネルギーを熱エネルギーに変換することによって、熱出力が得られる。中性子が物質に衝突するとその物質の同位体が形成され、同位体によっては放射線を発生するものがある。従って、原型炉が格納される建物全体（もしくは一定の部分）が放射線管理区域に指定される。プラズマ真空容器に近いクライオスタット内部は、原型炉運転停止後の残留放射線量が極めて高くなるため、そのような場所での保守、点検作業や故障時の対応作業では、特に作業環境に対する注意が必要である。放射線環境下での作業員の安全を確保するための安全体系の確立、放射線管理区域内作業指針や保守点検実施要領書といった作業実施のための文書が整備され、ルールが明確にされている必要がある。放射線管理区域内での作業には、基本的に以下のような手順が必要である。

- ・ 詳細な 3D モデルを用いて、残留放射能分布を解析的に求める。
- ・ 残留放射能を複数の地点で定期的に実測し、解析結果を参照し、3D の分布を求める。
- ・ 作業が必要な時は、被ばくを低減するため、主として Remote Handling による作業方法を選択する。
- ・ 作業員による作業が必要な時は、宇宙服の着用などの放射線防護に努め、複数の作業員による支援体制を作る。作業員の安全確保を第一に作業方法、作業手順を検討し、選択する。

2.3.3 各構造要素で想定される不具合と対策

(1) 絶縁破壊による超伝導コイルの交換作業

超伝導コイルの最大の損傷は、絶縁不良によるコイル内部の短絡である。通常、遮断や緊急減磁時に発生する電圧の 2 倍の値に 1 kV を加えた電圧 (2times+1) を耐電圧とするが、コイル内部に金属片などが混入することにより絶縁電圧が低下し、短絡が発生することが考えられる。短絡が発生するとそのコイルはもはや使用することはできず、交換する以外に原型炉を運転する方法はない。Tokamak 型の原型炉では超伝導コイルの交換は原理的に可能である。実際、フランス、カダラッシュにある Tokamak 型プラズマ実験装置 Tore-Supra の TF コイルは、超流動ヘリウムで冷却される超伝導コイルであるが、Tore-Supra 立ち上げ時に焼損し、予備の TF コイルと交換された。原型炉では、原型炉の立ち上げ時に短絡が生じた場合には、原型炉は全く放射化されていないため、短絡を生じたコイルの交換は可能である。しかし、D-T 燃焼プラズマを生成した後は、クライオスタット内の残留放射能レベルによっては、コイル交換作業が大変危険を伴う困難な作業になることとも予想される。TF コイルの交換の場合には、プラズマ真空容器を切断する必要があり、その際の残留放射能が主たる原因で交換作業が難しいと判断される場合には、その原型炉は廃炉とせざるを得ない。

(2) 超伝導コイル容器、コイル間支持構造

超伝導コイルの励磁時に、電磁力による局所的な塑性変形が発生し、機械的変形が生じる。変位計やひずみゲージで変形を監視し、異常変形を検出できる場合がある。設計板厚が不足する場合、異常な変形が検出される場合には、局所的な修理、補強とともに、原型炉構造の全体解析結果に基づく再組立てなどの対策が必要となる。D-T 運転以降は、構造材料も放射化しているため、放射線防護対策が必要である。

(3) 超伝導コイル Winding Pack

D-T 運転以降は、超伝導コイルはすべて放射化しているため、すべての作業に対して放射線防護対策が必要である。

- ・ コイル両端電圧

常時監視されること。超伝導接続部の劣化やコイル内の導体の劣化により、コイルの両端電圧が上昇することがある。同時に、対地絶縁の劣化も監視する。超伝導コイル内部の劣化の場合、一般的には、修理などの対策を講じることは困難である。

- ・ 導体接続部の電圧

常時監視されること。超伝導導体の接続部の電圧が増加する場合、接続部はコイル外部に設置されているため、修理を行うことは可能である。

- ・ 絶縁継手の He Leak

定期検査の際に He Leak は点検されなければならない。超伝導コイルの電流導入部にはすべて絶縁継手が挿入されており、ヘリウム均圧状態での局部 Leak 試験を実施する。He Leak が認められる場合には、配管を切断し絶縁継手を交換する。

- ・ 絶縁破壊

定期検査のたびに測定されなければならない。コイル両端電圧やコイル中間電圧などの継続的な測定により、ターン間ショートや地絡の予兆の検出に努める。一般的には、絶縁破壊の場所の同定や修理は極めて困難である。

- ・ 異常熱侵入

常時熱侵入量の評価がなされること。伝導によるものか輻射によるものか確認し、熱侵入経路を同定する。また、熱遮蔽板の点検を行い、必要に応じて補修を行う。定期検査の際には可能な限り、300K からの直視部分がないか、熱遮蔽板の 4K 側への接触がないかの確認を行う。

- ・ He 配管の破損

圧力低下や明瞭な He 漏えいを検知した場合には、漏えい個所の特定を行い、漏えいを止める。

- ・ 圧力放出弁の動作確認

圧力放出弁は定期的に検査を行い、動作を確認する。必要に応じて、弁の交換を行う。

- ・ 配管の圧力

H₂、Ar、N₂ などの不純物ガス成分が固化し、フィルターを塞ぐことがある。加温時にその部分のガスを区別して系外に取り出し、不純物ガスが系内に留まらないようにする。なお、不純物として混入している H₂ や N₂ が核変換によりトリチウムなどの同位体となっている可能性があるため、フィルター清掃時には注意が必要である。

(4) Cold Compressor の不具合

He 液化機の主要機器である Main compressor は、放射線管理区域外に設置されるため、通常の点検、保守を行うことが出来る。ただし、クエンチ時などに回収する He ガス中に、不純物として混入していた水素や窒素の同位体が含まれている可能性があることに留意すべきである。

放射線管理区域内では、熱交換器や Cold compressor を用いて独立した冷却回路が形成される。保守、点検を安全に実施するため、Cold Compressor 冷却回路の主要機器をクライオスタット外に設置することが重要である。

- ・ Cold Compressor の入口、出口圧力の変化：運転時の監視によって圧力変化が確認された場合、Cold Compressor の軸受けなどの不具合が考えられる。放射線管理区域内の機器であるが、取り換える。
- ・ 熱交換器の温度差縮小：日常的に監視によって異常を見つけることが出来る。熱交換器の目詰まりや熱交換器内部の漏えいが考えられ、熱交換器の交換を行う。
- ・ 流量調整弁の異常：日常的な運転監視で異常が認められると、流量計測系を点検する。修理で十分な機能回復が得られないと判断される場合には、流量調整弁の交換を検討する必要がある。

(5) Feeder と電流 Lead

Feeder や電流 Lead は、トカマク本体と電流 Lead 部の真空を分離し、また、電流経路の常温部と極低温部をつなぐ重要な機器である。

・真空分離板

トカマク本体のクライオスタット内部の真空と Feeder・電流リード部の真空を分離している部分である。分離板はクライオスタットの破裂弁の設定圧力以上の圧力に耐え、しかも対地絶縁電圧に耐えなければならない。放射線管理上も重要な構造物である。定期的にこれらの機器を点検する。これらの機器で真空リークや絶縁劣化が起これると、修理、交換が必要になる。

・熱遮蔽坂 (Thermal Shield)

日常の運転監視で、熱遮蔽坂からの戻りの He 温度、He 圧力、He 流量が異常を示す場合、配管からの He 漏えい、配管の目詰まりが考えられる。点検、修理が必要である。

・HTS 電流リード

羽子板温度、HTS 高温側温度、HTS 低温側温度、He 圧力、He 流量などを日常的に監視し、定期点検時には計測機器の校正、調整を行う。不具合のあるものは交換する。電流リード常温部には大きな氷ができることがあり、これらの氷が短絡の原因になることも考えられる。それらの対策も必要である。

(6) クエンチ検出回路 (He 流量監視、コイル両端電圧監視)

・He 圧力、流量出力

クエンチが発生すると He 圧力が増加し、流量が一時的に減少する。この変化からクエンチを検出することが出来る。一方、He 圧力、He 流量の出力異常は、圧力検出回路の導圧管の目詰まりによって引き起こされる場合がある。導圧管が破損すると全く計測が出来なくなるため修理が必要であるが、導圧管の修理は経路が長いため、一般には大変困難である。

・共巻線クエンチ検出回路出力

共巻線を用いて超伝導コイルのクエンチ検出を行う場合、共巻線の電圧出力とコイル両端電圧出力の両方を点検する必要がある。共巻線や計測線が断線した場合、一般には修理は不可能である。

・信号異常

センサーの異常、計測線の絶縁低下、接続端子盤の接触抵抗の増加、絶縁アンプやシグナルコンディショナの異常などにより信号が異常になる。中性子被ばくによる Single Event Effect でも半導体を内蔵したアンプ類から異常信号が発生する。継続的な監視、定期的な点検の継続により、信号異常を予知することが出来る可能性がある。

(7) 計測系

計測系は、超伝導コイルシステムの状態把握、運転において大変重要なシステムである。中性子線やガンマ線環境下での計測となるため、また、高い絶縁電圧下での使用が想定されるため、通常の計測系では検討されない、特殊な検討内容がある。

・温度センサー

CERNOX が候補センサーである。ある程度の放射線環境下での使用実績があるが、中性子やガンマ線環境下で 30 年以上にわたる使用の実績はない。従って、計測値に対する保証はない。Redundant sensor の設置は必要であるが、Redundant sensor も 30 年にわたる放射線環境下に置かれる結果、どのような出力変化を生じるか明らかではない。放射線環境下での CERNOX の出力変化の傾向を事前に把握する必要がある。複数個の CERNOX の同時計測、同時比較によって、センサーの出力変化を常時モニタし、その変化から実際の温度を推定する方法論を確立する必要がある。放射

線環境下でのセンサーの交換は、かなり難しいものと推測される。

- ・ひずみゲージ式変位計および歪ゲージ

原型炉運転初期の状態把握に有効な計測である。ひずみゲージの抵抗線（Ni-Cr 材）の抵抗値が中性子被ばくによって増加する。また、ガンマ線被ばくによってゲージベースの接着剤が変質する。放射線照射環境下で 30 年以上にわたる使用実績はない。Redundant gage を設置することも重要であるが、その歪ゲージの出力ドリフトを推定する手法の確立が必要である。

- ・圧力計測

導圧管の接続部の漏えい検査を定期的実施する。導圧管の損傷に注意しなければならない。圧力表示器は低放射線領域に設置され、誤動作は少ないものと期待される。

- ・流量計測

差圧流量計が用いられるものと想定され、基本的に圧力計測と同じ保守、点検がなされる。300K から 4K までの流量校正試験が個々になされなければならない。

- ・計測線

放射線環境下で計測線の取り回しが行われるため、MI ケーブル（MgO。直径は絶縁電圧に依存し、曲げ半径は直径に依存する。）の使用が想定される。また、ITER で使用されるポリイミド被覆の計測線の採用も考えられる。絶縁電圧は ITER での 21kV（2 times+1）と同じかそれ以上の絶縁性能が想定される。計測線の本数が多くなると熱侵入が増大する。計測線は構造物の熱膨張や熱収縮に追従しにくい場合があり、計測線の取り回し、固定に注意が必要である。また、計測線自体の変形による絶縁性能の劣化や断線に注意した点検が必要である。不具合が認められても、修理や交換が困難な場合が多いものと推測される。

- ・センサー取り付け

冷却・昇温の繰り返し、電磁力の繰り返しによって、センサー取り付けの緩みが生じる可能性がある。注意深い運転監視を行うとともに、定期的な点検を可能な限り設置部位に近づいて行う必要がある。増し締めによって測定が回復する可能性がある。

- ・電圧タップ

電圧計測用の電圧タップを機械的に取り付けることが想定される。電圧タップの取り付け部も冷却・昇温の繰り返し、電磁力の繰り返しによって緩む可能性がある。計測線の多重化が必要である。

- ・中継端子盤

計測線固定部の緩みや絶縁性能の劣化が考えられ、定期的な点検が必要である。また、絶縁計測を中継端子盤で行うことが想定される。

- ・絶縁アンプ

原型炉の下方の空間に配置されることが想定される。漏えい中性子の被爆が考えられ、半導体素子の誤動作、損傷（Single Event Effect）が考えられる。出力を常時監視するとともに、定期的な点検が必要である。点検時の交換は可能である。

- ・計測アンプ（Signal conditioner）

絶縁アンプの出力を受けるため、放射線の少ない空間に設置することが出来る。中性子やガンマ線の被爆は絶縁アンプが設置される空間に比べ、かなり低いものと予想される。しかし、設置される空間では Single Event Effect が全く起こらないと断定することは難しい。出力の常時監視と定期点検が必要である。

3. 超伝導コイル製作の技術進展と原型炉用超伝導コイルへの課題

3.1 ITER TF コイルの製作と課題

3.1.1 はじめに

ITER では、トロイダル磁場 (TF) コイルは、トカマクの骨子をなす構造体であると同時に、センター・ソレノイド (CS) やポロイダル磁場 (PF) コイルのような円形コイルではなく、D 型であるために製作が困難な超伝導コイルである。従って、TF コイルの製作技術に目途が立てば、トカマク内の他の超伝導コイルについても、製作は可能と考えられる。そこで、本章では、現在実機製作を進めている ITER TF コイルから得られた知見と、これらの経験に基づき、今後実施すべき試作について以下に記す。

3.1.2 ITER TF コイル製作フロー

始めに、ITER TF コイル (図 3.1-1) の製作フローを示す：1) RP のセグメントを機械加工で製作し、最終組立前の 4 分割 RP セグメントまで組み立て、2) これと並行して、1 コイル当たり長さ 4.6 km の TF 導体を、高さ約 14 m、幅約 9 m の D 型に数 mm の寸法公差を満足する

ように巻線し、3) 冷媒入口部、ジョイント部を取付け、4) Nb₃Sn 生成のための 650°C、100 時間以上の熱処理を行い、導体長を測定し、5) これに RP 溝の周長が合致するように、4 分割 RP セグメントの最終組立を行い、6) RP の溝に、ガラス・テープとポリイミド・テープを積層して巻き付けた導体を挿入 (トランスファー) し、7) 導体固定用のカバー・プレート (CP) を被せ、CP を RP にレーザー溶接し、8) DP 全体にガラス・テープとポリイミド・テープを積層して巻き付け、9) 導体絶縁と DP 絶縁を同時に耐放射線性の樹脂で含浸し、10) 2 枚のサイド DP (sDP) と 5 枚の標準 DP (rDP) の合計 7 枚の DP を積層し、DP 間のジョイントを接続し、11) これらに耐放射線性の樹脂で対地絶縁を施して巻線部を製作し、12) 巻線部と並行してサブ・アッセムブリと呼ばれる 4 つのコイル容器セグメントも製作し、13) 巻線部とこれらのサブ・アッセムブリを組合せ、溶接、含浸することで、TF コイルとして一体化する。詳細については、[3.1.1-5]を参照されたい。

以下では、これらのプロセス毎に技術課題を記す。

3.1.3 技術課題

3.1.3.1 RP 製作

ITER TF コイルでは、巻線及び熱処理によって導体長が伸縮するが、熱処理後の導体長と RP 溝の長さの許容差は±0.02%であった。全ての DP (63 枚) に対して、上記の高精度を達成することは困難であり、RP の組立時に、巻線と熱処理による導体長の誤差を吸収する方法が考案された[3.1-5]。しかし、本方法を採用しても、±0.05%の公差を達成する必要がある。そこで、RP の溝周長を±0.01%で管理する必要が生じた。

また、RP では、並行して加工したセグメントを高出力レーザー溶接と TIG 溶接によって接続する。高出力レーザー溶接は、溶接時間の短縮、及び上記の高精度を達成するために、溶接変形を極力小さく抑える必要があるため採用している。一方、RP では、極低温で高強度、高靱性を確保するために、窒

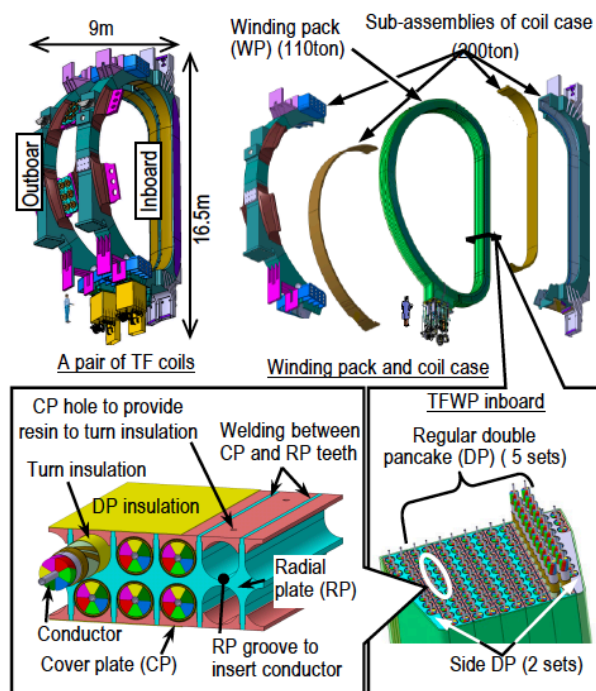


図 3.1-1 ITER TF coil

素添加したフルオーステナイト鋼 (SUS316LN) が使用される。フルオーステナイト鋼は、溶接時に凝固割れを起こす傾向があり、高出力レーザー溶接時に、割れが発生するリスクがある。ITER TF コイルでは、材料の化学成分を調整し、厳しく管理することで、凝固割れを防止した。

また、TIG 溶接でも、窒素が気化してブロー・ホールが発生するリスクもある。これについては、溶接条件を最適化することで防止している。

RP では、約 8 割の材料を切削するが、SUS316LN は切削加工性が悪く、機械加工条件を最適化しないと、加工に長時間を要し、また、機械加工時の残留歪により、加工変形するリスクがある。従って、RP 材料 (SUS316LN) は、難切削材であり、機械加工時の加工変形、長時間の加工時間のリスクがあることに留意が必要である。なお、SUS316LN は、約 1000°C で鍛造あるいは圧延加工して製作されるが、高温に加熱した後に、空冷で長時間を掛けて冷却すると、クロム炭化物が結晶粒界に析出して、材料が脆くなる鋭敏化が起こる。これを防止するために、1100°C 以上の高温で熱処理し、その後水冷で急速に冷却するクエンチが行われる。これにより、材料内部に大きな残留歪が発生し、切削加工時には、この残留歪が解放され、大きな変形を起こす。ただし、残留応力は、板厚方向に対称であり、板材を加工時に反転して、機械加工を対称に行うことで、この加工変形は小さく抑えることができる。

3.1.3.2 巻線

巻線においても、トランスファーの制約から、導体長を $\pm 0.01\%$ に抑える必要がある。加えて、工程短縮の観点から、自動巻線とする必要がある。これらを達成するために、光学システムを用いた高精度測長システムが開発された[3.1-2]。本システムは、実証炉の巻線でも採用できる。

一方、TF コイルは、D 型であるために、円形コイルと異なり、曲率が場所によって変化する。曲率のずれは、巻線形状の崩れに相当する。ITER TF コイルでは、薄肉ジャケットを採用したため、若干の曲率のずれは、容易に矯正でき、RP 溝内に導体を収めることで、正確な D 形状が確保できている。他方、RP を採用しない場合、巻線形状を担保する方法としては、RP を用いない厚肉ジャケット導体を採用する場合、正確な D 型巻線形状を確保する技術が、現時点では不明である。ITER TF コイルよりも高精度で曲率を管理し、DP 含浸時に固めることで形状を担保する案が考えられるが、今後、検証が必要である。また、DP 含浸時に固めることで、形状を確保する場合、導体絶縁に残留する応力についても注意する必要がある。

3.1.3.3 冷媒入口部、ジョイント部

DP 構造で、冷媒入口部は、比較的磁場の高い内層側のパンケーキ間の渡り部に位置する。ITER TF コイルでは、トランスファー時に、導体に大きな曲げ歪が加わらないように、この部分の RP が切り欠かれており、PF コイルが作る磁場で、繰返し荷重を受ける。一方、冷媒入口部は、ジャケットにカバーを隅肉溶接する構造であるが、熱処理によって鋭敏化が起こるため、この溶接部端部の応力集中によって、疲労破壊するリスクが懸念された。ITER TF コイルでは、応力振幅が小さく、かつ、熱処理による鋭敏化を比較的小さくできる溶接ワイヤーを使用することで、十分問題のない繰返し応力レベルに抑えることができた。実証炉では、この部分疲労について、注意する必要がある。

また、溶接部の非破壊検査 (NDT) として、超音波探傷 (UT) 及び RT を使用している。形状が複雑なため、冷媒入口部の設計では、NDT の適用性も考慮した構造とする必要がある。

ジョイントでは、電流が流れる部分は、低抵抗の銅とする必要がある。しかし、ジョイント・ボックス全体を銅とした場合、交流損失が大きくなること、銅ジョイント・ボックスとステンレス製のジャケットの溶接では、銅がステンレスの結晶粒界に溶け込んで割れる金属溶融割れが起こるため、採用できない。そこで、ITER TF コイルでは、銅とステンレスを爆着接合させたジョイント・ボックスを採用した。銅-ステンレス鋼の接続方法としては、この他にも HIP やロウ付けが候補に挙げられる。

ジョイント抵抗については、 $1\text{ n}\Omega$ の良好な抵抗を達している。

3.1.3.4 熱処理

熱処理については、巻線を入れる大きな炉が必要となり、また、ITER TF コイルでは、フラット・トップでの温度公差として、 $\pm 5^{\circ}\text{C}$ の高精度の公差が要求され、大型炉で本温度公差を達成できるか不安視された。特に、低温側で高精度の温度管理を行うことは難しいが、近年熱処理技術は進歩し、高精度の温度管理が可能となっている（低温側では、温度公差は $\pm 10^{\circ}\text{C}$ に緩和されている）。

熱処理時には、導体内の油分が気化して、下流側に排出される。油分が残留すると、ジョイント部で擦線と銅間の電氣的接触抵抗が大きくなり問題となる。そこで、導體製作時には、油分を使用しないようにしているが、ゼロにすることはできない。熱処理時に 450°C で保持することで、油分を飛ばしている。

一方、導體外部の雰囲気については、ITER TF コイルでは、酸素濃度、水分濃度共に、200 ppm 以下で管理しているが、導體表面が酸化して黒化する。これによる導體絶縁と導體表面の接着強度の低下が危惧されたが、試験の結果、劣化は観測されていない。ただし、熱処理炉の絶縁材に水分が吸着し、通常の熱処理では 200 ppm の水分濃度の達成は困難である。低温側で真空排気して水分を飛ばす、あるいは、真空炉で熱処理を実施している。

熱処理を実施すると、巻線時に印加されたジャケット内の歪が解放され、巻線形状が若干崩れる。ITER TF コイルでは、曲率の矯正が容易であるため、RP 溝に導體を挿入することで形状を担保しているが、RP を用いない厚肉ジャケット導體を採用する場合、熱処理で変形した巻線形状を、正確な D 型巻線形状に戻せるかが、現時点では不明である。3.1.3.2 項と同様の対処が考えられるが、検証試験が必要である。

3.1.3.5 トランスファー

ITER TF コイルでは、トランスファーは、RP のパンケーキ間への挿入と、導體絶縁後の導體の RP 溝への挿入である。前者については、操作が複雑ではあるが、半自動化することで、問題なくできている。後者については、インボード直線部以外の RP 溝に 2~3 mm の裕度を持たせることで、巻線長と RP 溝周長の差を吸収できるようにしている。一方、導體絶縁には、接着強度を確保するため、含浸時に圧縮力を印加する必要がある。ITER TF では、トランスファー時に導體と RP 溝の隙間に絶縁材を押し込み、CP 仮付け時に、CP を加圧して導體絶縁に圧縮力を加えるようにしている。ただし、RP 溝内に収めた導體に対して、導體絶縁に加えられる圧縮力を定量的に管理するのは難しい。

3.1.3.6 CP 製作及び CP 溶接

CP は、RP 溝に嵌め合い、RP とレーザー溶接される。このため、CP-RP 間の隙間を 0.3 mm 以下にする必要がある。このため、CP の寸法公差は厳しいものとなるが、機械加工によって CP を製作する場合、高コストとなるとともに、工程的にも厳しくなる。そこで、大多数の CP が、押し出しによる加工、及び 3 点曲げで製作している。

CP 溶接では、一方の CP-RP 間を溶接すると、他方側の隙間が広がる。これを抑えるために、トランスファー後に CP を被せるときに、CP の仮付けを比較的狭い間隔（約 20cm）で、ある程度の強度を持って実施する。このため、CP 仮付け時に DP が変形し、この変形が CP 本溶接後の変形に影響する。TF コイルでは、面外変形が大きくなると、DP 積層時に DP 間の隙間が大きくなり、後述のように、問題が発生する。一方、CP 溶接長は、導體長の倍であり、溶接変形を抑えることは容易ではなく、また、長い作業時間が必要となる。なお、CP 溶接することで、DP は内径側に収縮する。日本で現在実施している ITER TF コイルの CP 溶接では、100 ppm 弱の収縮量と評価されている。

3.1.3.7 DP 絶縁及び DP 含浸

DP 絶縁では、ターミナル部の半島部の DP 絶縁を通常のテープで巻き付けることができず、絶縁シートを分割して貼り付ける構造となっている。また、フィーダー部で絶縁層の沿面距離を稼ぎながら、

ラップさせる構造とする。これらの部分の絶縁が、比較的難しいことを除けば、DP 絶縁自体は技術的な課題はない。なお、ITER TF コイルでは、導体絶縁も含めて、耐放射線性の絶縁テープが使用されているが、原型炉で照射量が増加する場合は、新たな絶縁テープの開発が必要になる可能性もある。

DP 含浸では、耐放射線樹脂が使用されている。従って、原型炉で照射量が増加する場合は、新たな樹脂の開発が必要になる可能性もある。

ITER TF コイルの DP 含浸時には、60°Cで樹脂含浸し、100°Cでゲル化させ、150°Cで硬化させる。このとき、RP と導体の熱収縮差（RP が導体よりも約 100ppm 大きく伸びる）から、導体の位置が RP 溝内で動く。導体の位置が固定されると予測されるゲル化温度で、CP 溶接による 100ppm の収縮と打ち消すことで、トランスファー時の状態（導体絶縁にある程度均一に圧縮力が加わった状態）で含浸する計画である。原型炉では、CP 溶接による RP の収縮、DP 含浸時の導体と RP の熱収縮差による伸びの差が、トランスファー時の導体位置を大きくずらさないように注意する必要がある。

3.1.3.8 DP 積層及びジョイント接続

DP 積層時に、DP 間に挿入するガラス繊維として、通常のガラス・シートを使用すると、ガラスシートの伸縮量は小さく、隙間を均一に埋めることができない。そこで、伸縮性の良いガラス・フェルトなどの使用が計画されているが、ガラス密度が低いなどの問題がある。日本の ITER TF コイルでは、DP 含浸時に CP 溶接による面外変形を補正し、DP 間には伸縮性を改善した特殊な編み方をしたガラス・シートを使用する計画である。なお、DP 間の隙間寸法に併せて、ガラスシートを配置する案も考えられるが、ガラス・シート厚さを精度よく管理する必要があり、長期間の作業となると予測される。

ジョイントの位置を精度よく管理することは困難であり、ずれが生じる。このずれは、DP 外部の導体に今日曲げ歪を加えることと、シム等で調整する。一方、ITER TF コイルでは、DP 外の導体長さが短く、導体の曲げによる調整量が小さい。原型炉では、本導体長を若干長くできれば、ジョイント接合は容易になる。

3.1.3.9 WP 絶縁、含浸

WP 含浸時にも、WP を加圧しながら、樹脂含浸、硬化させる。WP 含浸時には、DP 積層時に DP 間に挿入したガラス・シートが収縮する。WP に絶縁テープを巻き付けるときに十分圧縮して、WP 絶縁層に皺が寄らないようにする必要がある。その他は、DP 絶縁、含浸と同様の課題が考えられる。

3.1.3.10 コイル容器製作

ITER TF コイルのコイル容器は、他機器との取り合い部が多く、数 mm のオーダーの厳しい公差が要求されている。一方、コイル容器は、巨大な電磁力を受けるため、厚肉のオーステナイトステンレス鋼（SUS316LN、JJ1）が使用される。溶接部でも、高強度、高靱性が要求され、JJ1 や SUS317 の特殊な溶接ワイヤーが使用される。これらの溶金は、常温でも耐力が 400 MPa 程度であり、強拘束して溶接しても、スプリング・バックによる変形が大きく、溶接変形を小さく抑えるのは容易ではない。日本では、溶接を両側から行い、溶接中の変形量をモニターしながら、変形量を小さく抑えるバランス溶接を実施している。また、ITER TF コイル容器の設計では、他機器との取合いとなるアタッチメントの設計で、溶接性、NDT の適用性が十分に検討されないまま進められた。これにより、製作プロセスが複雑になる等の問題も生じている。原型炉では、溶接構造物の溶接性、NDT の手法を考慮して、コイル容器の設計を実施すべきである。

ITER TF コイル容器では、1 基あたり約 5 トンの溶着量である。一方、TIG 溶接の溶着速度としては、数百 g/h 程度であり、溶接には膨大な時間が必要となる。さらに、厚肉ステンレス鋼の溶接では、高価な自動溶接機も必要となるため、溶接量を低減する、あるいはレーザー溶接等の高能率溶接の適用が、コスト低減の観点から重要である。溶接量を低減する方法としては、HIP による接合[3.1-6]が候補として考えられるが、接合面の検査などの課題も完全には解決されていない。

コイル容器の冷却用に冷却配管をコイル容器に取り付けるが、コイル容器の変形等があり、樹脂や機械的接触による冷却が困難な状態である。一方、溶接、ロウ付けによる取付けでは、コイル容器の変形が危惧される。溶接量を低減させることで、コイル容器の変形を抑えつつ、冷却を可能にできる。しかし、ITER では、核計算の精度が不安視されており、適切な溶接量が明確化されていない。原型炉では、精度の良い核計算を早期に実施すべきである。

3.1.3.11 一体化

ITER TF コイルの一体化では、WP をコイル容器に挿入した後、コイル容器のサブアッセンブリー間を溶接する。この溶接により、コイル容器が変形する。溶接部の収縮量は、サンプル試験で評価できるが、コイルの形状の変形は、一号機の一体化溶接が完了するまで正確には評価できない。

原型炉では、ITER TF コイルの一体化溶接変形から、変形量を評価し、これを基に溶接変形を予測できると期待できるが、溶接変形を許容できるように、他機器との間隔は、適切に大きくする必要がある。また、他機器との取合いについても、不必要な高精度公差を要求しない構造とすべきである。一体化では、コイル容器の封止溶接後に、WP とコイル容器間の隙間を樹脂で埋める必要がある。一方、前述のように、封止溶接でコイル容器が変形するため、封止溶接前に、WP とコイル容器間の隙間に、十分なガラス含有率を確保しながら、ガラス・シート等の詰め物を挿入しておくことはできない。ITER TF コイルでは、フィルター入りの樹脂を隙間に入れる方法が採用されているが、割れを防止できず、最適な方法とは言えない状況である。原型炉に向けては、割れにくい樹脂の開発、あるいは、ガラス繊維チョップを封止溶接後に、WP とコイル容器の隙間に入れて含浸するなどの対策が必要である。

3.1.4 まとめ

核融合炉は、非常に複雑なプラントであり、概念設計後の工学設計等で設計をやり直すことは現実的ではない。TF コイルの設計を進める過程で、製作技術の課題、その対応策を認識し、製作を可能な限り容易にし、コスト合理化を図る必要がある。本項では、ITER TF コイルの製作経験、検討結果から、原型炉の TF コイルの技術課題を抽出した。これらの結果から、次項の課題解決に発展させる。

参考文献

- [3.1-1] 小泉徳潔ら，“日本における ITER トロイダル磁場コイルの開発”，低温工学 **47** (2012) 135-139.
- [3.1-2] K. Matsui, et al., IEEE Trans. Appl. Supercond., **22** (2012) 4203005.
- [3.1-3] 松井邦浩ら，“ITER トロイダル磁場コイルの巻線試作”，低温工学 **47** (2012) 160-165.
- [3.1-4] 松井邦浩ら，“ITER トロイダル磁場コイルの熱処理試作”，低温工学 **47** (2012) 166-171.
- [3.1-5] 高野克敏ら，“ITER トロイダル磁場用ラジアル・プレートの試作”，低温工学 **47** (2012) 178-185.

3.2 原型炉に向けた課題と解決の方向性

3.2.1 はじめに

前項で、ITER TF コイルの製作での課題を抽出した。原型炉でも、同様の課題が存在すると予測され、原型炉に向けて、これらの解決方法について検討した。

3.2.2 技術課題の解決方法

RP 製作では、機械加工に長時間を要する、溶接が難しい、0.01%オーダーの高精度の公差が要求される等の問題がある。また、その製作コストも高額である。加えて、RP 構造を採用することで、トランスファーや CP 溶接などのプロセスも追加となる。原型炉では、RP 構造の簡略化、RP 構造を止める等の対策が必要と考えられる。また、現状の RP 構造を採用する場合は、機械加工量の低減、材料歩留

まりの改善のために、HIP による組立等の合理化を検討すべきである。

RP 構造を採用しない場合、正確な D 型巻線形状を確保する技術の検証試験が必要である。原型炉で、TF コイルへの照射量が増加する場合は、新たな絶縁テープ、樹脂の開発が必要であり、照射量を早期に確認する必要がある。

原型炉では、コイル容器の溶接構造物の溶接性、NDT の手法を考慮して、コイル容器の設計を実施すべきである。このためには、設計者は溶接についての知識、経験を有するべきである。一方、核融合、超伝導関係の研究所では、溶接の知見、経験は少ない。ITER TF コイルの製作に参加するなどして、溶接、NDT や製作に係る知見を得るべきである。

コイル容器の溶接量を低減する、あるいはレーザー溶接等の高能率溶接の適用が、コスト低減の観点から重要である。溶接量を低減する方法としては、HIP による接合が候補として考えられるが、接合面の検査などの課題も完全に解決されてはいない。規格等の構築の必要性もあり、早期に試験を実施する必要がある。

原型炉では、ITER TF コイルの一体化溶接変形から、変形量を評価し、これを基に溶接変形を予測できると期待できるが、溶接変形を許容できるように、他機器との間隔は、適切に大きくする必要がある。また、他機器との取合いについても、不必要な高精度公差を要求しない構造とすべきである。

原型炉に向けては、割れにくい樹脂の開発、あるいは、ガラス繊維チョップを封止溶接後に、WP とコイル容器の隙間に入れて含浸するなどの対策が必要である。

3.2.3 まとめ

ITER では、設計段階で製作課題の考慮が十分ではなかったために製作段階でコスト増に繋がったという反省点がある。核融合炉の実現のためには、コスト低減も重要であり、ITER TF コイルの製作経験を基に、より最適化した設計とする必要がある。一方、このような経験を積む（育成）には、時間を要する。将来を考慮した人材育成等を進めるべきである。

4. 超伝導材料の開発の現状と原型炉に向けた課題

4.1 Nb₃Sn

4.1.1 Nb₃Sn 線材の技術状況

実用 Nb₃Sn 線材は、世界各国の多くの線材メーカーから販売され、その多くはブロンズ法と内部拡散法の2種類に大別される。日本では、伝統的にブロンズ法が中心となっており、内部拡散法を主に用いていた三菱電機が Nb₃Sn 線材の製造・販売を中止してからは、ほぼブロンズ法に偏っている。一方で、海外は内部拡散法を改良した Rod Restacked Process (RRP)法が OIST(Oxford Instruments Science and Technology)で用いられ、高い non-Cu J_c が実現できている。Bruker はこれとは別に Powder-in-tube (PIT) 法を発展させ、こちらも高い臨界電流密度の線材が得られている。これら Nb₃Sn 線材の作製には、太刀川氏が発見したブロンズ法に端を発している。すなわち、ブロンズ法は銅が触媒となり固相拡散反応を促進することを利用して、ブロンズ (Cu-Sn) と Nb の反応により、現実的な熱処理時間で実用に足る Nb₃Sn を生成することができる。一方で、ブロンズ法は Cu-Sn 化合物を生成せずに固溶できる Sn 濃度限界が低く、最終的な Nb₃Sn の体積分率を増やすことが困難であることも知られている。すなわち、Nb の量を増やしても Sn が不足するために化学量論組成の Nb₃Sn の体積分率を増やすことが難しい。このため、内部拡散法や PIT 法では、Sn を別に導入することで Nb₃Sn の体積分率を向上させて non-Cu J_c を高めている。一般的に、Cu に固溶できる Sn の量は 15-16wt% であり、それ以上添加すると、Cu-Sn 化合物が生成し線引き加工性が著しく低下する。一方で、内部拡散法は Sn を中心として、その周りを囲うように Nb フィラメントを配置する (図 4-1)。この場合には金属 Sn を用いるために加工性に問題がなく、線引き加工した後に 1 段目の熱処理によって一旦 Cu-Sn 化合物を生成し、2 段目の熱処理で Nb₃Sn を生成する。この時、Nb₃Sn の体積分率を向上するため Nb フィラメントの体積分率を上げると、フィラメント同士が融合してしまいフィラメントサイズが大きくなってしまう問題がある (図 4.1-1 中段)。すなわち J_c は向上するが、有効フィラメント径が非常に大きくなってしまふ。これ

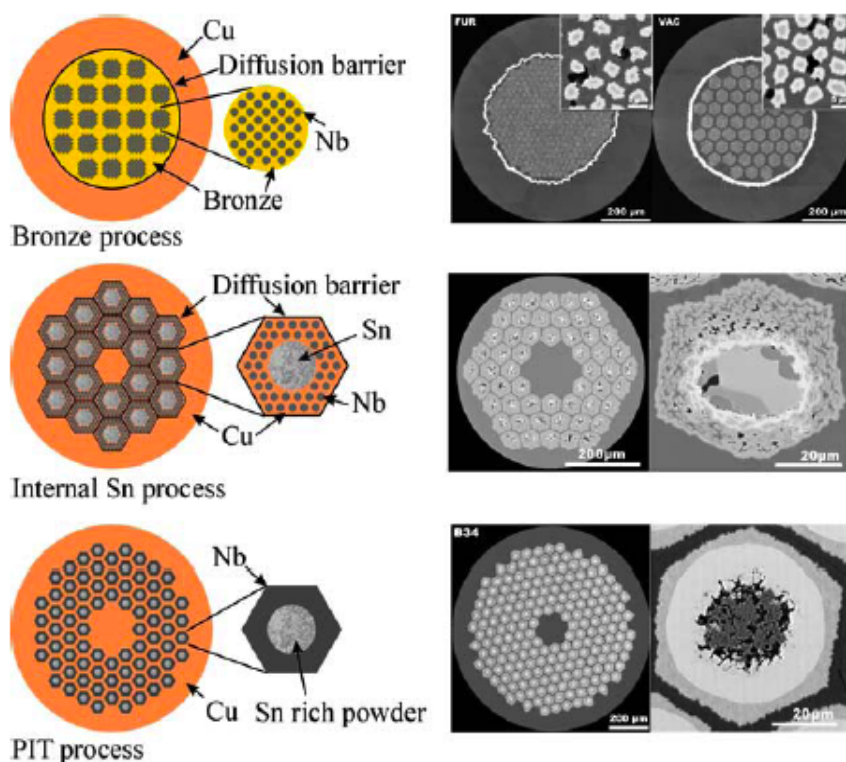


図 4.1-1 各種 Nb₃Sn 線材の断面構造と組織写真[4.1-1]。

を避けるために拡散バリアで囲われたサブバンドルを作製し、これを一つのフィラメントなる様に構成する。しかし、この方法ではフィラメントサイズをブロンズ法のようにミクロンオーダーにすることは難しく、有効フィラメント径を下げるのが内部拡散法の最大の課題となっている。内部拡散法のうち、極端に Cu の体積分率を減らした方法が RRP である。これにより飛躍的に Nb₃Sn 量を増やすことができ、高 J_c に繋がっている。PIT 法は、基本的に NbSn₂、Sn、Cu 粉末を混合して Nb チューブに封入し、線引き加工下後に熱処理を行う (図 4.1-1)。このため、こちらも十分な化学量論比組成の Nb₃Sn が生成し、高い non-Cu J_c を実現できている。

図 4.1-2 に、実用 Nb₃Sn 線材の non-Cu J_c の磁場依存性をまとめる。温度は 4.2K である。図中白抜きシンボルで示した結果がブロンズ法 Nb₃Sn 線材であり、内部拡散等と比べて低い J_c 値となっていることが分かる。一方で、内部拡散法で作製した Nb₃Sn 線材は、各社ともブロンズ法の倍近い値となっている。RRP 法と PIT 法は、そのさらに倍近い値となっている。このように、non-Cu J_c は、現在のところ RRP 法と PIT 法が抜きん出ているが JASTEC の DT 法は迫っている状況である。RRP、PIT や DT で高い non-Cu J_c が実現したのは、次世代円形加速器 FCC (Future Circular Collider) からの要請によるところが大きい。図中には FCC から要請されている目標値を記入したが、非常に高い値が求められており、ブロンズ法では実現が難しい。これまでに述べてきたように、Nb₃Sn 線材の non-Cu J_c は基本的に Nb₃Sn の体積分率を向上することにつきるのが現状である。このため、non-Cu J_c と有効フィラメント径にはトレードオフの関係があり、両者を向上することは難しい。現在、PIT および RRP は共に有効フィラメント径を下げるために、線材構造の改良を重ねている。

ひずみに弱い Nb₃Sn を、大きな電磁力がかかる強磁場マグネットに応用するためには、応力に対する超伝導特性の劣化が問題となる。このため、線材に補強材を配置した内部補強 Nb₃Sn 線材が開発されている。これは、高電気伝導と高強度を併せ持つ材料を補強材に用いることによって、補強と安定化材を兼ねるものである。図 4.1-3 に各種内部補強線材の引っ張り応力依存性を示す。補強のない Nb₃Sn 線材は約 100 MPa 程度から J_c が低下し、概ね 150MPa が限界となっているが、高強度線材は 200MPa を超える応力まで J_c が保たれてい

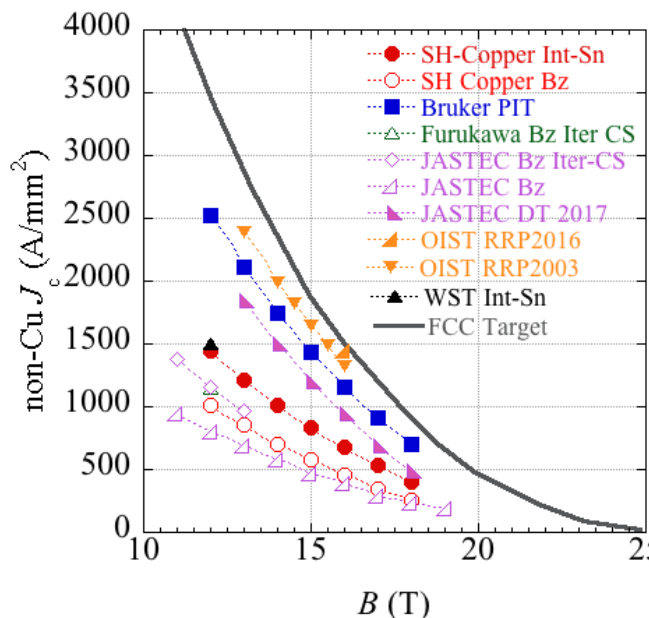


図 4.1-2 各種法によって作製された Nb₃Sn 線材の 4.2K における non-Cu J_c 特性 (データは 2015 FCC meeting 資料[4.1-2]および[4.1-3]より抜粋)。

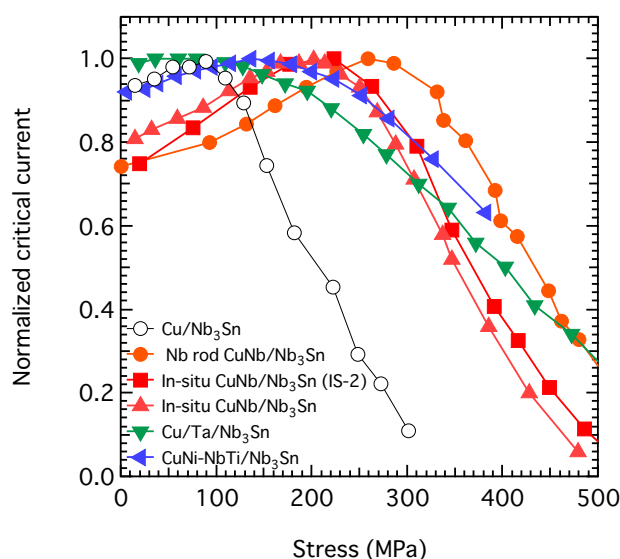


図 4.1-3 高強度 Nb₃Sn 線材の J_c の応力依存性

表 4.1-1 ITER 用 Nb₃Sn 素線の要求仕様 [4.1-8]

Item	Requirement TF coil	Requirement CS coil
Superconductor type	Nb ₃ Sn	
Minimum piece length	1000 m	
Un-reacted、 Cr-plated strand diameter	0.820 ± 0.005 mm	0.830 ± 0.005 mm
Twist pitch	15 ± 2 mm	
Twist direction	right hand twist	
Cr plating thickness	2.0 +0 -1 μm	
Un-reacted、 Cu-to-non-Cu volume ratio	1.0 ± 0.1	
RRR of Cr-plated strand (between 273 and 20 K)	> 100 (after heat treatment)	
Minimum I_c and non-Cu J_c at 4.22 K and 12 T (as measured on ITER barrel)	190A / 720A/mm ²	228A / 843 A/mm ²
n -index at 4.22 K and 12 T	> 20	
Maximum Hysteresis loss per strand unit volume at 4.22 K over a ± 3 T cycle (for a sample greater than 100 mm)	500 mJ/cm ³	

る。特に銅比 1 の Nb ロッド法 CuNb/Nb₃Sn 線材は、Nb₃Sn 熱処理後でも高い強度と RRR を併せ持ち、線材の RRR は約 100 となっており、高強度線材ながら ITER の仕様を満たしている[4.1-4]。この Nb-rod 法 CuNb/Nb₃Sn 素線を用いたラザフォード導体は、東北大金属材料研究所に設置された 25T 無冷媒超伝導マグネットに採用され、リアクト&ワインド法に作製したコイルとして 250MPa を超える高電磁力で用いられている[4.1-5]。

上記の市販線材の他に、マトリックスに Zn 添加 Cu(Brass)を用いた内部拡散法 Nb₃Sn 線材が開発されている。Zn は Nb₃Sn 生成熱処理後もマトリックスに均一に分散し、強度を向上させると共に、Nb₃Sn 生成促進の効果があると言われていている[4.1-6]。より詳細な Nb₃Sn 線材開発動向については、竹内ら及び太刀川の解説を参照されたい[4.1-7、 4.1-8]

4.1.2 Nb₃Sn 線材の原型炉に向けた課題

国際熱核融合実験炉 (ITER)では、Nb₃Sn 素線をコンジットに詰めた Cable-in-Conduit(CIC)導体が採用されている。これは、大電流を高磁場で流したときに発生する大きな電磁力に耐えるためであり、Conduit 内部に流れる超流動ヘリウムによる高い冷却安定性も大きなメリットである。一方で、Conduit と Nb₃Sn 素線の熱収縮差による大きな圧縮ひずみのため、大きく低下した J_c で設計せざるを得ない点が問題の一つとして認識されている。実際 Nb₃Sn が採用されている ITER の TF コイルと CS コイルでは、電磁力によるひずみと熱ひずみを合わせて約 0.7-0.55%の軸方向ひずみが想定されている[4.1-9]。さらに、素線には軸方向の応力の他に巨大な電磁力によって横方向の圧縮応力が印加され、より厳しい条件で用いられることとなる。表 4.1-1 に、ITER 用 Nb₃Sn 素線の要求仕様を、図 4.1-4 に、ITER に採用されている Nb₃Sn 素線の 4.2 K、12 T における non-Cu J_c の軸ひずみ依存性をまとめた。すべての結果は、素線の実験結果に対して Bottura の式によってフィティングした結果を示している[4.1-10]。図中の破線がブロンズ法、実線が内部拡散法によって作製された線材である。仕様(表 4.1-1)では、4.2 K、12 T におけるゼロひずみ下の J_c が 720 A/mm² 以上の要求に対し、すべての素線が仕様を満たしている。しかし、素線間のばらつきが大きく、ブロンズ法の J_c が低い傾向がある。ひずみ依存性に着目すると、ITER で想定されているひずみ領域-0.55 から-0.7%付近では、ピーク値に対して約 4 割から 6 割にまで J_c が低下している。ITER ではこれらの素線を用いて CIC 導体とし、その T_{cs} が TF コイルで

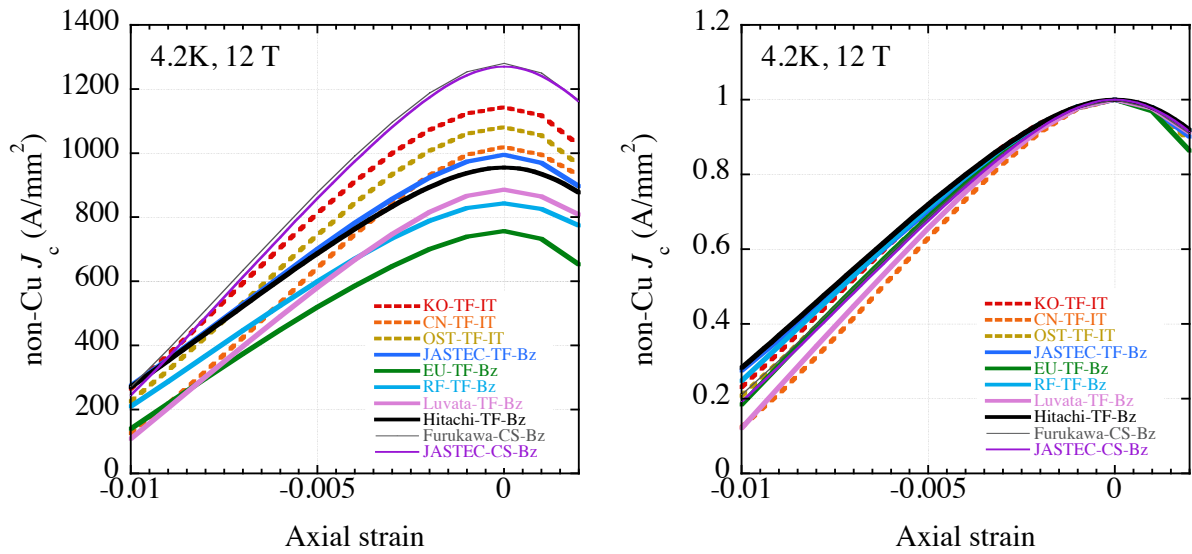


図 4.1-4 ITER 用 Nb_3Sn 素線の 4.2K、12T における(a) non-Cu J_c と(b)規格化 J_c の軸ひずみ依存性。

10.78 T、68 kA で 5.8 K 以上という仕様を最終的に求めている。この値を TF 導体あたりの Nb_3Sn 素線の本数 900 本で割ると素線 1 本あたりの I_c は 78 A 以上必要となる。仮に図 4.1-4 で J_c の最も低い素線の場合、フィッティング式から求まる 10.78 T、5.8 K、-0.7% の I_c は約 89 A となり T_{cs} が 5.8 K 以上となることが予想できる。一方で SALTAN 試験の結果は、電磁力の繰り返し印加によって T_{cs} が大きく劣化することが分かっている。これは、線材横方向にかかる電磁力によって素線同士が接触して曲がることで、局所的に J_c が不可逆に劣化しているためと指摘されている。その後、撚りピッチを極端に小さくすることで改善できることが分かり、撚りピッチの短い CS 導体では繰り返し電磁力印加試験で T_{cs} が上昇する結果が得られている[4.1-11]。しかし、さらに電磁力の大きい原型炉では、この問題が再び顕在化する可能性がある。また、4.2 K、12 T、-0.7% の I_c の高い素線が、必ずしも高い T_{cs} を示すとは限らず、SULTAN 試験そのものの見直しも必要となっている。したがって、原型炉設計のためには、大口径のモデルコイルによる試験と導体内部のひずみ状態を中性子等によって実測する手法を組み合わせた解析による現象の十分な理解と、それに基づいた CIC 導体内部のひずみ問題を改善することが重要である。また、先に述べたように Conduit からの熱ひずみの大部分は、熱処理温度から室温までの温度差による。このため、ワインド&リアクト法ではなく、熱処理済み線を室温でコンジットに入れ込んでから巻線するなどのリアクト&ワインド法への転換を検討する必要がある。ITER では撚線を熱処理した後に CICC 化する案が検討されたが、巻線時の曲げ歪の問題と溶接部の非破壊検査から断念した経緯がある。しかし、原型炉が大きくなれば曲げ歪は減少するため、もう一度検討することが必要である。

仮に原型炉で Nb_3Sn 素線を採用したとして、運転条件を最大経験磁場 15 T、運転電流 100 kA と仮定すると、電磁力は ITER (10.8 T、64 kA)

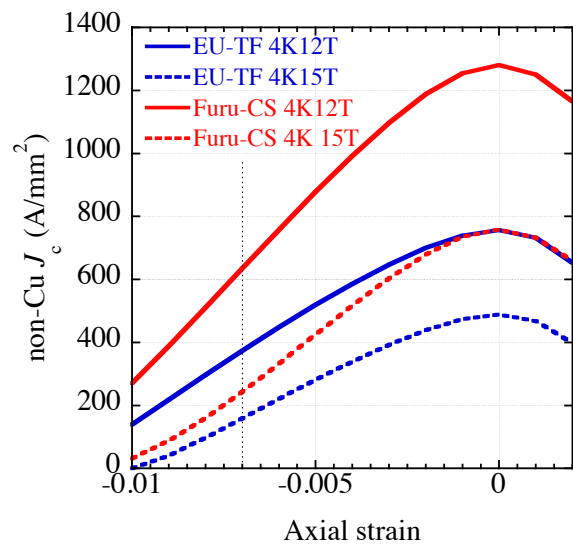


図 4.1-5 4.2K における J_c のひずみ依存性の 12 T と 15 T の比較

の約 2 倍近くなる。軸方向の電磁力は概ねコンジットやラジアルプレートなどの構造材料で補強することとなるが、素線横方向の電磁力は素線で持たせるしかない。この問題は、ラザフォード導体を想定している加速器でも同様で、素線にかかる大きな横圧縮応力をどうするか議論されている。CIC 導体における素線同士の曲げも含めて、素線の剛性を高める必要があり、高強度線材の検討が必要となる。また、磁場の増加は、 J_c の低下と共に、 J_c のひずみ依存性をより顕著にする。例えば、図 4.1-4 に示した素線で最も J_c の低い EU-TF 素線と最も高い Furukawa-CS 素線における J_c のひずみ依存性を、12T と 15T で比較したのが図 4.1-5 である。Furukawa-CS 素線のゼロひずみ下の J_c は、磁場印加によって EU-TF 素線の値とほぼ同じとなるが、ひずみ下ではさらに低下していることが分かる。すなわち、磁場による J_c の低下に加えてひずみ依存性の変化によって、より J_c の低下が見られることを示している。これらの点を加味して、素線の J_c の仕様を決定する必要があり、図 4.1-5 の結果から、15T、100 kA の設計では少なくとも ITER 素線の 2-2.5 倍の J_c の向上が必要と試算される。これは ITER と同じコンセプトの試算であるので、先に述べたように熱ひずみ等を緩和することで大きく変化すると考えられる。したがって、Nb₃Sn 材料開発としては、以下の 3 点が重要課題として挙げられる。

- 1) 素線仕様 (目標値) の設定とそれに向けた R&D (J_c 値、仕様磁場・温度、有効フィラメント径、RRR、ひずみ特性、強度等：例えば、 $J_c=1000$ A/mm² at 4.2K、15T で RRR、Hysteresis loss、 n 値は ITER 素線と同等。)
- 2) リアクト & ワインド法などによる熱ひずみ低減
- 3) CIC 導体内のひずみ状態の理解
- 4) 高強度素線の検討

ITER の延長線として素線仕様を設定し、これに向けた素線開発を高強度線も含めて検討すること、リアクト&ワインド法や導体構造からひずみ低減方法の検討を変更して行うことが効率的であると考えられる。後者には数値解析や中性子回折を用いた導体内のひずみ状態の理解も含まれる。

参考文献

- [4.1-1] A. Godeke, Doctor thesis, 2005.
- [4.1-2] Presentations at FCC Week, Washington, March 22nd, 2015.
- [4.1-3] 川原田ら, 2017 年秋季低温工学・超電導学会概要集、1C-p09、2017.
- [4.1-4] H. Oguro et al., Supercond. Sci. Technol. **26** (2013) 094002 (4pp).
- [4.1-5] S. Awaji et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **24** (2014) 4302005(4pp).
- [4.1-6] N. Banno et al., IEEE Trans. Appl. Supercond., **26** (2016) 6001504.
- [4.1-7] 竹内孝夫, 平成 23 年電気学会全国大会 5-S1-2.
- [4.1-8] 太刀川 恭治, 菊池 章弘, 低温工学、**50** (2015) 180.
- [4.1-9] Design Description Document: DDD 11, ITER_D_2NBKXY v1.2 (2009).
- [4.1-10] L. Bottura and B. Bordini, IEEE Trans. Appl. Supercond., **19** (2009) 1521.
- [4.1-11] P. Bruzone, FCC Week, Washington, March 22nd, 2015.

4.2 Nb₃Al

Nb₃Al 線材は Nb₃Sn 線材と異なり、熱平衡的に超伝導相において化学量論組成を得ることが難しく、製法がやや複雑になることが特徴である。しかし一方で、Nb₃Al 線材は、Nb₃Sn 線材と比べて耐ひずみ特性に優れており、運転時に経験する巨大な電磁力・歪み環境下において、高い J_c 特性を維持できると期待されている。例えば磁場 12 T において、真性歪みで 0.6% の圧縮歪みを受けている場合、Nb₃Sn 線材では J_c が 5 割～6 割程度に低下するのに対し、Nb₃Al 線材では 8 割以上の特性を維持できると考えられる[4.2-1] (図 4.2-1)。原型炉設計とは別に、開発上の暫定的な目標値として挙げられる最大経験磁場 15-16 T、導体電流値 100 kA の実現を目指す上で、優れた耐応力・ひずみ特性を有する Nb₃Al 線材の実現は極めて魅力的である。また優れた耐ひずみ特性を生かし、導体熱処理後にコイル巻き線する React & Wind コイルの実現も期待できる。しかしその分解すべき課題も多岐にわたる。以下、現状の技術状況を整理し、原型炉超伝導コイル設計のための基礎情報を示すとともに、原型炉に向けた課題についてまとめる。

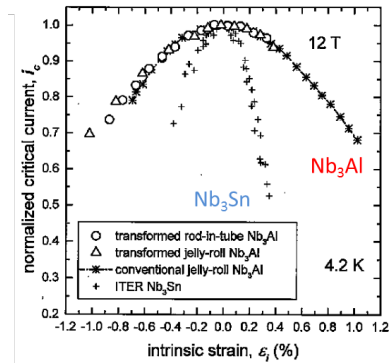


図 4.2-1 Nb₃Al 線材と Nb₃Sn 線材の耐ひずみ特性の比較

4.2.1 Nb₃Al 線材の技術状況

表 4.2-1 に Nb₃Al 線材の開発の現状を整理した。Nb₃Al 線材の製法はその生成熱処理のパターンによって、低温拡散法(※補足参照)と急熱急冷・変態 (Rapid-Heating、Quenching and Transformation (RHQT)) 法の 2 つに大別される。急熱急冷・変態法は、化学量論性を改善するために、2000°C の超高温へ瞬間的に加熱したのち室温付近まで急冷却する特殊な熱処理工程を導入した製造方法である[4.2-2]。そのため、銅の融点を超えることから、安定化材となるべき銅をマトリクスとして使用できないことに注意が必要である。急熱・急冷変態法では、磁氣的安定性や長尺伸線加工性を考慮し、幾つかの線材構造が提案されている。ここでは表 4.2-1 のように、主な構造として(1)JR 拡散法、(2)RHQT 法 Nb マトリクス、(3)RHQT 法 Ta マトリクス、(4)RHQT 法 Nb/Ag バリア型、(5)RHQT 法内部安定化型に分けて整理する。各項目の中で、主として J_c 特性、長尺性、磁氣的安定性 (及びヒステリシス損失) の点について述べる。

RHQT 法の安定化銅付与は線材構造に依らない課題である。そこで安定化銅付与に関しては、別に項目(6)を設けて報告する。

(1) JR 拡散法 (Cu マトリクス)

ロッド・イン・チューブ (RIT) 法やパウダー・イン・チューブ (PIT) 法を含む拡散法 Nb₃Al 線材の開発は、1980 年代後半から研究が活発化し、実用性が高いと考えられた JR 拡散法については、その後原研 (現 量子機構) 主導のもと線材メーカーを取り込んで 2000 年初期にかけて精力的に進められた[4.2-3、-7]。しかしながら 1990 年代半ばに急熱急冷・変態法が開発されて以来、JR 拡散法の研究は徐々に減り、現在において既に 10 年以上の開発の空白期間がある。

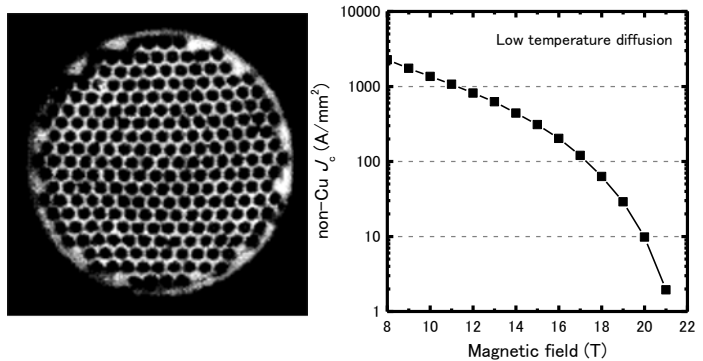


図 4.2-2 JR 拡散法 Nb₃Al 線材の断面例と最も高い J_c 特性

典型的な J_c 特性として、12 T の磁場下において 600 A/mm^2 程度、性能の良いもので 800 A/mm^2 程度の値が達成されている。ITER 用 Nb_3Sn 線材と比べやや低いが、これは化学量論組成の難しさによる。線材断面及び J_c -B 特性の一例を図 4.2-2 に示す[4.2-6]。線材長は、住友電工において 4 km、日立電線（現 SH カッパープロダクツ）において 11 km が達成されており、量産性は高い。マトリクスは Cu であるため、低磁界での磁気的不安定性の問題はなく、有効フィラメント径については $40 \mu\text{m}$ 前後の値が実現されている。 $\pm 3 \text{ T}$ のヒステリシス損失は、要求仕様の 600 mJ/cm^3 以下を満足している[4.2-8]。

JR 拡散法 Nb_3Al 線材は、長尺の製造技術が実証されたことから、10 kA 級に続き 40 kA 級の CIC 導体も試作された[4.2-9]。さらに React & Wind 法により Nb_3Al の CS インサートコイルの開発も行われ、13 T の磁場中で 46 kA の定格通電が達成されている[4.2-10]。

(2) RHQT 法 Nb マトリクス

RHQT 法 Nb_3Al 線材のマトリクスは、いわゆる高融点金属に限られる。代表的なものとして、Nb と Ta が挙げられ、マトリクス材種に依って長尺性や磁気的安定性に大きな違いがある。RHQT 線材の開発当初は、加工性に優れることからマトリクスに Nb が使用されてきた。現在典型的な J_c 特性として、12 T の磁場下において非銅部当たり約 1400 A/mm^2 の値が得られている。図 4.2-3 に典型的な線材断面と、実績として得られている J_c -B 特性を示す[4.2-11, 12]。

安定化銅のついていない状態で、線径 1.3 mm 程度での設計フィラメント径は $50 \mu\text{m}$ 程度となっており、後述するように機械的に Cu を複合するなどの方法で安定化銅を付与して線径を 0.8 mm とすれば、フィラメント径は $30 \mu\text{m}$ 程度に低減できる。しかしながら Nb マトリクスでは、1 T 以下の磁場中では有効フィラメント径が増大し、フラックスジャンプが多発することが問題となる。

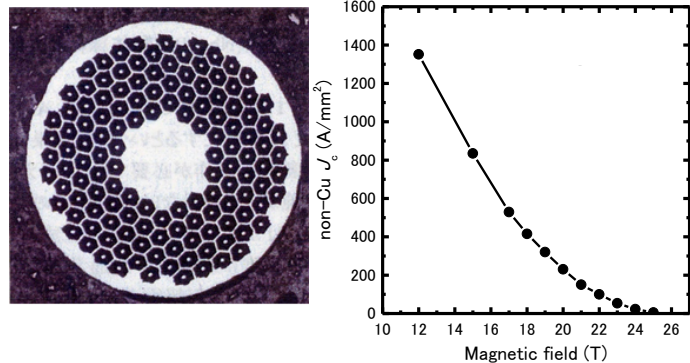


図 4.2-3 RHQT 法 Nb マトリクス Nb_3Al 線材の断面例と典型的な J_c 特性

前駆体線材の線材長に関しては、2.5 km を製造した実績があり [4.2-13]、量産性はある。

(3) RHQT 法 Ta マトリクス

Ta マトリクスは、Nb マトリクスにおいて問題となったフラックスジャンプを抑制する目的で使用されるようになった。4.2 K では、フラックスジャンプは観測されない。そのため、有効フィラメント径は設計フィラメントと同等で、 $30 \mu\text{m}$ 程度まで実現可能である。

しかしながら、Ta は Nb に比べると加工性が劣り、代わって断線リスクの増大が大きな問題となった。Ta バリア厚を大きくするなど線材構造面から加工性の改善に取り組まれてきたが[4.2-14]、根本的な解決には至っていない。

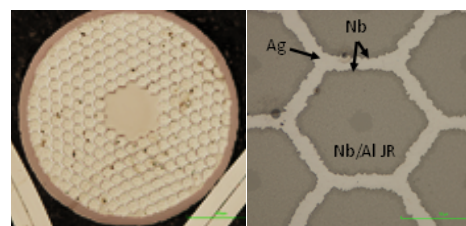
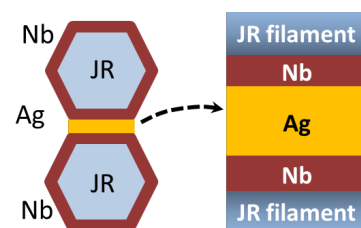


図 4.2-4 Ag バリア型線材のバリア構造と断面写真

(4) RHQT 法 Nb/Ag バリア型

Ag バリア線材は、断線の原因となる Ta を一切使用しない常伝導の中間金属層を導入した新しい断面構造の線材である (図 4.2-4) [4.2-15, 16]。拡散バリアとして Nb/Al

ジェリーロール部の周囲に Nb が配置されているが、その外側を囲む Ag バリア層が有効フィラメント径の増大とフラックスジャンプの抑制の役割を担っている。

Ag 部も安定化に寄与するものとする、12 T の磁場下での非安定化材部(Cu+Ag)当たりの J_c として約 1050 A/mm² の値が得られている (図 4.2-5)。Nb や Ta マトリクスの J_c 特性に比べてやや低く、今後 J_c 特性の最適化が望まれる。

銅付与後、線径 0.85 mm のまで縮径するとフィラメント径は 23 μ m 程度まで縮径可能である。±3 T のヒステリシス損失は 520 mJ/cm³ 程度となり、ITER の要求仕様を満足する程度まで低減可能である[4.2-15]。

加えて、ひずみを受けた際に Ag バリアが応力集中を緩和する働きがあり、R & W コイル製作で重要なパラメーターとなる不可逆歪みの改善にも効果がある。

マトリクスは、Nb と Ag などすべて良加工性材料で構成されており、前駆体線材の加工性は良好で実用レベルでの押出・伸線に対し実現見込がある。

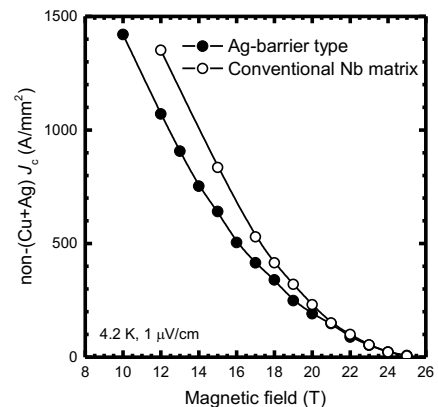


図 4.2-5 Ag バリア型線材の J_c 特性

(5) RHQT 法内部安定化型

RHQT 法線材では、先に述べたように Cu をマトリクスに使用することができず、通常は急熱急冷処理後に Cu を付与することが必要となるが、JR 芯の一部を Ag 芯に置き換えて、内部安定化線材とすることも可能である[4.2-17]。図 4.2-6 に線材断面例を示す。

しかしながら、JR 芯の一部を置き換えるため、超伝導占積率が低下し、非安定化材部当たりの J_c 特性が低下する。超伝導占積率を考えると、Ag 比は 0.3 以上とするのは現実的ではない。また、先に述べた通り Ta マトリクスは断線の問題から使用できず、マトリクスに Nb が使用されており、磁気的不安定性の問題は解決されていない。

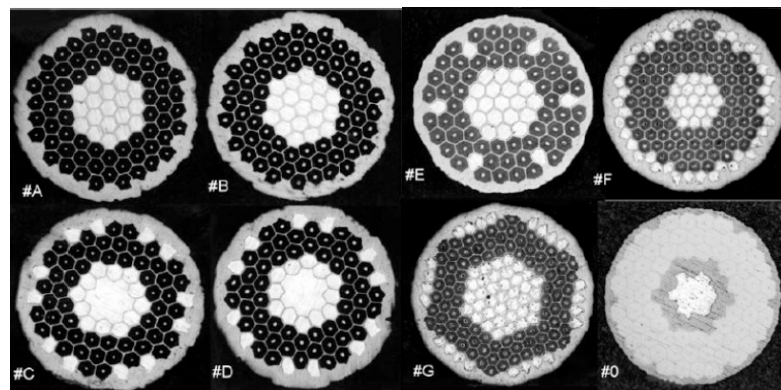


図 4.2-6 内部安定化型線材の断面構造例 (白部: Ag)

(6) 安定化銅付与

RHQT 法ではマトリクスに Cu を使用できないため、急熱急冷処理後に別工程で安定化銅を付与することが必要である。丸線形状という制約を与えるとすると、実現見込のある銅付与技術としてはイオンプレATING (IP)+メッキ[4.2-18]、もしくは機械的 Cu 複合化[4.2-19、20]の 2 通りが考えられる。

IP+メッキでは、急熱急冷処理後、専用のIP装置によりCuを1 μ m程度薄く被覆したのち、また別の専用のメッキ設備によりCuを任意の厚さで付与する。CuとNb外皮との密着性を確保するために、イオンプレーティングを省くことはできない。km級の長尺処理の実績がある。専用の大型設備を必要とすること、処理に手間と時間を要することなど、今後コスト面の課題解決が望まれる。

機械的Cu複合化は、急冷線材（単線もしくは複数）を銅管等に挿入もしくは被覆して通常の線引き加工を施してCuを付与する簡便な方法である（図4.2-7）。従来設備のみでCu付与が可能であり、コストの増大を抑えることができる。これまでに100mの被覆実績がある。今後長尺化開発を進めていくことが望まれる。

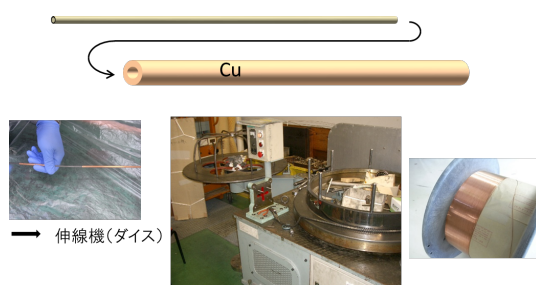


図 4.2-7 機械的 Cu 複合化の概略図及び様子

表4.2-1 Nb3Al線材の現状

	製作方法	特徴	評価(課題)項目					将来性(展望)				
			化学量論性	長尺性(均質性)	安定化(銅付与)	磁気的安定性	ヒステリシス損失		Jc特性	コスト		
ブロンズ法			x									
低温拡散法												
前駆体線材の作製方法												
JR	Cuマトリックス Al層厚の薄肉化		△	○(>数km)	○(Cuマトリクス)	○	50 μm	Jc: 600~700A/mm2@12T			non-Cu Jc: >1000A/mm2 @4.2 K, 12 T, ε=0% 単位長>数km。銅比>1。 磁気的安定。低コスト化。 R&Wも可	
	第3元素添加											
	Rod-in-tube法			x								
	Clad-chip extrusion			x								
	Powder-in-tube法			x								
急熱急冷・変態(RHQT)法												
JR	Cuマトリックス	x(熱処理時に融点を超える)	○	○(数km)								
JR	Nbマトリックス		○	○(数km)	○(イオンプレーティング+メッキもしくは機械的Cu複合化)	x	50 μm		△?		?(長尺性:数km(安定化材付与を含め。励磁時の磁気的不安定性が解消されれば表現可能)	
JR	Taマトリックス		○	x								
JR	Nb/Ag/バリア型(Taフリー)		○	○	○(機械的Cu複合化(リスタック法))	○	20~50 μm	△			non-Cu Jc: ~1300A/mm2 @4.2 K, 12 T, ε=0% 単位長>数km。銅比>1 (リスタック法併用)。磁気的安定。R&Wも可。	
JR	内部安定化線材(Nbマトリックス)		○	○(数km)	○	x					?(安定化材比: 0.2とする と、Icは2割以上低下。磁気的不安定性は?)	△(Nb, Taマトリクスよりは安価)
	銅付与方法			△	○							
	イオンプレーティング+メッキ			○	○		○					○?

※補足

低温拡散法、急熱急冷・変態法ともに、熱処理前の前駆体線材の製造においては、いわゆるジェリーロール (JR) 法 (Nb と Al の薄いシートを共巻きしたジェリーロール状の複合ビレットを初期ビレットとして用いることで、低い総加工度で微細拡散対を形成する方法) が用いられている。これは、Nb₃Sn 線材の製造で利用されるブロンズ法が適用できず (Nb-Al の中間化合物が生成されるため)、化学量論性の改善には百ナノメートルオーダーの微細な Nb/Al 拡散対構造を作り込むことが必要不可欠なためである (拡散対構造を微細化することで、中間化合物が不安定化することが報告されている)。加えて、Nb の融点が Al に比べて著しく高く、伸線過程で中間焼鈍を実施できず、初期ビレットから最終線径まで中間焼鈍なしに伸線することが求められる。これらの理由から、総加工度を抑えるために、出発材料としてあらかじめ百マイクロメートルオーダーの薄い Nb、Al シートを使用する必要がある。ロッド・イン・チューブ法やパウダー・イン・チューブ法は、伸線が困難である。

4.2.2 Nb₃Al 線材の原型炉に向けた課題

課題の中で、特にネックと思われる長尺性と磁氣的安定性に着目し、図 4.2-8 に Nb₃Al 線材の今後の見通しを模式的にまとめた。

(1) JR 拡散法

長尺性、磁氣的安定性ともに優れるが、化学量論性 (J_c) の改善が最大の課題として残る。しかしながら逆に J_c の向上が実現できれば、原型炉マグネット用線材として有望な候補線材になりうる。研究の方向性としては、これまでの研究から、前駆体線材における Nb/Al 拡散対構造の微細化が化学量論組成改善の一つの鍵であると考えられる。従来前駆体線材における Al 層厚は 90 nm 程度で製作されてきたが (おそらく加工上の理由)、ピンニング特性を見ると、Al 層厚が 50 nm 辺りにピンニング力のピークがある。安定的に Al 層厚 50 nm を実現できれば、J_c 向上の可能性がある。また、これまで JR 拡散法に関しては、第 3 元素添加の研究は十分行われていない。第 3 元素添加も J_c を改善する可能性を秘めている。こうした最適化をもとに、目標としては 12 T の磁場下において 900~1000 A/mm² もしくはそれ以上の non-Cu J_c を期待したい。実際の運転環境における残留歪みによる J_c の低下が少ないことを考慮に入れれば、この値でも Nb₃Sn 線材と対抗できる可能性は十分ある。

(2) RHQT 法 Nb マトリクス

低磁界でのフラックスジャンプは避けられないので、原型炉への適用には、磁場中で励磁するなどマグネットの運転仕様面での解決案が必要となる。

(3) RHQT 法 Ta マトリクス

バリアの一部のみに使用するなど、Ta 比率を極力削減した場合でも加工性改善は十分とは言えない。加工性の点から現状では見通しは明るくない。長尺化には、Ta マトリクスの根本的な加工性改善の研究が必要である。

(4) RHQT 法 Nb/Ag バリア型

加工性 (長尺性)、磁氣的安定性ともに実現性は高い。安定化銅付与に関しても、工業的に望ましい機械的 Cu 複合化が可能である。素線一本へ Cu 複合化することで工程を簡略化でき、工業レベルでの km 級線材も可能と思われる (図 4.2-9)。今後原型炉への適用の実現に向けては、km 級線材製造技術

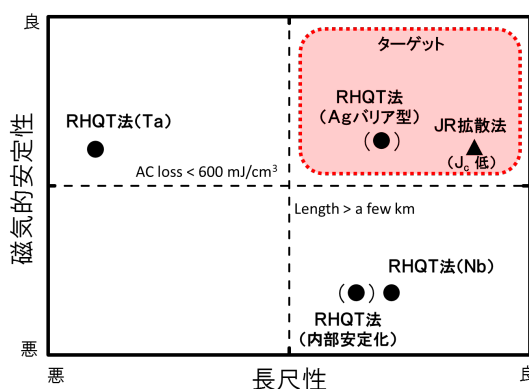


図 4.2-8 長尺性及び磁氣的安定性に関わる Nb₃Al 線材開発の見通し

の確立、プロトタイプ導体の作製などの課題解決に取り組んでいくことが望ましい。J_c特性は、JR 拡散法よりも優れるものの、従来の RHQT 法線材に比べてやや低い。特性改善に向けて、材料科学的な研究も同時に進める必要がある。これらの課題解決により、従来並みの 1300~1400 A/mm²@12 T の non-(Cu+Ag) J_c を達成することを期待したい。

(5) RHQT 法内部安定化

別工程による安定化銅付与が不要であるが、マトリクスに Nb を使用しており、Nb マトリクス線材と同様に磁気的不安定性の解決が必要である。また安定化材比を大きく取れないことも実用化にはネックとなるだろう。

(6) 安定化銅付与およびコスト

コスト面からは、機械的な Cu 複合加工法が望ましい。長尺製造実績を作ることが今後不可欠な課題である。チューブ法やフォーミング加工など、従来伸線加工技術に囚われない開発が重要である。IP+メッキ法は、長尺化実績のある方法である。処理工程の簡略化、処理速度の向上等を図り、コスト低減を進めていくことが今後重要である。

大量生産性に関しては、Nb₃Sn 線材に比べて、Nb₃Al 線材の総製造実績が明らかに少ない。これもコスト低減の検討が遅れている要因の一つである。今後、重点的な投資により線材製造技術を確立し、工業レベルでの生産技術の検討が進むことを期待する。

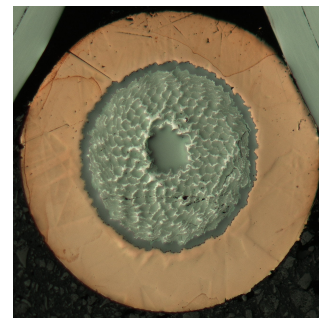


図 4.2-9 銅安定化 Ag バリア型線材断面例

参考文献

- [4.2-1] T. Takeuchi et al., “Strain effects in Nb₃Al multifilamentary conductors prepared by phase transformation from bcc supersaturated-solid solution”, Appl. Phys. Lett., **71**, 122-124 (1997).
- [4.2-2] T. Takeuchi, “Nb₃Al conductors for high-field applications”, SUST, **13** R101-R119 (2000).
- [4.2-3] K. Inoue et al., “Superconducting properties of Nb₃Al multifilamentary wire”, Appl. Phys. Lett. **52**, 1724-1725 (1988).
- [4.2-4] K. Watanabe et al., “Nb₃Al formation process in powder metallurgy processed wires”, IEEE TASC, **25**, 1984-1987, (1989).
- [4.2-5] N. Ayai, Y. Yamada et al., “Development of Nb₃Al multifilamentary superconductors”, IEEE TASC, **5**, 893-896 (1995).
- [4.2-6] N. Ayai, A. Mikumo et al., “Improvement of critical current density and residual resistivity on jelly-roll processed Nb₃Al superconducting wires”, IEEE TASC, **7**, 1564-1567 (1997).
- [4.2-7] F. Hosono et al., “Production of a 11 km long jelly roll processed Nb₃Al strand with high copper ratio of 4 for fusion magnets”, IEEE TASC, **12**, 1037-1040 (2002).
- [4.2-8] 山田雄一ほか, “ジェリーロール法 Nb₃Al 超伝導線の特性と実用化の実証”, 日本金属学会誌 **61**, 814-821 (1997).
- [4.2-9] 小泉徳潔ほか, “核融合炉応用を目指した Nb₃Al 導体の開発と大型超伝導コイルへの適用”, 低温工学誌 **38**, 391-398 (2003).
- [4.2-10] 小泉徳潔ほか, “Nb₃Al インサート・コイルの臨界電流性能評価”, 低温工学誌, **38**, 399-409 (2003).
- [4.2-11] K. Tsuchiya et al., “Development fo Nb₃Al Rutherford cable for high-field accelerator magnet applications”, IEEE TASC, **22**, Article ID 6000504 (2012).
- [4.2-12] N. Banno et al., “Development fo fine multifilamentary Nb₃Al conductors”, IEEE TASC, **19**, 2657-2660 (2009).
- [4.2-13] K. Tagawa et al., “Trial manufacture of a 2.5 km class long-length of Nb-matrix jelly-roll Nb/Al precursor

- wire for RHQT Process”, IEEE TASC, **15**, 3540-3543 (2005).
- [4.2-14] N. Banno et al., “Design of transformation-processed Nb₃Al conductors to balance drawability and inter-filament decoupling”, IEEE TASC, **23**, article ID 6001004 (2013).
- [4.2-15] 伴野信哉ほか, “銀バリア型 RHQT Nb₃Al 線材の開発”, 2016 年度春季低温工学・超電導学会, 1C-a-04, (2016).
- [4.2-16] N. Banno et al., “Development of Ag-barrier RHQT Nb₃Al wires”, IEEE TASC, **15**, article ID 6000304, (2017).
- [4.2-17] M. Kosuge, T. Takeuchi et al., “Incorporation of stabilizer to rapid-quenching and transformed Nb₃Al multifilamentary superconductors”, IEEE TASC, **10**, 2034-2037 (2000).
- [4.2-18] A. Kikuchi et al. “Cu ion plating as a technique for enhancing the mechanical electrical and thermal bonding between Cu stabilizer and the RHQT-processed Nb₃Al conductors”, IEEE TASC, **15**, 3376-3379 (2005).
- [4.2-19] N. Banno et al., “Strain tolerance in technical Nb₃Al superconductors”, SUST, **19**, 1057-1062 (2006).
- [4.2-20] N. Banno et al., “Fabrication of long-length Nb₃Al wire by the metastable solid-solution-strand restacking method”, IEEE TASC, **21**, 2517-2520 (2011).

4.3 原型炉用超伝導導体の方針と課題

4.3.1 原型炉用超伝導導体の方針

ITER からの技術的飛躍を最小にするという設計基本方針から、原型炉用超伝導導体はケーブルインコンジット(CIC)型導体が主案となる。超伝導線材については、現時点では ITER で実績がある Nb₃Sn が主案になると考える。一方、Nb₃Al は、歪みによる特性劣化が Nb₃Sn に比べて緩やかで、導体の熱処理後にコイル化する(React&Wind)製法を採用することが可能であるが、長尺化に課題がある。現在も線材開発が行われており、今後の結果によっては、採用の可能性もある。

4.3.2 原型炉用超伝導導体の課題

サイズが大きく異なる TF 導体に課題があると考えられる。ITER TF 導体と原型炉用 TF 導体を表 4.3-1 に比較する。

表 4.3-1 TF 導体の比較

	ITER TF	原型炉 TF(概念設計)
磁場	11.8 T	13.7 T
電流	68 kA	63 kA
単位長さ当たりの電磁力	802 kN/m	863 kN/m
分流開始温度	5.7 K	6.4 K
導体直径	~40 mm	~50 mm
導体長	~380 m	~1 km
中心チャンネル内径	7 mm	10 mm
ボイド率	~30%	~30%
定格流量	10 g/s	10 g/s
圧力損失	0.15 MPa	0.12 MPa

a) 単位長さ当たりの電磁力

単位長さ当たりの電磁力(磁場と電流の積)の増加は 8%程度であり、この電磁力からは ITER の延長上で導体を設計することは可能と考える。

b) 導体長増加による圧力損失

原型炉の TF コイルの冷却流路長を 1km とすると、ITER の約 2.6 倍になる。ITER TF 導体の低温での圧力損失は、低温循環ポンプの仕様から 155kPa 程度であり、この 2.6 倍とすると、低温循環ポンプの開発実績(250kPa 程度)を越えるが、中心チャンネルの直径を増やすことにより、圧力損失を下げることは可能と考える。

ITER TF 導体の単位長さ当たりの圧力損失は、155kPa と導体の流路長約 380m から約 0.4kPa/m である。一方、ITER 工学設計活動時の CS 導体(中心チャンネル内径 10mm、ボイド率約 36%)の圧力損失は、10g/s の流量において単位長さ当たりの圧力損失は 0.1~0.25kPa/m と低い。

c) その他

以下の点は WG で検討が進まず、要検討の状態である。

- ・ 導体の概念設計に関する検討。特に、歪みを-0.56%とすることに対する検討。
- ・ 耐放射化について、データの取得が必要。
- ・ 銀は放射化しやすく、生成される核(Ag-108m 等)は半減期が長いので、50 年放置したとしても、放射化されている。このため、核融合炉において放射化した廃棄物の処理を重視する

場合、銀を減らすことが求められる。Nb₃Al 線材の開発で、銀を用いるものがあり、この観点の検討も必要である。

- 超伝導体を Nb₃Sn か Nb₃Al かを選択する場合、及び導体を製作開始前に、導体の超伝導性能を評価する必要がある。QST の CS モデルコイル試験装置でも、電流 70kA、磁場 13T であり、磁場が少し不足する。導体の試験方法は検討が必要である。
- Nb₃Sn 導体の場合、撚りピッチの最適化。ITER の TF 導体は、撚りピッチが長く、CS 導体では繰り返し通電による性能低下から撚りピッチを短くしているが、製作が困難である。最適な撚りピッチは両者の中間にあると想定される。

4.4 高温超伝導線材・導体・コイル

核融合原型炉のマグネットに用いる超伝導導体の選択肢のひとつとして、銅酸化物系高温超伝導 (High-temperature superconductor; HTS) 線材を用いた導体も候補となり得る。HTS 線材は、金属系の低温超伝導 (Low-temperature superconductor; LTS) 線材と比べて高磁場まで使用可能なことや、機械強度が高いこと、冷却安定性が高いこと、高温運転が可能なことなど、多くの可能性を有している。このため、「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の中核的役割を担うチーム」によってまとめられた報告書においても、HTS 導体の開発に関して以下の記述を見つけることができる。

「超伝導線材については、当面 Nb_3Sn を主案とするが、 Nb_3Al は耐ひずみ特性に優れ高応力下での用途に適しており、高温超伝導 (HTS) 線材 (REBCO) は、高磁場での高 J_c 、機械強度、冷却安定性などにおいて潜在的性能が高い。これらの超伝導線材に関しては、原型炉への適用とともにその先の実用炉の更なる高性能化も視野に入れ、主案と並行して開発を進めるべきである。この際、核融合以外の研究開発、産業分野の開発との連携も考えることが必要。」

これをもとに、以下では、HTS 線材の開発状況、HTS 大電流導体の開発状況や、これを用いたマグネット設計を概観し、今後の開発展望について記述する。

4.4.1 高温超伝導線材の開発状況

REBCO 材料は、最初、YBCO が 1987 年 2 月に米国で発見され、90 K の臨界電流を持つことが確認された。各種超伝導線材の臨界電流の磁場強度依存性について、図 4.4-1(a)に示す。REBCO 線材の製造では、臨界電流特性が結晶方位によって大きく異なることから、結晶構造をできるだけ揃えるための配向制御が必要である。特に、ビスマス系と異なり、c 軸配向のみならず a-b 面内の配向 (二軸配向) も実現する必要がある。このため、線材化するにはニッケルやハステロイ、銀などの金属テープの上に薄膜状の結晶を成長させることになり、「薄膜線材 (Coated Conductor; CC) 」とも呼ばれる。REBCO 線材の一般的な構成を図 4.4-1(b)に示す。REBCO 層を面内配向させるためには、主に次の二つの方法がある。一つは基板である金属テープを配向させる方法であり、もう一つは無配向の金属テープ上に配向中間層を成膜する方法である。いずれもまずテンプレートとなる配向組織を作り、その上に REBCO 層を成長させるという方式をとる。前者ではニッケルや銀などの金属テープに 90%以上の強加工を施し、その後に適切な再結晶化熱処理を与えることで面内配向した基材 RABiTS (Rolling Assisted Biaxially Textured Substrate) が得られる。基材が銀の場合はその上に REBCO 層を成長させることも可能であるが、ニッケル等の金属の場合にはもう一つの方法と同様にセラミックスの中間層 (バッファ層) が必要である。中間層を配向させる方法として、代表的なものにイオンビームアシスト蒸着法 IBAD (Ion Beam Assisted Deposition) がある。この方法ではスパッタによって成膜する際に特定の角度 (55°) からイオンビームを照射することにより、無配向基板の上に二軸配向した中間層を効率よく成膜することができる。中間層としては YSZ や GZO 等が用いられる。この方法によって成膜された中間層は非常に高い配向組織となり、結晶粒も細かく長尺化に適した特性を示す。中間層の上には、PLD (Pulse Laser Deposition) を用いて REBCO 層が成膜される。REBCO 層の厚みは、現在のところ 1–3 μm となっている。既に、10 mm 幅のテープとして液体窒素温度 77 K における臨界電流が 1000 A に至る線材も実験室レベルでは作製されている。PLD 法をより高速に行うためには、マルチターン・マルチプルームと呼ばれる方法も開発され、成膜の均一化や成膜領域の拡大により線材作製が効率的に行えるようになり、長尺の線材が製造できるようになっている。IBAD 中間層については製造速度が遅いことが課題である。そこで、中間層に対しても PLD を用いて CeO_2 層 (キャップ層) を成膜することで、高速に高配向中間層を得る手法なども開発されている。一方、PLD 法よりも高速に REBCO 層を形成する手法として化学液相法 (MOD; Metal Organic Deposition) や化学気相法 (MOCVD; Metal Organic Chemical Vapor Deposition) がある。MOD 法では有機金属塩を溶媒に溶解して基板上へ塗布して焼成することに

より超伝導相を形成する。このため真空プロセスを必要とせず、高速化とともに低コスト化が期待される。原料にトリフルオロ酢酸塩を用いたプロセス（TFA-MOD法）では、高い配向組織が得られる。マルチコート法と呼ばれる複数回塗布と仮焼を繰り返した後に REBCO 層形成のための熱処理を加える方法も考案されており、熱処理条件の適正化を行うことで臨界電流密度を低下させることなく厚膜化に成功している。

REBCO 線材は近年の開発の進展により、すでに商業ベースとして製造・販売が行われている。現状の基本性能としては、臨界電流 $> 650 \text{ A/cm}$ （温度 77 K 、自己磁場）のものが線材長 $> 500 \text{ m}$ で製造可能となっている。当初は長尺線材における臨界電流密度の空間的均一性や局所的欠陥の混入が問題であったが、最近では、大幅に改善されている。また、後述のように、最近の線材開発の動向として、温度 77 K での磁場中特性を向上させる目的で BHO や BZO のナノロッド等の人工ピンを導入する研究が盛んである[4.4-1]。これはまた、磁場方向に対する臨界電流密度の異方性を軽減することにも極めて有効であり、核融合炉用マグネットのような低温運転においても、この改善が期待されている。併せて、低コスト化も大きな課題として取り組みが行われている。

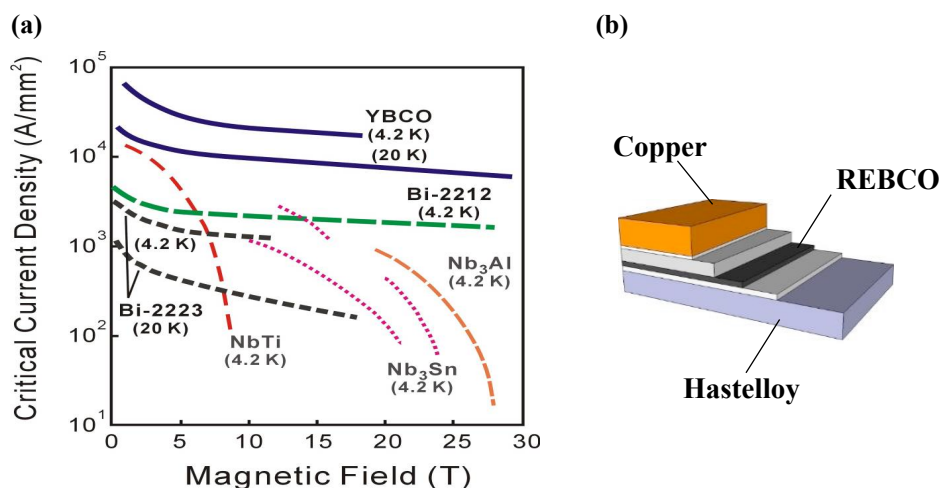


図 4.4-1 (a)各種超伝導線材の臨界電流密度の磁場強度依存性、(b)ReBCO 線材の断面構造

4.4.2 高温超伝導体を用いた核融合炉マグネットの設計の歴史

HTS 導体を用いた核融合炉用マグネットの設計については、早くは 2000 年頃より提示されている。代表的なものとして、トカマク炉を対象として、日本の VECTOR、および、米国の ARIES-AT がある。VECTOR については、最初は Bi-2212 線材を用いた設計であったが[4.3-2]、その後、YBCO 導体を用いた設計となった[4.4-3]。ARIES-AT も類似の YBCO 導体を用いた設計であるが、特に、 70 K という高温運転を想定した[4.4-4]。VECTOR の Bi-2212 線材を用いた設計に対して、日本原子力研究開発機構（当時）では実際に同線材を用いて CIC 導体を構成した導体の R&D も行われ、温度 20 K 、磁場 12 T において 10 kA の電流を流すことに成功している[4.4-5]。一方、同時期において、ヘリカル炉に対しても HTS 導体を用いた設計が提示された[4.4-6]。こちらは、ディマウンタブル方式でヘリカルコイルを形成することを想定したものであり、これについては、後の節で詳述する。

この頃、東京大学において内部導体方式のプラズマ閉じ込め装置 Mini-RT [4.4-7]、および、RT-1 [4.4-8] が建設された。これらは、Bi-2223 線材を用いた磁気浮上コイルを有し、規模は小さいもののプラズマ・核融合研究において HTS 線材が実際に適用された初めての例となった。Mini-RT については、その後、2010 年代に入ってから、Bi-2223 線材を GdBCO 線材に代えて新たな巻線が行われた[4.4-9]。

4.4.3 高温超伝導体を用いた核融合炉マグネット設計に関する世界の現状

2010年代に入り、現在、世界ではHTS導体を用いた核融合炉のマグネット設計がいろいろと出てきている。ここで、HTSを用いる目的・用途としては、大きく分けて、以下の2種類にまとめることができる。

(1) 強磁場化

HTS線材を用いると高磁場まで臨界電流を保つことができるため、炉をコンパクト化することに使える発想がとれる。ここで、核融合出力が装置サイズの3乗、および、磁場強度の4乗に比例すること（ただし、ベータ値は一定と仮定）を考えると、磁場強度を上げることで装置サイズを抑えることが原理的には可能である。この方向に沿って、いくつかの小型炉が設計されている。このうち、マサチューセッツ工科大学(MIT)のARCでは、トロイダル磁場強度9.2T、コイル経験磁場23Tとすることで、第半径3.3mというJET並みの装置サイズにおいてITERと同じ500MWの核融合出力を出すことが可能と試算している[4.4-10]。ARC以外にも、類似の思想として、英国ベンチャー企業のTokamak EnergyのST炉が設計されている。ただし、これらの装置ではいずれも装置サイズが小さいゆえにダイバータ熱負荷の問題が厳しくなり、Super-XやSnow-flake等の先進的ダイバータ配位や液体ダイバータの開発と導入が必須条件となっている。さらに、第一壁の中性子負荷（および停止後の崩壊熱）の問題も厳しいと考えられる。一方、中国のCFETR(China Fusion Engineering Test Reactor)では、そのPhase-II設計として、中心ソレノイド(CS)コイルの最内層部分をHTSとするオプションの検討が行われている。これは、プラズマ電流を立ち上げて一定時間保持するために必要な磁束を得る目的として、CSコイルのサイズを大きくする代わりに磁場強度を上げることで装置サイズ全体を小さくすることが可能とする発想にもとづく。CFETRでは、Bi-2212線材をCIC導体として用いた設計としており、CSコイルの外層部分に用いるNb₃Sn線材を用いたCIC導体と共通する冷却パスを用いる発想で設計されている。

(2) 高温運転

プリンストンプラズマ物理研究所(PPPL)で設計されているFNSF(Fusion Nuclear Science Facility)の球状トカマク(ST)オプションにおいても、HTSマグネットが検討されている。これは、ST炉では、トーラスの内周部分においてブランケットによる遮蔽が薄く、中性子負荷が厳しいため、高温で運転できるメリットを活用した発想である。これにより、マグネットに必要な冷凍電力を数分の1に下げることができる。

一方、HTS導体を高温で運転できることで、これを用いて多数の接続部を含む特殊なコイル構造を採用する用途も考えられている。LTS導体では温度マージンが小さいこと、および、全体の熱負荷の問題があることにより、多数の接続部におけるジュール発熱を許すことは難しいが、HTSでは余裕ができる。そこで、上記のMITのARCについては、HTSを用いる理由として高磁場化とともに、炉内機器の交換作業を簡便に行うことを目的として、トロイダル磁場(TF)コイルを着脱可能(ディマウンタブル)とすることが提案されている[4.4-11、12]。すなわち、トロイダルコイルを赤道面で分割して取り外し、真空容器内部に簡単にアクセスする方式である。ただし、メンテナンス後に再度トロイダルコイルを組み立てることが前提となり、実際にこれを実現するには高度な技術が要求される。そこで、特殊なジャンパー構造を有した接続方法が検討されている。着脱技術のためのR&Dも一部行われているが、まだ前途は長い。また、このようなメンテナンス方式をとれるのは小型トカマク炉に対してのみであり、真空容器の中のブランケット全てを一体としてクレーンで吊り上げることのできる重量までに限られる。

一方、トカマク炉において同様に多数の接続部の導入を許すならば、CSコイルをTFコイルの内側に入れて鎖交させたインターリンク方式のコイル巻線なども原理的には可能である。これを用いると

装置サイズを比較的小さく保ったままプラズマ電流駆動のために大きな磁束を確保することができ、上述の CFETR と類似の発想である。同様のインターリンク方式は、ダイバータコイルに適用することも考えられ、先進的な磁場配位である Super-X や Snow Flake を実現するうえで有効な手段となる可能性がある。実際、これらの配位を TF コイルの外側に配置したダイバータコイルで得ようとするとう極めて大きな電流値が必要となる。

HTS 導体を接続して作るもうひとつの例は、ヘリカル型核融合炉 FFHR である。ヘリカル炉は本質的に定常運転が可能でありプラズマ電流の駆動を必要としないことや、プラズマ電流事態がないために破壊的な不安定性であるディスラプションがないことなど、多くの利点があるが、巨大かつ複雑な一体構造のヘリカルコイルをいかにして製作するかが大きな工学課題である。この問題を解決する一案として、1980 年代半ばにおいてヘリカルコイルを分割製作する方法が考案された[4.4-13]。この提案では、万一周の一部に不具合が生じたときに補修できるようコイルを着脱可能 (demountable) とする発想をとっている。当時唯一の実用超伝導線材であった NbTi を用いた導体を前提に検討され R&D も行われたが、大型ヘリカル装置 LHD の建設に適用するには技術が未熟であったため見送られ、その後ある意味で忘れられた技術検討となっていた。2000 年代に入り、HTS 線材を用いて類似の提案が行われた[4.4-6]。すなわち、運転温度を 20 K 以上とすることで冷却が大幅に楽になるため、多数の接続部におけるジュール発熱を許容できるという発想である。この発想は LTS 線材で先から提案されたものと基本的に同じであり、両者がドッキングして現在に至っている。ディマウンタブル方式によるヘリカルコイルの製作方法のイメージを図 4.4-2(a) に示す。この方法では、特に、400 本を超える巻線導体を同時に接続するとともに、電気絶縁を完璧に施す方法について現状の技術では解を見つけることが難しい。そこで、コイルセグメント同士の接続ではなく、1 本ずつの導体セグメント同士を接続していく巻線方法 (図 4.4-2(b)) が 2011 年に提案された[4.4-14]。この場合に想定される HTS 大電流導体の接続方法としては、テープ形状の REBCO 線材を導体端部において階段状になるように配置することで低抵抗接続が可能であり、導体をオリジナルの外径から太らせることなく接続が行えることが特長である。現在この機械的接続方法について精力的に開発されており、100 MPa の応力をかけることでヘリカルコイル全体における発熱を冷却するために必要となる外部電力は高々 2.5 MW と見積もられる。また、ヘリカル 1 ピッチごとに接続することにより高速の巻線が可能と考えられ、LHD と同様に巨大な巻線機を用いる方式と比べて圧倒的に早い巻線が可能と原理的に見込むことができ、1.5-3 年の巻線作業が原理的には可能として検討されている。

一方、接続を前提としない核融合炉用マグネットの高温運転自体についても、従来は検討された。ヘリウム冷凍機に必要な電力を低減し、核融合炉運転の経済性が向上するためである。また、液体ヘリウムの製造が不必要となるため、ヘリウム資源の節約にも貢献するものと考えられる。この発想をもとに前述の ARIES-AT では運転温度として 70 K が設定された。ただし、その後の検討により、トカマク炉ではプラズマ電流を中世粒子入射加熱によって駆動するために大きな電力を必要とし、発電した電力の相当部分を所内電力として還流させる必要があるため、ヘリウム冷凍機の電力を多少下げることがあまり大きなメリットとなり得ない。一方、ヘリカル炉では電流駆動に所内電力を回す必要がないため、ヘリウム冷凍機の電力を下げることは有益である。現状は、20 K の運転温度に設定しており、ヘリウムガスを用いた冷却を考えている[4.4-15]。この観点からは、装置の運転温度をもっと高く設定することも可能であり、例えば、30 K とすると液体ネオン (沸点 27 K) が使えることになる。ただし、これ以上温度を上げると、電磁力支持構造物におけるステンレス鋼材の機械強度が下がる問題が生じる。ステンレス鋼の耐力は、温度 4 K と比べて温度 20 K では 5%ほど低下する。機械的支持の観点からはデメリットが大きく、運転温度をさらに上げることは得策とは言えない。

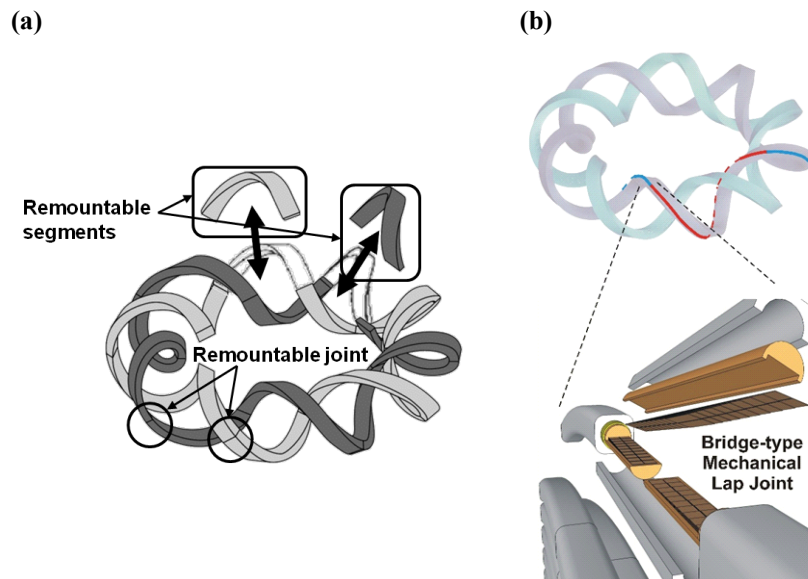


図4.4-2 ヘリカル型核融合炉の高温超伝導マグネット設計オプションにおけるヘリカルコイルの (a) ディマウンタブル製作方法、および、(b) 導体1本ずつの「接続巻線」方法

4.4.4 HTS 大電流導体の現在の開発状況

ここでは、HTS 大電流導体の現在の開発について概観する。

特に、欧米では、トカマク炉を対象として、HTS 大電流導体の開発が始まっている。いずれも線材間に撚り（ツイスト）と空間転位（トランスポーズ）を入れた構造となっている。このことは、従来の LTS 線材を用いた大電流導体の発想と同じである。しかしながら、これはフィラメント構造を有し丸線形状を持つ Bi-2212 線材でのみ簡単に適用可能であり、REBCO 線材の場合にはテープ形状でありフィラメント構造もないため極めて難しい課題となる。そこで、REBCO 線材を用いた導体においても何とか擬似的にこの基本を踏襲するような構造の導体開発が行われている。

Roebel 導体

ドイツのカールスルーエ工科大学 KIT を中心に開発が行われている[4.4-16]。この導体ではテープ形状の REBCO 線材をパンチングで切り欠くことでミアンダー形状に加工し、これを順次撚り合わせて大電流導体とする。KIT ではテープ線材を幅方向にできるだけ細かく分割して Roebel 導体を構成し、これを多数本組み合わせることでラザフォードケーブルとして温度 77 K で 20 kA 級の導体とする試作も行われている。また、この導体は、核融合のみならず加速器への応用も検討されている。CERN では、LHC (Large Hadron Collider) の後の計画となる FCC (Future Circular Collider) が検討されており、これに Roebel 導体を用いた HTS オプションも検討されている。このプロジェクトは、EuCARD と名付けられ、磁場 20 T において、電流 10 kA 級の導体とコイルが開発されている。

TSTC (Twist-Stacked Cable) 導体

米国の MIT で提唱された。これは、テープ形状の線材を積層した後にその束全体を捻っていく方式である。これを1本の素線として多数の素線を集合することで、大容量の CIC 導体を構成することも提案されている[4.3-17]。TSTC 導体については、類似の提案がいくつか出ている。これらは、スイス SPC の RSCCCT 導体[4.3-18]、イタリア ENEA の Slotted CIC 導体[4.4-19]、ドイツ KIT の CROCO 導体[4.4-20]である。このうち、RSCCCT 導体では、磁場 12 T、温度 4 K において、電流 60 kA を達成した。

CORC (Conductor on Round Core) 導体

米国において提案され、ベンチャー企業として商品化されている[4.4-21]。これは、銅のフォーマの周りに REBCO 線材を巻き付けることによって大電流導体を構成するものであり、可とう性に優れている。現状は、数 kA 級であるが、これを多数束ねて数十 kA 級の CIC 導体を構成することも提案されている。これについては、加速器の検出用マグネットへの応用も検討されている。

STARS (Stacked Tapes Assembled in Rigid Structure) 導体

上記の欧米において開発されている大電流 HTS 導体は、いずれもテープ線材が複雑な構造を持つため、製造が難しく、導体の機械強度にも課題がある。また、コストも高くなると想定される。しかしながら、トカマク炉のパルス運転に対応するためには必要な選択と考えられる。これに対して、ヘリカル炉 FFHR の場合は定常運転となるため、直流マグネット用に対応した導体設計が可能である。現在、核融合科学研究所 (NIFS) では FFHR への適用をめざした 100 kA 級 HTS 導体”STARS (Stacked Tapes Assembled in Rigid Structure)”の開発が行われている。HTS 導体は金属自体の比熱によって高い冷却安定性が保証されるため、磁気的不安定性や電流偏流が LTS 導体のようには問題にならないと期待できる。よって、これらに対する対処として考えられた LTS 導体と線材の構造とは別の発想も可能となる。そこで、テープ形状の線材に撚りや転位構造を全く設けず単純に積層して導体を作ることが提案された。こうすると導体の製造が簡単で機械強度が高いとともに、コストも低減できる。また、接続が容易という利点もある。図 4.4-3 にこの発想をもとに現在検討されている FFHR 用大電流 HTS 導体の設計例を示す。この設計ではステンレス製ジャケットの中心に REBCO テープ線材を単純に積層して配置し、回りに安定化銅を入れた構造としている。線材同士は圧縮力をかけて固定されているため、膜状の超伝導層が高強度の基材から剥がれる問題を回避できる。NIFS では、HTS 導体の開発が 2005 年より始まり、10 kA 級のプロトタイプ導体の短尺試験による原理検証が行われた。最初は Bi-2223 線材を積層した導体で温度 20 K、外部磁場 8 T で 10 kA の臨界電流を達成した[4.4-22]。これに続き YBCO 線材を用いて同様の条件で 15 kA の臨界電流を確認した (2008 年)。両方の試験ではヒータを用いて熱擾乱を与える安定性実験も行い、液体ヘリウム下で試験された低温超伝導導体の場合と比べて一桁以上高い安定性マージンを有することが確かめられた。これらの成果を受けて 2012 年 8 月には、GdBCO 線材 (フジクラ製 FYSC-SC10、幅 10 mm、厚み 0.22 mm、臨界電流 ~600 A@77 K、自己磁場) 20 枚を用いて定格電流 30 kA 級の導体サンプルを製作し、温度 20 K、磁場 6 T において 40 kA の電流を安定に流すことに成功し[4.4-23]、続いて、2013 年に 100 kA 級 HTS 導体サンプルの試験を行った[4.4-24]。導体サンプルの断面構成を図 4.4-4 に示す。同じ GdBCO 線材 (FYSC-SC10) を 54 枚用い、3 列×18 層で単純積層して銅ジャケットに収めた。サンプル全体はレーストラック形状であり、東北大学量子エネルギー専攻のチームによって開発された機械的ブリッジジョイントを入れて 1 ターンループを形成した。温度 20 K において臨界電流を測定したときの通電波形を図 4.4-5 に示す。サンプル電流が 103 kA に達したところでクエンチが生じている。外部磁場は 5.3 T であった。クエンチは接続部の不具合によって生じた。一方、温度を 4 K まで下げた場合、低磁場においてサンプル電流は 120 kA まで達した。このときクエンチは生じず、約 20 分に至る減衰時定数を確認した。この時定数より、接続抵抗率を評価した。併せて、100 kA を 1 時間に渡って保持することに成功した。現在のところ、これは、HTS 大電流導体のトップデータとなっている。このサンプルの接続部の構造を図 4.4-6 に示す。また、測定された接続抵抗とその面圧依存性について、図 4.4-7 に示す。

なお、上記のように、日本ではヘリカル炉用の直流対応 HTS 導体の開発のみが行われており、トカマク炉用の交流運転対応の HTS 導体の開発は行われていない。

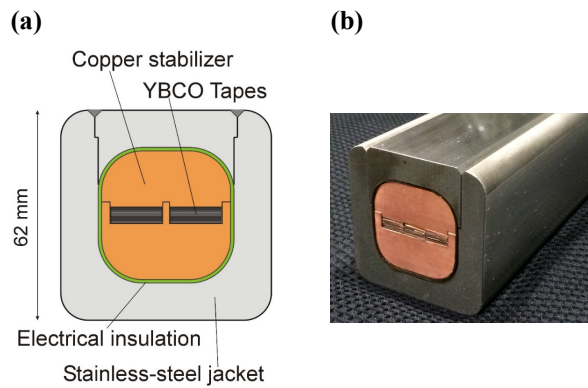


図 4.4-3 ヘリカル型核融合炉 FFHR-d1 への適用をターゲットとして設計している 100 kA 級単純積層型 (STARS) 高温超伝導導体の (a)断面図、および、(b) モックアップ

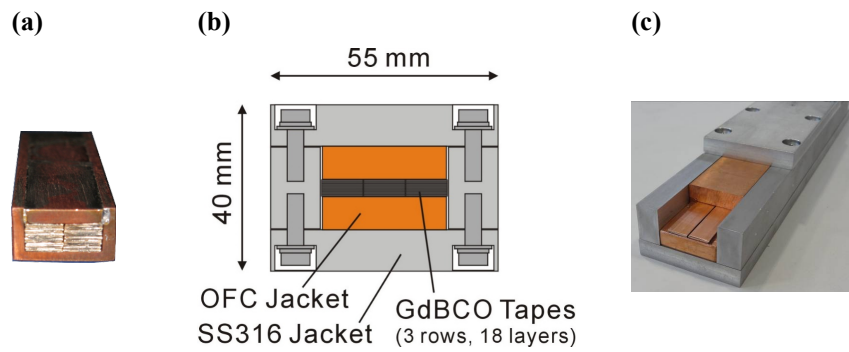


図 4.4-4 単純積層型 (STARS) 高温超伝導導体のプロトタイプ導体サンプル

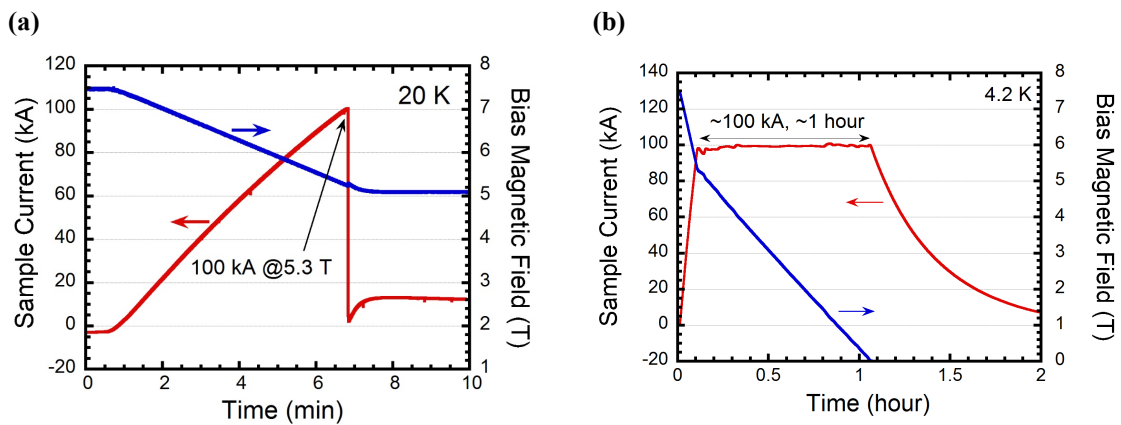
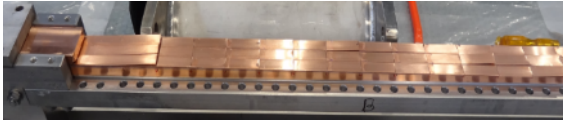


図 4.4-5 (a) 単純積層型 (STARS) 高温超伝導導体のプロトタイプ導体サンプルで達成した温度 20 K、外部磁場 5.3 T における 100 kA 電流の通電波形、および、(b) 温度 4.2 K における 100 kA 電流の 1 時間保持時の通電波形。

(a)



(b)

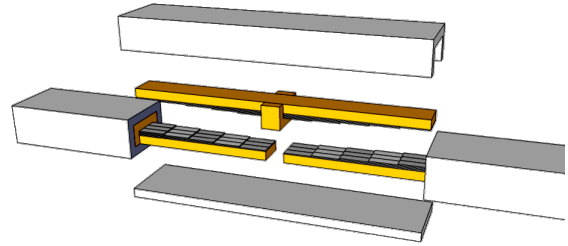
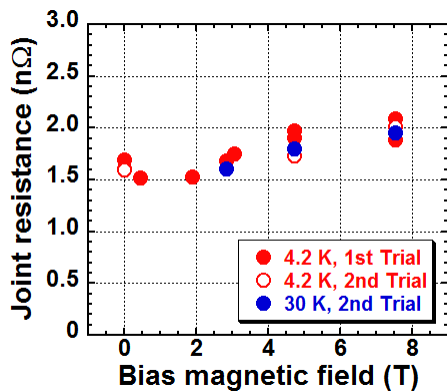


図 4.4-6 (a) 100 kA 級 STARS プロトタイプ導体で採用された機械式ラップ接続部の製作途中の写真、および、(b) 接続部の概念図

(a)



(b)

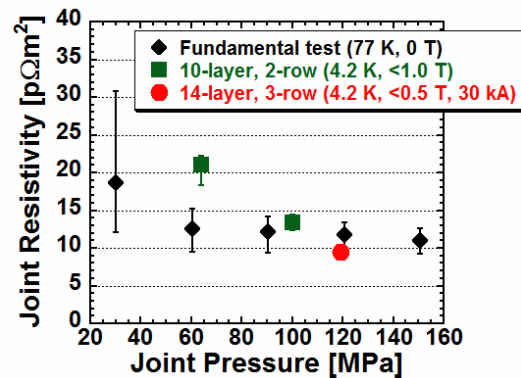


図 4.4-7 (a) 100 kA 級 STARS プロトタイプ導体で採用された機械式ラップ接続部で測定された接続抵抗の外部磁場強度依存性、および、(b) 接続抵抗率の製作時面圧依存性

4.4.5 高温超伝導線材・導体の原型炉に向けた開発課題

ここでは、HTS 線材と導体に関して、今後の開発課題をまとめる。

(1) 線材の臨界電流の異方性

REBCO 線材は、磁場方向に対する臨界電流の異方性が大きい。ただし、大型導体のパルスコイル応用では燃線と転移を行うことが基本となるため、異方性の問題は自ずと解決されており、逆に、全体に線材の臨界電流密度を上げることが肝要である。このためには人工ピンの導入が有効であると考えられ、開発が進んでいる。また、厚膜化による臨界電流の向上も有望と期待される。一方、ヘリカル炉のように直流マグネットを対象として単純積層で用いる場合は、線材テープの（幅広）方向を磁場方向に揃える方法もある。ただし、巻線方法は複雑になる。

(2) 線材・導体の交流損失

HTS 大電流導体の交流損失については、SPC の RSCCCT 導体に対して初期的な測定例が出てきている。それによると、ITER の TF 導体と比べて 3~10 倍程度に留まるといものである。ただし、測定方法を含めてまだ議論が十分ではなく、今後の課題である。一方、線材の履歴損失を低減するために、レーザー加工を用いた細線化技術が進展している。これにより、単線の測定で交流損失が一桁下がる結果が得られており、今後の進展に期待が持てる。

(3) 中性子照射に対する影響

REBCO 線材に対する中性子照射に対する影響については、6.1 節に詳しく述べられているので、そちらを参照されたい。ウィーン工科大学のグループによる測定例が転載されており、大枠として、Nb₃Sn 線材と同等レベル、あるいは、少し低い結果が出ている。さらに、中性子照射により、磁場方向に対する異方性が緩和される傾向が出ている。これは、中性子照射によって発生する結晶粒界へのピン導入が有効に働いている可能性が指摘されている。こうした観点を含めて、今後さらに研究が進むと期待される。一方、REBCO 線材においても若干の銀を使用しており、銀の放射化の問題はビスマス系と比べると圧倒的にましではあるもののゼロではない。今後、銀をさらに減らす努力が必要になる可能性もある。また、現在、YBCO 線材よりも GdBCO 線材の方で高い臨界電流が得られている。ここで、Gd は中性子吸収材であるため、当初は核融合炉用マグネットに使えないと懸念された。実際、中性子照射に対する臨界電流の影響調査において、初期はそうした結果が出ていた。しかしながら、これは中性子のエネルギースペクトルの問題であり、核融合炉用マグネットで想定される 0.1 MeV 以上のエネルギーでは Gd による中性子の吸収断面積は小さく、結果として、GdBCO と YBCO とで遜色がないことが確認された。

(4) 安定性・保護

HTS 導体は安定性が高いため常伝導伝播速度が遅く、クエンチ検出が難しい問題が従来から指摘されている。このため、特に、線材単線を用いた電流密度の高い小型のコイルでは、クエンチ検出に失敗して巻線が焼損した事例もある。大型コイルにおいても基本的にこの問題に対する検討は十分に行われる必要がある。ただし、HTS 導体を用いて製作されたコイルはそもそもクエンチする確率が極めて小さいため、これをどこまで扱うかは議論のあるところである。実際、ARIES-AT の設計ではクエンチは想定しないとされた。また、FFHR 用の STARS 導体の発想では、銅安定化材を十分に使い、電流密度を低く抑えることで、極めて高い安定性の確保が図られている。ただし、万一常伝導転移した場合は、HTS 線材の特長として伝播速度が遅く、ホットスポットが一か所に留まる問題がある。すなわち、最初は温度が安定し、電圧もほとんど出ない状態が続くが、その後、両者が急激に温度が立ち上がる事象が数値計算によって確認されている[4.4-15]。ここで、クエンチ判定の電圧のしきい値は、LTS 導体と同様の 100-200 mV で設定としている。これに対して、10 mV 程度で判定が掛けられれば、安全にマグネットを低速減磁することも可能であり、今後の開発課題となり得る。

(5) 接続・電気絶縁

大型コイルの製作において、導体間の接続は必須であり、低抵抗の接続法の開発が求められる。現状、ヘリカル炉 FFHR 用には低抵抗の機械的ラップ接続が開発されており、1 接続箇所あたりの抵抗 1 nΩ が得られている。この導体は単純積層構造を採用しているため、低抵抗が得やすい。線材間に撚りと空間転位を入れた導体では接続も複雑となり、低抵抗を得るのは容易ではない。導体構造に合わせて接続部の開発も大きな課題となる。電気絶縁も課題として挙げられる。従来のガラス・カプトン＋エポキシ系（耐放射線に優れたシアネートエステル含む）の絶縁材で良いか、あるいは、セラミック系の絶縁材を開発するかは大きな課題である。ここで、FFHR 用の STARS 導体では、内部絶縁方式を採用している。これにより、導体間の溶接を行うことが可能であり、真空含浸工程も省略できる。ただし、これは従来にない発想であり、実際に適用するには、今後、詳しい検討と要素開発が必要である。

(6) 線材強度

大電流導体化においては Roebel 導体や RSCCT 導体で見られるように、線材に局所的な変形を加える可能性がある。TSTC 導体においても導体を曲げたときに劣化する現象が観測されている。よって、導体の工夫を行うとともに、機械的に強度の高い線材を開発していくことも肝要である。一方、REBCO

線材を用いて小型コイルを製作し、巻線をエポキシ含浸した場合に、線材で剥がれが生じる問題がある。このため、小型コイルでは含浸方法に対する工夫が開発されている。ただし、大型導体は環境が異なり、少なくとも導体内部においてエポキシ含浸等を行わないため、この問題は生じないと考えられる。しかしながら、電磁力に対する問題がどうかなど、精密な議論は必要である。また同時に、剥がれ強度の強い線材の開発も進んでおり、今後の期待が持てる。

(7) 線材のコスト

HTS 線材はコストが高い。現状、臨界電流で同等の Nb₃Sn 線材と比べて線材単価がまだ一桁近く高いのは事実である。ただし、製造コストの低下が見込まれており、将来的には同等になることも期待はできる。一方、コストに関する議論で注意しないといけないのは、特に大型導体・大型コイルを製作するうえで線材自体の占めるコストが相対的に低くなる問題である。ITER の TF コイルを例にとると、コイル断面において超伝導線材の占める割合は 3%ほどである。実際、例えば、LHD のヘリカルコイル導体では、磁場 7 T において運転電流 13 kA を出すために NbTi/Cu 線材に純アルミニウム安定化材を入れた複合導体で 1 m あたりの単価が 10 万円であった。現在の REBCO 線材を用いてこれと同じ性能を得ようとする、10 mm 幅線材 5 枚程度で良いため、導体化を含めても上記の価格と同程度で実現可能と考えられる。このことは、ITER TF コイル用導体 (68 kA@11.8 T) についても同様の議論が成り立つ。ただし、現状の線材性能として、B // ab 方向の特性で考えており、B // c では相当に厳しい。人工ピンを入れた線材開発の進展とコスト低減が必要である。

ここで挙げた例は導体のみに対するものであるが、実際にはこれにコイルの製作コストが大きく関与する。HTS 導体を用いる場合、巻線にリアクト & ワインド方式が採用できることを考えるならば、コイル全体の製作コストとしては下がる可能性も考えられる。さらには、ヘリカル炉 FFHR に対して開発されている導体内部電気絶縁方式を用いれば、真空含浸工程を省略できる可能性もあり、コイル製作におけるインパクトは大きい。併せて、グレーディングによって全体のコストを抑えることも重要な発想となる。

4.3.6 高温超伝導線材・導体・コイルの原型炉に向けた開発提言

以上述べたように、HTS 線材を用いた大電流導体の開発はまだ小規模ながらも始まっている。現在の大型マグネット用に Nb₃Sn 線材を適用するまでに 20 年以上の開発時間がかかったことを振り返ると、HTS 導体について、さらに開発を加速することが望まれる。特に、日本では、HTS 大電流導体の開発は、NIFS と東北大学・量子エネルギー専攻のチームにより行われているのみであり、現在のところは、定常運転が可能でマグネットは直流仕様となるヘリカル炉用に限定されている。トカマク炉は交流運転を伴うことが前提である以上、これに適した HTS 大電流導体の開発は必須と言えよう。

HTS 大電流導体の使用目的としては、上述のように、装置サイズのコンパクト化が挙げられる。すなわち、CS コイルを高磁場化する意味である。これは中国の CFETR の Phase-II 設計で採用されているものであり、核融合炉全体のコスト低減の観点から有効な方法と考えられる。一方、ダイバータの熱負荷問題も深刻であり、トカマク型原型炉として Super-X や Snow-flake 等の先進的ダイバータ配位の採用を検討することは極めて重要である。これを実現するためにはインターリンクコイルが適しており、接続に余裕のできる HTS コイルを用いることは有望な選択肢になり得ると考えられる。接続を含めてこれに適した HTS 大電流導体の開発を行っていくことは設計尤度を広げるうえで重要である。

なお、数年前に、欧米を中心として HTS4Fusion Conductor Workshop が立ち上げられた。ワークショップの第 1 回は、2011 年 5 月にドイツのカールスルーエ工科大学 KIT が主催して開催された。その後、2014 年 1 月に第 2 回がスイスの CRPP 研究所の主催で、2015 年 9 月に第 3 回がイタリアの ENEA 研究所の主催で開催された。次回、第 4 回については、2018 年 3 月に日本で NIFS が主催して開催する計画となっている。今後、こうした活動なども利用して、核融合原型炉用マグネットに対する HTS 大電

流導体の応用研究をさらに加速していくことを提言する。

参考文献

- [4.4-1] V Selvamanickam et al., Superconductor Science and Technology **28** (2015) 104003.
- [4.4-2] T. Ando et al., Fusion Technology **1** (1998) 791.
- [4.4-3] F. Dahlgren et al., Fusion Eng. Des. **80** (2006) 139.
- [4.4-4] T. Ando et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **14** (2004) 1481.
- [4.4-5] T. Isono et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **13** (2003) 1512.
- [4.4-6] H. Hashizume et al., Journal of Plasma Fusion Res. SERIES **5** (2002) 532.
- [4.4-7] Y. Ogawa et al., J. Plasma Fusion Res. **79** (2003) 643.
- [4.4-8] Z. Yoshida et al., Plasma and Fusion Research **1** (2006) 8.
- [4.4-9] Y. Ogawa et al., Plasma and Fusion Research **9** (2014) 1405014.
- [4.4-10] B.N. Sorbom et al., Fusion Engineering and Design **100** (2015) 378.
- [4.4-11] Z.S. Hartwig et al., Fusion Engineering and Design **87** (2012) 201.
- [4.4-12] F.J. Mangiarotti and J.V. Minervini, IEEE Trans. Appl. Supercon. **25** (2015) 1.
- [4.4-13] K. Uo et al., Proc. 14th SOFT (1986) 1727.
- [4.4-14] N. Yanagi et al., Fusion Sci. Technol. **60** (2011) 648.
- [4.4-15] N. Yanagi et al., Cryogenics **80** (2016) 243.
- [4.4-16] W Goldacker et al., Supercond. Sci. Technol. **22** (2009) 034003.
- [4.4-17] M. Takayasu, Supercond. Sci. Technol. **25** (2012) 014011.
- [4.4-18] D. Uglietti et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **24** (2014) 4800704.
- [4.4-19] G. Celentano et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **24** (2014) 4601805.
- [4.4-20] M.J. Wolf et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **26** (2016) 6400106.
- [4.4-21] D.C. van der Laan, Supercond. Sci. Technol. **22** (2009) 065013.
- [4.4-22] G. Bansal et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **18** (2008) 1151.
- [4.4-23] Y. Terazaki et al., IEEE Appl. Supercond. **24** (2014) 4801305.
- [4.4-24] N. Yanagi et al., Nuclear Fusion **55** (2015) 053021.
- [4.4-26] S. Ito et al., IEEE Trans. Appl. Supercond. **26** (2016) 4201510.

5. 極低温高強度構造材料の開発の現状と原型炉への見通し

5.1 はじめに

環状プラズマ閉じ込めを基礎とした核融合原型炉では、プラズマを閉じ込めるために非常に強い磁場を必要とし、その磁場を供給するために、大型超伝導コイルが使用される。トカマク型核融合炉は、ポロイダル磁場コイル (PF コイル)、トロイダル磁場コイル (TF コイル)、センターソレノイドコイル (CS コイル) の3種類のコイルで構成され、必要に応じて修正コイルが設置される。これらのコイルには非常に大きな電流が流され、その電流とコイルが作り出す強力な磁場の相互作用によって、巨大な電磁力が発生する。核融合原型炉超伝導コイルシステムでは、この電磁力を支持する電磁力支持構造が必須であり、そのために高強度、高靱性、優れた加工性や溶接性を有する極低温構造材料が必要となる。

これまでに設計、製作された、3つのトカマク型プラズマ実験装置 (EAST、JT-60SA (旧モデル)、ITER) のTFコイルの断面に占める材料の割合を調査した結果を図5-1に示す[5-1]。いずれもTFコイルのIn-Board側赤道断面に注目し、それぞれの断面に占める、構造材料、コンジット材料、絶縁材料、He流路、銅、超伝導材料の割合を示している。円の面積はコイル断面積を示しており、電磁力が大きくなるとともに断面積が大きくなり、かつ、構造材料の占める割合が大きくなることがわかる。

構造材料として使用されるステンレス鋼は、非磁性鋼である316鋼で、強度を上げるために窒素添加したものも使用される。図5-1で、8トン/m、17トン/m、80トン/mと電磁力が増加するのに対して、構造材料の占める割合が増加している原因は、316鋼の設計降伏強度が700MPa程度から800MPa程度とほとんど増加していないことにある。

核融合原型炉の超伝導コイルシステムを合理的に設計するには、構造材料の設計降伏強度を上げることができるようより高強度の極低温構造材料の開発が必要である。本章では、これまでの極低温構造材料の開発の歴史を概観し、開発の現状と今後の開発方針について取りまとめる。

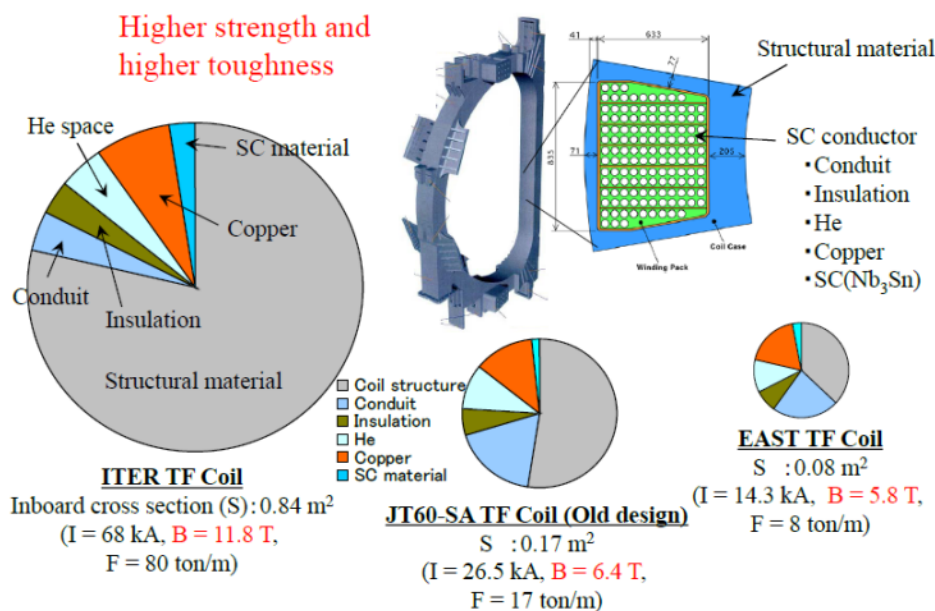


図5-1 それぞれのTFコイルのIn-Board側断面に占める材料の割合 [5-1]

5.2 極低温構造材料の開発の現状 ～ JAERI ボックス ～

1977年に当時の日本原子力研究所が参加した Large Coil Task (LCT) 計画後、実験炉の TF コイル用構造材料の開発が 1980 年代に日本原子力研究所を中心に進められた。極低温において高強度、高靱性を有する構造材料の開発であり、具体的には 4 K での降伏応力が 1200 MPa 以上、破壊靱性値が 200 MPa√m 以上を開発目標領域とした。この目標領域は図 5-2 に示すように JAERI Box と呼ばれた[5-2]。当時は、316 鋼はあまり一般的でなく、304 鋼を中心に極低温強度に関わる研究が進められていた。そのため、図 5-2 では米国の National Institute of Standard and Technology、NIST (旧 National Bureau of Standards、NBS) が取りまとめた 304 鋼 (18Cr-10Ni-(0.067-0.325)(C+N)の合金系) の 4 K での降伏応力 (σ_y) と破壊靱性値 (K_{Ic} (J)) の関係式が下記 Trend line [5-3]として示されている。

$$K_{Ic} (J) = 500 - 0.3\sigma_y \pm 20 \quad (\text{単位は SI})$$

304 鋼は、fcc 結晶構造を有し、非磁性のオーステナイト (γ) 単相が得られていても、室温でも加工により磁性を示す α' マルテンサイト (bcc 結晶構造) が生成するため、準安定 γ 鋼と位置づけられている。一方、316 鋼は、304 鋼に比べて Ni 量などを増やして安定な γ 相が得られるステンレス鋼である。近年では、316 鋼の製造量は増加しており、超伝導コイルの製作には 316 鋼の化学組成をベースにした鋼が使用されるようになっている。

一般的に、金属材料は強度を上げると靱性が低くなり、脆くなる。即ち、降伏応力と破壊靱性値はトレードオフの関係にあり、図 5-2 の 4 K での Trend line も右下がりとなっている。JAERI Box 内に入るような極低温構造材料の研究・開発は、NIST の Trend line の右上を狙うような、すなわち高強度化と高靱性化の両方を達成しようとするものであり、極低温という極限環境もありながら非常にチャレンジングな活動であった。JAERI Box の条件も含め、当時の開発項目と条件を以下に示す[5-2]。

1. 0.2%耐力 $\geq 1,200$ MPa (4 K)
2. 破壊靱性 ≥ 200 MPa√m (4 K) (シャルピー吸収エネルギー ≥ 100 J (4 K))
3. 疲労特性：ステンレス 316 と同等以上 (4 K)
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

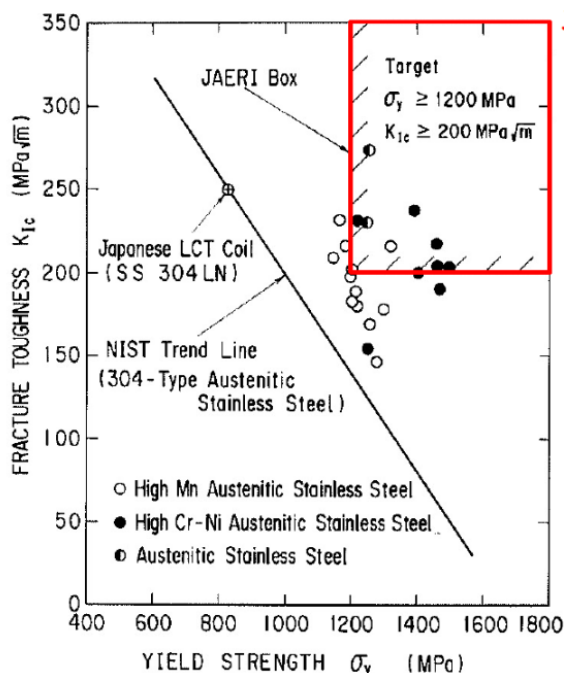


図 5-2 4 K における降伏応力と破壊靱性の関係 (304 鋼) 右上の Target 領域が JAERI Box [5-2]

表 5-1 開発された極低温用鋼材の化学組成 (wt%) [5-2]

JCS	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	N	Others
CSUS-JN1	0.026	0.99	4.2	0.026	0.002	14.74	24.2	—	0.34	V: 0.30 Cu: 0.70
CSUS-JKA1	0.023	0.42	0.49	0.006	0.001	14.0	25.0	0.68	0.268	
CSUS-JN2	0.050	0.34	22.4	0.010	0.002	3.22	13.4	0.70	0.24	
CSUS-JK2	0.05	0.36	21.79	0.013	0.005	4.94	12.82	—	0.212	
CSUS-JJ1	0.046	0.44	9.74	0.020	0.002	11.92	12.21	4.89	0.203	

表 5-2 開発された極低温用鋼材の 4 K での機械的特性 [5-2]

JCS	YS (MPa)	TS (MPa)	EL (%)	RA (%)	CVN (J)	J_{Ic} (kJ/m ²)	K_{Ic} (MPa√m)
CSUS-JN1	1 403	1 782	40	52	183	196	201
CSUS-JKA1	1 295	1 534	34	49	250	460	302
CSUS-JN2	1 215	1 603	36	46	125	182	189
CSUS-JK2	1 203	1 623	39	52	124	188	202
CSUS-JJ1	1 110	1 574	43	51	185	372	267

図 5-2 にプロットされているデータは、JAERI Box の設定後、複数の鉄鋼メーカーの協力のもと、日本原子力研究所で取得されたものである。100 鋼種以上の素材を試作・試験して選別し、その後工業的規模で製作・評価した結果、最終的に候補材として絞られた 5 種類の開発鋼の化学組成を表 5-1 に、それらの機械的性質を表 5-2 に示す[5-2]。開発された材料は、高 Cr-Ni 系、高 Mn 系、Mn 添加ステンレス鋼の 3 種類に分けられる。共通しているのは、炭素量が 0.05 wt% 以下（低炭素系）で、0.2 wt% 以上の窒素が添加されていることである。低炭素にすることによって、溶接時や熱処理時のクロム炭化物の粒析出を抑え、窒素添加によって相を安定化させるとともに極低温強度の向上を達成している。また、Mo は韌性を害することなく、強化が可能である元素として添加されている[5-4]。

表 5-2 の 4 K での機械的性質を見ると、降伏応力は JJ1 で 1, 200 MPa を下回っているものの、窒素含有量と良い相関性が確認される。高 Cr-Ni 系の強度が高いのは多量の窒素添加によるものである。破壊韌性は、JN2 で 189 MPa√m となっているものの、ほかの材料はすべて 200 MPa√m を越えている。このように、当初目標とした JAERI Box にプロットされる構造材料開発に成功し、その成果が ITER 計画などに用いられている。

この JAERI Box に係わる活動により、この分野における我が国の優位性が確保されたことは間違いない。しかし、ITER プロジェクトの後には、極低温構造材料、特に厚板を想定したような研究・開発は特段行われていない。したがって、核融合原型炉超伝導コイルシステム用の構造材料に要求されているような「4 K での設計降伏応力が 1200 MPa（設計応力が 800 MPa）以上、破壊韌性値が 200 MPa√m 以上」という当時より更に厳しい条件を何とか満たせるような候補材としては、JAERI Box に係わる活動あるいは同様な理由から当時海外で評価されていた材料以外には考えられない。特に核融合炉での構造材料の使用量とコストを考慮するのであれば、当時の開発後、規格化された材料については再度特性を評価・検討することは重要と考える。

また、後述するように、鍛造材のような厚物の鋼材の機械的性質は圧延材料とは異なる。さらに、大型の構造物を一個の鋼材で製作することは無理であるため、溶接の必要性が出てくる。したがって、高強度－高韌性を満たす母材の開発が達成できたとしても、そこで得られた利点をできる限り損なわな

いような溶接材料の開発が必要である。その他にも開発された構造材料の実用化に向けてはいくつかの検討課題がある。

5.3 窒素と炭素の機械的性質に及ぼす影響

前節で JAERI Box をほぼ満足する材料開発が行われたことを示したが、高強度を達成するには、窒素による固溶強化を利用することが重要である。ここでは、同じ侵入型元素である窒素と炭素が機械的性質に及ぼす影響についてデータをもとに説明する。

図 5-3 および図 5-4 は高 Cr-Ni 系構造材料（一部 316LN 鋼）の 0.2% 耐力と伸びに及ぼす窒素量、炭素量の影響を示したものである[5-5]。窒素量や炭素量を増加させると 0.2% 耐力は増加する。その増加の度合いは低温になるほどより顕著であり、特に窒素量の増加に伴う 0.2% 耐力の上昇が大きい。伸びは温度低下とともに小さくなる傾向にあり、特に炭素量を増やすと Cr 炭化物の析出により伸びは低下する。

一方、多量の窒素を添加した鋼は延性-脆性遷移 (Ductile-Brittle Transition) を起こし、低温での破壊様式が fcc にも係わらず、劈開破壊の様相を呈することがある[5-6]。したがって、結論としては、低炭素量かつ適切な窒素量添加により高強度-高靱性の極低温構造材料を得ることができるといえる。

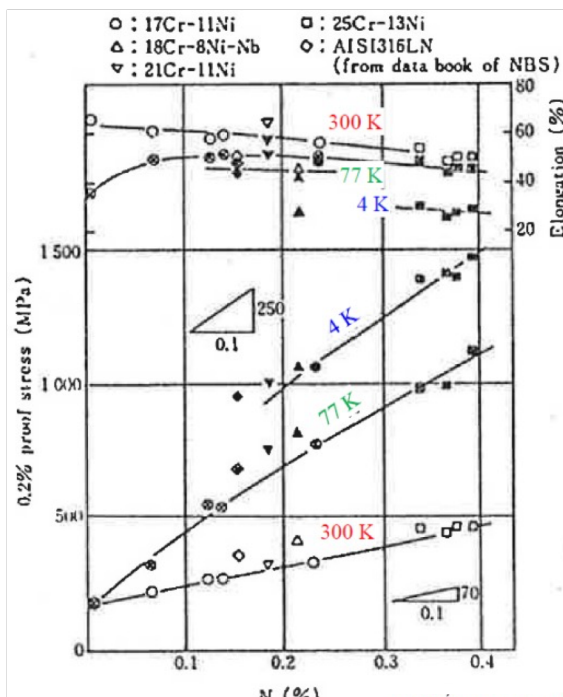


図 5-3 0.2%耐力、伸びと窒素量の関係 [5-5]

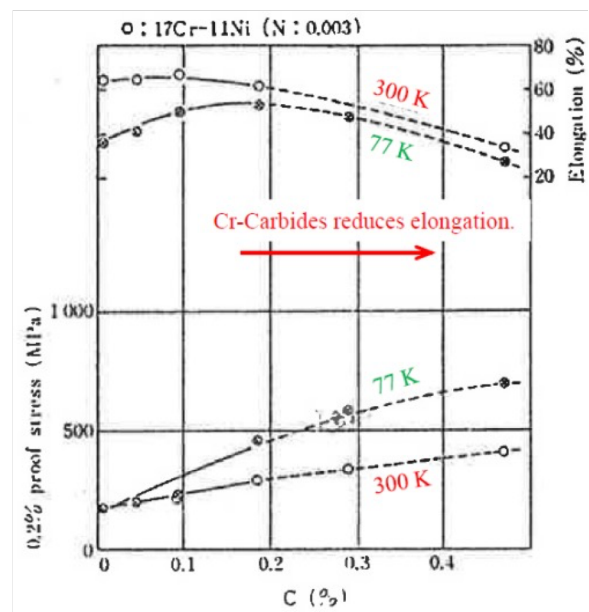


図 5-4 0.2%耐力、伸びと炭素量の関係 [5-5]

5.4 窒素溶解度と合金元素の関係

1873 K での窒素溶解度と合金含有量の間を関係を図 5-5 に示す[5-7]。図の縦軸は下に行くほど溶解度が高くなる対数目盛である。V、Si、Mo、Cr、Mn は添加するほど窒素の溶解度が上がる元素である。入手しやすく、合金化が容易で、オーステナイト相の安定化を図ることができるという点で、表 5-1 に示すような高 Cr-Ni 系と高 Mn 系あるいは Mn 添加が検討されて来ている。しかし、Mn 添加オーステナイト鋼 (JJ1) のように、10Mn 程度でも高強度で高靱性の材料を製造することが可能であることも忘れてはならない。

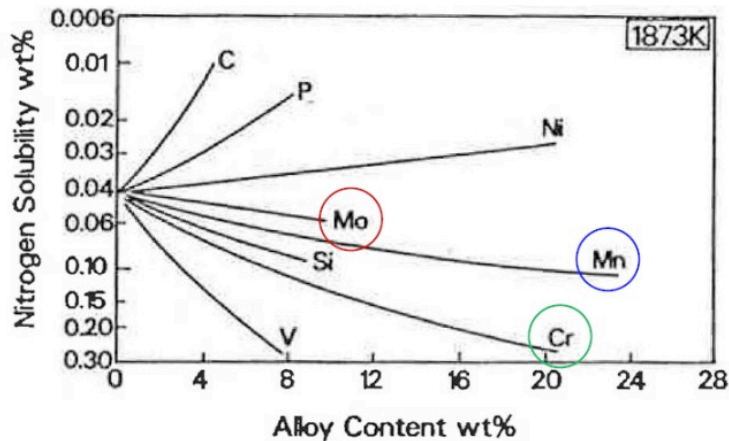


図 5-5 1873K での窒素溶解度と合金元素含有量の関係 [5-7]

5.5 圧延材と鍛造材の機械的性質の違い

鋼材開発においては、通常、試験溶解材を熱間鍛造・圧延して薄板状にした後、溶体化処理を施し、その板から試験片を切り出して各種の試験を実施する。この場合には、加工量を十分確保できることもあり、元素の偏析や不均一組織が得られることは比較的少ない。一方、実機では、200 mm を越える厚さの部材が要求されるため、材料は熱間鍛造で製造され、機械加工によって所定の寸法の部材が供給される。従って、圧延材に比べて加工量は少ない。この製造方法の違いによる機械的性質の相違を把握しておく必要がある。

表 5-3 は異なる板厚の試験部材から切り出した試験片を用いて、機械試験を行った結果である[5-8]。試験材料の板厚は、2.5 mm、30 mm、100 mm である。4 K での耐力は板厚の増加とともに、1565 MPa、1405 MPa、1259 MPa と明らかに低下する。また、板厚の増加とともに、結晶粒度 No. は小さく（結晶粒径は大きく）なっている。高い耐力を得るためには、結晶粒の微細化が重要な因子になっていることがわかる。

表 5-3 実寸法の試作材料の機械的特性評価結果 [5-8]

Product	Thick-ness (mm)	Loca-tion	Test Temp. (K)	PS (MPa)	TS (MPa)	EI (%)	RA (%)	vE (J)	K _{IC} (MPa√m)	ASTM Grain size No.
Heavy Plate	30	1/4t	300	418	781	56.5	72.5	402	-	4.2
			77	979	1437	30.5	59.5	202	-	
			4	1405	1783	39.9	-	151	200	
	100	1/4t	300	391	746	55.0	76.0	-	-	2.3
			77	980	1444	35.0	65.0	248	-	
			300	408	769	57.0	75.0	-	-	
	1/2t	77	953	1426	30.0	63.0	249	-	2.9	
		4	1259	1673	-	-	-	210*		
								210**		
Strip	2.5	t	300	484	850	48.2	-	-	-	8.6
			77	1148	1626	45.4	-	-	-	
			4	1565	1850	26.0	-	-	-	
Target			4	≥1200	-	-	-	≥200		

* 1 inch thick. ** 75mm thick.

低温での 0.2%耐力に及ばず結晶粒径（粒度）の影響に関する調査結果を図 5-6 に示す。12Cr-12Ni-10Mn-5Mo-N 鋼鍛造材を 1080°C で固溶化処理して結晶粒度を ASTM No.2.5 にしたものの、1150°C に加熱した後に 1080°C で固溶化処理して結晶粒度を ASTM No.1.5 に調整したもの、および室温で 5% のひずみを与えた後、1080°C で固溶化処理して結晶粒度を ASTM No.2.6 に調整した 3 種類の試験片が用いら

れている。図 5-6 には、室温、77 K および 4 K での引張試験結果を示している。結晶粒が細粒になるほど 0.2%耐力は高くなり、その関係は低温になるほど顕著である。

高強度－高靱性を有する極低温構造材料の研究・開発にあたり、圧延材での初期開発・評価を進めると同時に、厚板（鍛造材）の結晶粒径や、粗粒化による強度低下の予測を進めることも大変重要な検討課題となる。

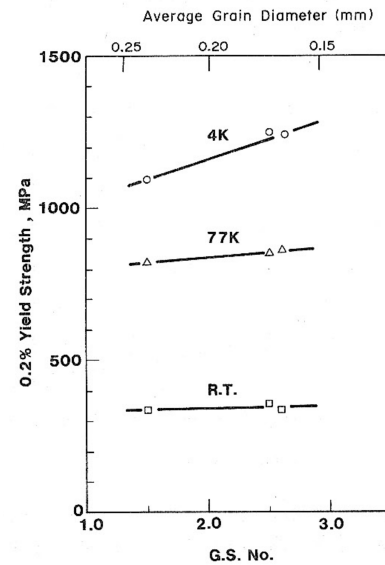


図 5-6 12Cr-12Ni-10Mn-5Mo-N 鋼の降伏応力に及ぼす結晶粒径の影響 [5-4]

5.6 今後の極低温構造材料開発における課題

核融合原型炉の開発にあたり、大型超伝導コイル設計において構造材料の高強度化は極めて大きな影響を持っている。設計応力を上げることができれば、よりコンパクトな超伝導コイルの設計が可能となり、コイルの安定性向上、供給磁場の高強度化、供給磁束の強化が期待できる。そのためには、以下の項目の達成が必要と考える。

(1) 達成目標の明確化

新しい構造材料の達成目標を明確にし、より広い研究分野の研究者、技術者の協力を得ることができるよう情報公開、協力体制の構築が必要である。ITER プロジェクト用材料開発の際には、達成目標として JAERI Box が設定されたことが良かったと言える。

(2) 均質な材料の製造工程が確保できること

均質な材料は設計の前提であり、製造工程はこれを達成できるものでなければならない。結晶粒径の不均質、添加元素の不均質をできるだけ低減させる製造工程管理が望まれる。

(3) 結晶粒の粗大化を抑える方策を持つこと

試作過程では圧延材料を主体として検討が進められるが、同時に厚板製造時の結晶粒径の管理、粗粒化を抑える方策などの検討を進める必要がある。なお、強化に寄与する Mo や結晶粒微細化に寄与すると考えられる Nb は、中性子照射環境では極めて長い半減期を持つ同位体が形成されることに注意が必要である。

(4) 機械加工性の良い材料

高 Cr-Ni 系オーステナイト鋼であれ、高 Mn 非磁性鋼であれ、いずれも硬い鋼材である。機械加工時に切削バイトが損傷し易い場合があり、機械加工性がどのようなものであるか注意が必要である。大量の鋼材を短時間に扱うことが求められるため、機械加工性の悪い材料は実用化するのは難しい。

(5) 溶接材料の開発の必要性

コイルが巨大であるため、溶接によって部材を接合する必要がある。溶接欠陥をなくすことは当然であるが、溶接効率も配慮する必要がある。1980 年代の開発項目の条件 4.にあるように、磁性材料も許容されるのであれば、例えば溶接金属に 10%程度の δ フェライトを残し、高温割れを防止するとともに、熱影響部を含む溶接部の高強度－高靱性を達成できるような溶接ワイヤの開発が求められる。

(6) 設計へのコメント

核融合原型炉の設計担当者に対して、構造材料の開発について、確認も含めていくつかコメントをまとめる。

(6-1) 開発時間と開発予算、人材

1980年代に、当時の那珂研の所長を勤められた島本進氏が上述した JAERI Box の設定と材料開発の推進を指揮された。当時の鉄鋼メーカーが参加し、レベルの高い開発、検討が推し進められた。今後の高強度極低温構造材料の開発では、1980年代になされた開発の歴史は良い先達となる。明確な開発体制と人材配置、多少の遅れをも考慮した開発スケジュール、適切な予算規模が担保される必要がある。新しい材料が規格などに登録されるには、10年、20年の歳月が必要である。人材、時間、予算の適切な手当がなされなければならない。

(6-2) メーカーの協力

新しい構造材料の開発には、鉄鋼メーカーの参加、協力が不可欠である。原型炉では、何万トンというオーダーの極低温構造材料が必要とされる。開発当初からの鉄鋼メーカーの参加は、試作段階や実用段階での材料製造、材料供給の情報共有を深め、適切な、また、迅速な対応を可能とする。

(6-3) 材料開発のリスク認識

材料開発は、資源と資金を投入したからと言って、当初の目標を満足する材料開発に必ず成功すると約束されるものではない。試作鋼が当初目標を満足しても、実機用に製造した鋼材が当初目標を達成しない場合にもある。表 5-3 の結果はそのことを明確に示している。即ち、材料開発には極めて高いリスクが存在することを認識する必要がある。

(6-4) 設計で担保しておくべきこと

この極めて高いリスクをどのように管理するか、設計者側の理解の共有が必要である。目標とした構造材料開発が首尾よく進まなかった場合には、現有の構造材料によって設計できる最善の設計が追い求められなければならない。これは設計者の義務である。

この他にも多くの検討項目があるが、着実に研究開発を進めるため長期にわたる研究の継続が必要であり、それを担保し、支援する幅広い研究体制の確立、維持が求められる。

参考文献

- [5-1] Arata Nishimura, *Advances in Cryogenic Engineering*, **60** (2014) 333-339.
- [5-2] H. Nakajima, K. Yoshida and S. Shimamoto, *ISIJ International*, **30** (1990) No.8, 567-578.
- [5-3] R. L. Tobler and R. P. Reed, NBSIR 80-1627、 R. P. Reed, ed., NBS, Boulder, Colorado, (1980) 17.
- [5-4] 石坂淳二、三浦立、島本進、中嶋秀夫, *鉄と鋼*, **76** (1990) 791-798.
- [5-5] T. Sakamoto et al., *Advances in Cryogenic Engineering Materials*, **30** (1984) 137-144.
- [5-6] 例えば、J. D. Defilippi、 K. G. Brickner and E. M. Gilbert: *Trans. Metall. Soc. AIME*, **245** (1969) 2141
あるいは Yo Tomota and Satoshi Endo: *ISIJ International* **30** (1990) No. 8, 656-662 など
- [5-7] D. C. Hilty and T. F. Kaverney, *Hnadbook of Stainless Steels*, ed. by D. Peckner and I. M. Bernstein, McGraw Hill (1977) 3-1.
- [5-8] K. Suemune et al., *Advances in Cryogenic Engineering Materials*, **34** (1988) 123-129.

6. 超伝導線材・超伝導コイル用絶縁材の耐放射線性能の現状と原型炉への見通し

6.1 超伝導線材・絶縁材の耐放射線性能の現状[6-1]

(1) 超伝導コイル材料に対する放射線の影響

超伝導コイルを構成する超伝導線材、安定化材、絶縁材及び構造材料は放射線により以下に示す影響を受ける。その影響度合は、エネルギースペクトル、吸収線量、温度等の運転条件（履歴を含む）及び材料によって変化する。そのため、超伝導コイルは構成材料の耐放射線性能を考慮して設計される。材料によって異なるが、図 6-1 に超伝導コイル材料の性能が低下する中性子照射量の目安を示す。これより、中性子照射によって安定化銅の抵抗率が最初に増加し、コイル保護時のホットスポット温度が上昇する。安定化銅の抵抗率は室温に昇温することで 80～90%程度が回復するので、一定の照射量を受けた後、昇温させることで抵抗率の増加を緩和させる。次に、照射量によって影響を受ける絶縁材は、材料によって耐放射線性能が大きく異なるため、材料開発を含む材料の選定により要求に耐える絶縁材を使用する。超伝導線材については、使用する線材の種類及び添加元素等によって中性子照射量で一桁程度の違いがあると考えられているが、主に臨界電流等の超伝導性能によって材料選定が行われている。これまでのところ、超伝導性能を確保しつつ、耐放射線性能を高めるための知見はなく、これを実現することは困難であると考えられる。最後に、超伝導コイルの構造材料については、他材料よりも影響を受ける中性子照射量が一桁以上大きいいため、構造材料において耐放射線性能が問題になることはないと考えられる。

超伝導体

- 常伝導抵抗率 (ρ_N) の増加
- 臨界温度 (T_C)、比熱への電子寄与 (γ) の低下
- 上部臨界磁場 ($B_{C2} = \rho_N \gamma T_C$) の変化 (ρ_N による増加、及びそれに続く T_C 及び γ による低下)
- 臨界電流密度 (J_C) の増加及びそれに続く低下
- ガンマ線による特性変化はない

安定化銅

- 抵抗率の増加（ただし、室温に戻すことにより回復）
- 抵抗率の増加によるホットスポット温度の増大
- ガンマ線による特性変化はない

絶縁材

- 機械特性（層間せん断強度）の低下
- 耐電圧性能の低下
- ガス発生（スウェリングを含む）
- 中性子及びガンマ線の両方に影響を受ける

構造材料

- 破壊靱性の低下、スウェリング
- ガンマ線による特性変化はない

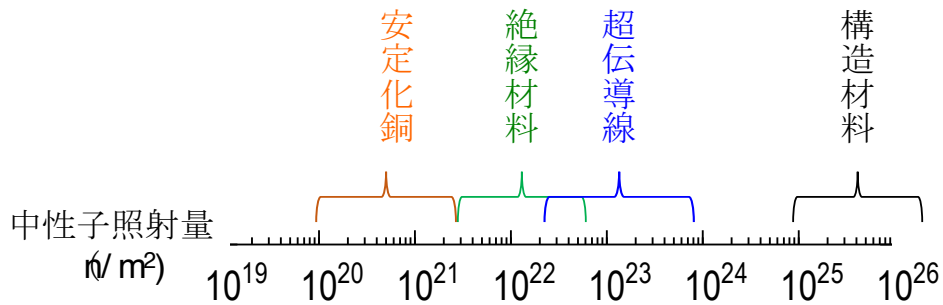


図 6-1 各超伝導コイル材料の性能が低下する中性子照射量

(2) ITER における耐放射線性能に関する設計基準

ITER の超伝導コイルの中で、最も放射線量が多い TF コイルでは、耐放射線性能について表 6-1 に示す設計基準が用いられている[6-2]。安定化銅については室温に戻すことで抵抗率が回復するため、 $2 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ の中性子照射を受けるたびに室温に昇温して抵抗率を回復させることとしている。

表 6-1 ITER TF コイルの設計基準

	ITER TF coil
Neutron fluence (> 0.1 MeV)	10^{22} n/m^2
Total dose	10 MGy
Copper damage	$2 \times 10^{21} \text{ n/m}^2$ ($1 \times 10^{-4} \text{ dpa}$)

(3) 原型炉用超伝導コイル材料に対する要求性能

現状の原型炉設計では、ITER と同様に中性子照射量 10^{22} n/m^2 (0.1 MeV 以上) 及び 10 MGy で設計活動が行われている。ITER よりも照射量を高く設定できれば、超伝導コイルに対する遮蔽を薄くできるため、より経済的で高性能な原型炉の実現に寄与できる可能性がある。そこで、本章では中性子照射量 $10^{22} \sim 10^{23} \text{ n/m}^2$ (0.1 MeV 以上) 及び 10~100 MGy をターゲットとし、超伝導線材、安定化銅及び絶縁材について現状と開発課題を示す。

6.1.1 超伝導線材の耐放射線性能の現状

(1) Nb₃Sn 線材[6.3-4]

超伝導特性に対する中性子照射の影響に関する研究では、1970 年代頃から、加速器及び原子炉を用いた研究が進められてきている。以下にいくつかの特徴的な研究成果を紹介する。

中性子照射により変化する超伝導線材の特性のうち、超伝導コイルの設計に影響する臨界電流 (I_c) に及ぼす中性子照射量の影響を図 6-2 及び図 6-3 に示す。図 6-2 及び図 6-3 のすべての結果において、臨界電流は一旦増加した後、減少傾向となっている。これは、照射欠陥により新たなピンが導入され、ピン止め力が強化されることで臨界電流が増加するが、さらに照射欠陥が多くなると結晶構造の連続性が崩れることで臨界電流が低下すると理解される。ウィーン工科大学のグループによって実施された図 6-2 の結果は、核破砕中性子源 IPNS で低温照射した Ti 添加なし及び Ti 添加ありの Nb₃Sn 線材の臨界電流である。核破砕中性子源であるため、中性子のエネルギースペクトルの高い側は 50 MeV を超えることとなり、核融合で発生する 14 MeV の中性子よりも高い側のエネルギーの中性子による影響も受けている。この結果では、Ti 添加なしの Nb₃Sn 線材の場合、 10^{23} n/m^2 までの中性子が照射されても臨界電流が劣化していないが、 B_{c2} を上げるために Ti を添加した Nb₃Sn 線材の場合は 10^{22} n/m^2 で臨

界電流の低下が確認できる。なお、西村によりまとめられた図 6-3 の試験結果のうち、□及び◇のデータは図 6-2 と同じデータである。図 6-3 においても 14 MeV の単色中性子源である RTNS-II のデータで Ti 添加の有無で中性子照射による臨界電流の低下に差が生じており、ITER に適用されている Ti 添加ありの方が低い中性子照射量で臨界電流が低下している。また、図 6-3 に示すように、サンプルが異なるが、核破砕中性子源、単色中性子源、原子炉の各データについては値がばらついており、中性子のエネルギースペクトル、サンプル及び照射条件の違いによる影響なのか明確とはなっていない。また、多くの照射施設がシャットダウンされており、ITER に使用されている超伝導線材についても照射試験は実施されているが、十分なデータを得られていると言える状況ではない。

以上より、定性的な物理機構についてはほぼ理解されていると考えられているが、核融合のように特定の応用に向けた定量的な設計基準の決定においては、十分なデータが得られているとは言えず、ITER では 10^{22} n/m² のような保守的な設計基準となっている。中性子照射量に対する設計基準を 10^{23} n/m² に高めるためには、要求される耐中性子性能を有することを照射試験で検証することが必要である。

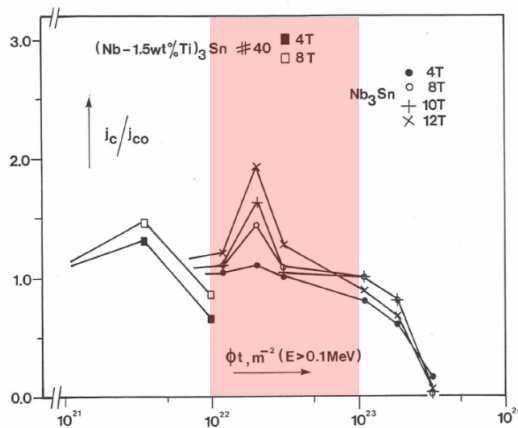


図 6-2 Nb₃Sn 線材の耐放射線性能の例 1 [6-3]

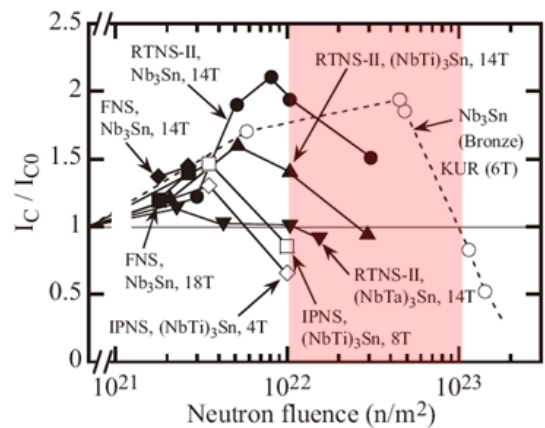


図 6-3 Nb₃Sn 線材の耐放射線性能の例 2 [6-4]

(2) Nb₃Al 線材[6.4]

Nb₃Al 線材も Nb₃Sn 線材と同様の耐中性子性能を有すると考えられているが、Nb₃Sn 線材と比較してデータ量が少なく、これまでに実施された試験は図 6.4 に示すように十分ではない。そのため、今後、Nb₃Al 線材についても照射試験を実施し、データを取得していく必要がある。

(3) NbTi 線材[6.3]

NbTi 線材が適用されるのは、発生できる磁場の観点から中性子照射量が低い PF コイルや磁場補正コイルである。そのため、TF コイルのように 10^{22} n/m² を超える中性子照射に耐えるは必要ないと考えられる。図 6.5 に一例を示すが、 10^{22} n/m² の中性子照射では数%程度の臨界電流の低下となっており、NbTi 線材では耐中性子性能が問題となることはないと考えられる。

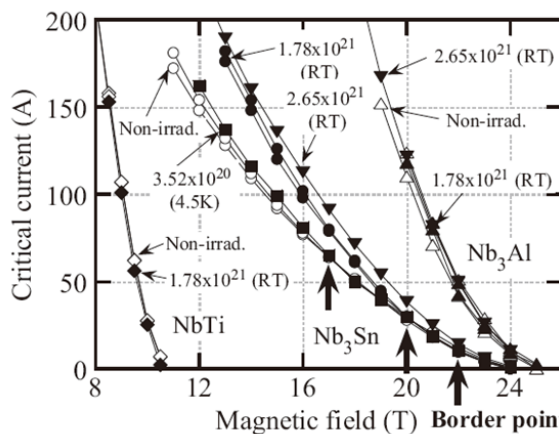


図 6-4 Nb₃Al 線材他の耐放射線性能の例[6-4]

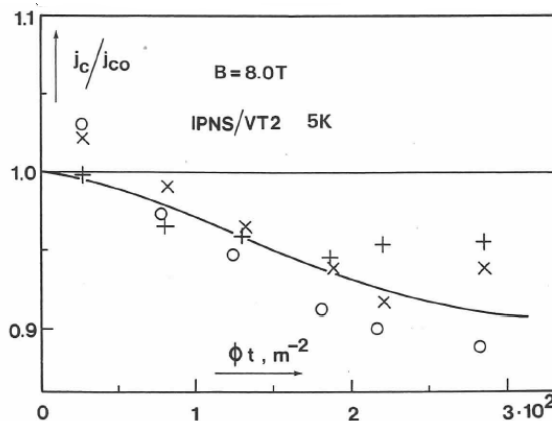


図 6-5 NbTi 線材の耐放射線性能の例[6-3]

(4) 高温超伝導線材[6-5]

高温超伝導線材としては、銀シースを用いたビスマス系線材と超伝導薄膜を用いた希土類系線材に大別される。銀は中性子照射により放射化する問題があるため、核融合応用としては、主に希土類系線材の適用が検討されている。

図 6-6 に希土類系線材の一例として、ウィーン工科大学のグループが実施した試験結果を示す。この結果では、 $2 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ までの照射を実施しており、特に高磁場側の臨界電流が大幅に上昇していることがわかる。これは、Nb₃Sn 線材のような金属系超伝導線材のように格子欠陥の導入によるピン力の増加ではなく、高温超伝導線材の臨界電流を決定していると考えられている結晶粒界へのピン導入が寄与していると考えられている。また、希土類系線材は 2 次元的な構造をもつため、強い角度依存性を有するが、図 6-7 に示す希土類系線材における臨界電流の磁場角度依存性は緩和している。これは、中性子により新たな方向のピンが導入されたことにより、角度依存性が緩和されたものと考えられる。

高温超伝導線材についてもデータは十分ではないものの、すでに取得された試験結果から ITER レベルの 10^{22} n/m^2 の中性子照射量であれば問題とならない可能性が高いと考えられる。Nb₃Sn 線材の劣化傾向と同様であるならば、 10^{23} n/m^2 でも使用できる可能性もあると考えられる。いずれにしても、データが十分でないため、原型炉へ適用を検討している高温超伝導線材について、実際の運転条件を模擬した照射試験を実施し、データを取得する必要がある。

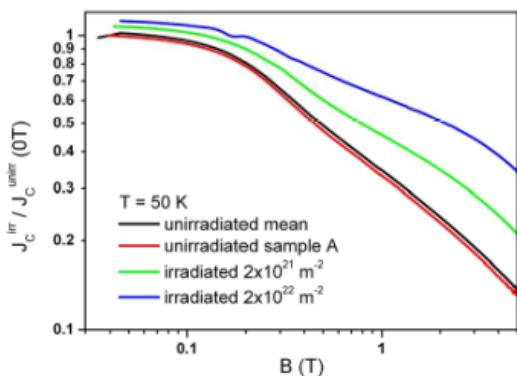


図 6-6 希土類系線材 (EAS) の耐放射線性能の例[6-5]

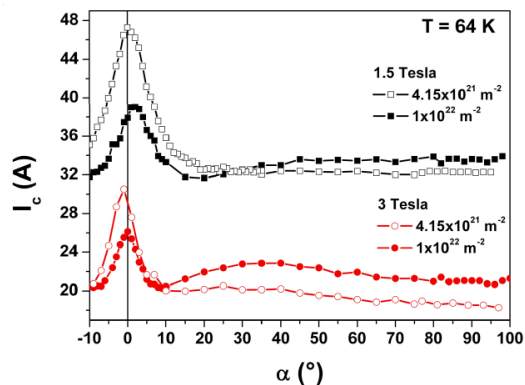


図 6-7 希土類系線材 (AMSC) における臨界電流の磁場角度依存性[6-5]

(5) 安定化銅[6-1、 3]

銅の中性子影響に関するデータベースは原子炉、電子線、粒子線等のデータが取得されており、銅の抵抗率 (ρ) は以下の式で表せられる。

$$\rho = \rho_0 + \Delta\rho_B + \Delta\rho_i + \Delta\rho_{iB} \quad (6.1)$$

ここで、 ρ_0 はゼロ磁場、未照射の抵抗率、 $\Delta\rho_B$ は磁気抵抗効果により増加する抵抗率、 $\Delta\rho_i$ は中性子の影響で増加する抵抗率、 $\Delta\rho_{iB}$ は中性子の影響で増加する磁気抵抗効果の抵抗率の変化（ここでは無視する）である。

中性子の影響であるは以下の式で表現される。

$$\Delta\rho_i = \Delta\rho_s [1 - \exp(-\alpha\phi)]$$

ここで、 ϕ は中性子照射量、 $\Delta\rho_s$ 及び α は銅の製造方法により値が異なるが、それぞれ、4~4.4 nΩ m、 10^{-23} ~ 1.75×10^{-23} m² の値となる。12 T、4.5 K における磁気抵抗効果を含めた残留抵抗比 (RRR) =120 の銅の抵抗率は 0.68 nΩm であるため、表 6-2 に示すように 10^{22} n/m² 程度の中性子照射による抵抗率増加を無視することはできない。

図 6-8 に示すように銅は中性子照射を繰り返すと抵抗率が増加するが、室温に昇温することで、80~90%程度の回復を示す。そこで、ITER では、 2×10^{21} n/m² ごとに昇温することで安定化銅の抵抗率の回復させる計画となっている。このタイミングは、ダイバータやブランケットの交換等、他の保守項目とタイミングを合わせることができ、実質上は問題とならない。原型炉においても、他機器の保守タイミングに合わせて昇温を行う等で同様の対応をとることが可能である。また、中性子照射効果を考慮して、超伝導体内の安定化銅の量を増加させておくことでも対応可能である。なお、高磁場化を実施すれば、中性子照射効果に比べて相対的に磁気抵抗効果の影響が大きくなる。

以上より、超伝導体の設計を詳細化するにあたり、ホットスポット温度及び安定化銅の量、昇温のタイミング等を決定する必要があるが、安定化銅の中性子照射効果については対応策が存在するため本質的な制限事項とはならないと考えられる。

表 6-2 安定化銅の抵抗率に対する中性子照射効果

Neutron fluence	$\Delta\rho$
10^{21} n/m ²	0.03~0.07 nΩm
5×10^{21} n/m ²	0.15~0.37 nΩm
10^{22} n/m ²	0.29~0.71 nΩm

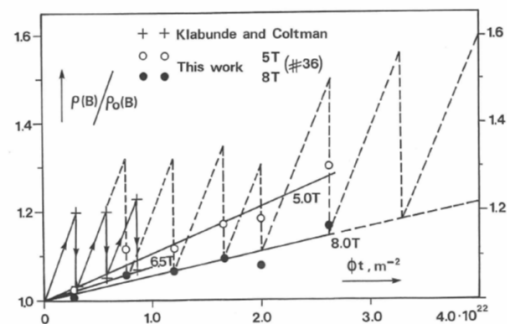


図 6-8 安定化銅の中性子照射と昇温の効果[6-3]

6.1.2 絶縁材の耐放射線性能の現状

極低温・耐放射線を目的として開発された従来のエポキシ樹脂は数 MGy で機械特性が劣化するため、表 6-1 に示す ITER TF コイルの要求を満足することができなかった。一例として、G10-CR の試験結果を図 6-9 に示す。そこで、ITER では、TF コイルに使用される材料について材料開発を実施した。

① 絶縁材 (図 6-10)

- 含浸樹脂 (シアネート・エステル/エポキシ混合樹脂)

- ガラス・ポリイミド接着 (GK) テープ (ボロンフリーガラス、ポリイミド、接着剤)
- 塗り巻き用樹脂 (補修・ターミナル部)
- ② GFRP (電気絶縁が必要なコイル間構造物、スペーサ)
 - G10-CR (~3 MGy)
 - 耐放射線性 GFRP (ノボラックエポキシ樹脂使用、~20 MGy)
- ③ その他有機材料
 - 一体化含浸樹脂 (巻線部・コイル容器間の隙間を埋める)
 - コイル容器の冷却配管固定用樹脂
 - 導電性塗料 (部分放電対策)

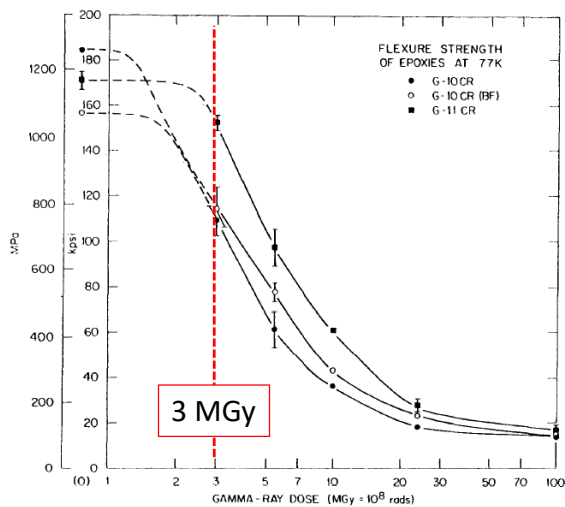


図 6-9 G-10CR の放射線照射効果による層間せん断強度に及ぼす影響[6-6]

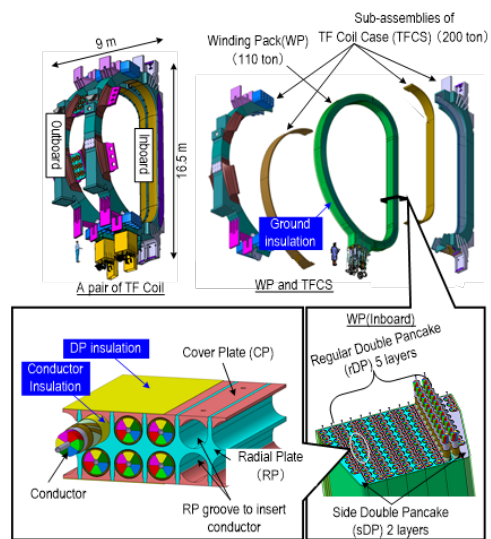


図 6-10 ITER TF コイルの絶縁構造

(1) 含浸樹脂

図 6-10 に示すように、ITER TF コイルはラジアルプレート (RP) 構造を有するため、樹脂の含浸長が長くなり、低粘度の樹脂を用いる必要がある。そこで、耐放射線性と低粘度を両立する樹脂として、シアネート・エステル樹脂を候補材料とした。しかし、シアネート・エステル樹脂単体では反応性が高く、比較的大量に扱うと熱暴走を起こす危険性があった。その問題を回避し、コストを低減するため、6:4 でエポキシ樹脂とシアネート・エステル樹脂を混合した樹脂を候補材料として、表 6-3 に示す開発目標を設定した。ハンツマン社、スーパーレジン工業、LORD 社と協力して 3 種類の樹脂開発を実施し、表 6-3 に示す樹脂特性を満足した。さらに、ウィーン工科大学の TRIGA (研究用原子炉) を用いて $2 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ (110MGy) の照射試験を実施し、3 種類とも表 6-4 に示す機械特性を満足することが確認された。表 6-5 に試験結果の一部を示す。なお、コスト、供給体制及び使いやすさ等から LORD 社の樹脂が日本・欧州ともに選定された。また、適用可能な樹脂が一種類のみだと競争が無くなり高コストになることに注意する必要がある。

表 6-3 ITER TF コイル用含浸樹脂の含浸特性に関する開発目標

Parameters	Targets
Impregnation Temperature	60°C
Pot-life	> 100 h
Initial Viscosity	< 50 mPa
Curing Temperature	< 160°C
Glass-transition Temperature (DMA)	> 150°C

表 6-4 ITER TF コイル用絶縁材に要求される機械特性

Parameters	Initial	3 × 10 ⁴ cycles
Young's modulus	16 GPa	-
Ultimate compressive strength	1000 MPa	-
Ultimate tensile strength (0°)	600 MPa	200 MPa
Ultimate tensile strength (90°)	260 MPa	110 MPa
Inter-laminar shear strength (0°)	65 MPa	-
Shear/compression strength at 45°	125 MPa	85 MPa
Tensile bonding strength between SS and insulation	5 MPa	5 MPa

表 6-5 ITER TF コイル用含浸樹脂の照射試験結果[6-7]

Parameters	Requirement	Huntsman	Super Resin	LORD
UTS 90° unirr.	260 MPa	309 ± 5 MPa	359 ± 19 MPa	349 ± 9 MPa
UTS 90° 2x10 ²² n/m ²	180 MPa	292 ± 13 MPa	310 ± 11 MPa	247 ± 11 MPa
ILSS 0° unirr.	65 MPa	76 ± 6 MPa	78 ± 2 MPa	75 ± 4 MPa
ILSS 0° 2x10 ²² n/m ²	60 MPa	72 ± 4 MPa	74 ± 3 MPa	62 ± 5 MPa

原型炉に向けた 10²³ n/m² における特性は得られていないものの、シアネート・エステル樹脂とエポキシの配合比を変更してサンプルについて、原子力機構の JRR-3M で照射した結果から、シアネート・エステル樹脂の分量が多ければ 410 MGy でも層間せん断強度の低下は小さくなっていることから、10²³ n/m² 及び 100 MGy の放射線照射によっても要求される機械特性を有する可能性がある。

(2) ポリイミド

ITER の超伝導コイルの主絶縁はポリイミドである。ポリイミドの厚さと沿面距離によって超伝導コイルの耐電圧性能が担保され、含浸樹脂とガラスクロスによって機械的に補強される。図 6-12 に中性子及びガンマ線照射によるポリイミド（カプトン）の伸びの変化を示す。この結果から、10 MGy の中性子照射で伸びが減少しており、機械特性で問題が生じる可能性がある。ただし、表 6-5 で示している 2 × 10²² n/m² (110MGy) の照射試験では問題となっておらず、ガラスクロスと樹脂で補強すれば問題とならない可能性が高いが、10²³ n/m² 及び 100 MGy の放射線照射に耐えることを照射試験で検証する必要がある。

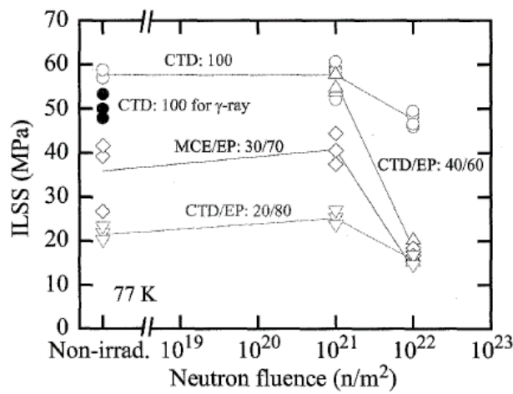


図 6-11 シアネート・エステル樹脂の配合比を変えたサンプルの照射試験結果[6-8]

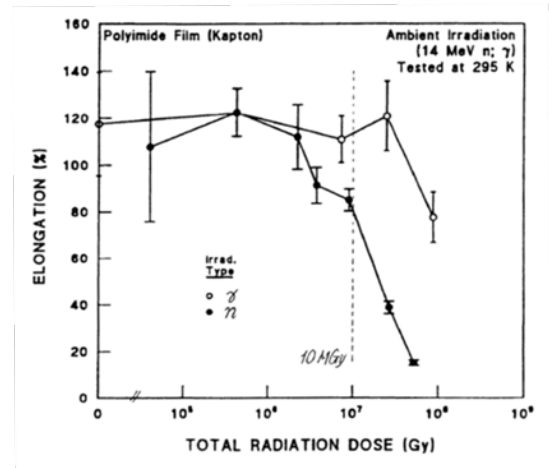


図 6-12 ポリイミドの耐放射線性能[6-1]

(3) ガラス・ポリイミド接着 (GK) テープ

ガラスクロスとポリイミドテープを合わせて、含浸用樹脂の流路となるガラスクロス及び耐電圧性能を担保するポリイミドテープを正確にハーフラップとする必要がある。ポリイミドテープは薄いいため扱いが困難であるため、ITER の TF コイルではガラスクロスとポリイミドテープを接着した GK テープを有沢製作所と開発することとした。GK テープに使用する接着剤は含浸用樹脂と同じ温度で硬化できる必要があるが、含浸用樹脂そのものは粘度が低いため、そのまま GK テープの接着剤として使用することが難しい。そこで、エポキシ樹脂を変更することで粘度を調整し、図 6-13 に示す JRR-3M を用いた照射試験を実施し、1 種類を選定した。ウィーン工科大学の TRIGA を用いた照射試験結果を表 6-6 に示す。これより、ITER の要求を満足することを確認した。原型炉の TF コイルにおいても同様の開発が必要になる可能性がある。

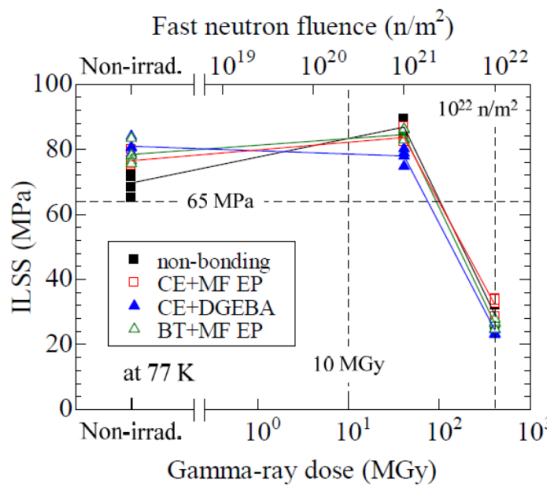


図 6-13 JRR-3M を用いた GK テープの照射試験結果[6-9]

表 6-6 GK テープの層間せん断試験結果[6-7]

Apparent interlaminar shear strength (ILSS) of the Arisawa, ACG 40/40 and AC 40/36 materials in 0° and 90° direction measured at 77 K prior and after reactor irradiation to a fast neutron fluence of $2 \times 10^{22} \text{ m}^{-2}$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$).

Material	ILSS (MPa)			
	0°		90°	
	Unirradiated	Irradiated	Unirradiated	Irradiated
Arisawa	89 ± 4	89 ± 8	84 ± 8	75 ± 6
ACG 40/40	32 ± 4	30 ± 4	29 ± 3	32 ± 5
ACG 40/36	51 ± 4	46 ± 5	46 ± 6	47 ± 4

6.2 超伝導線材・絶縁材の原型炉に向けた開発課題と解決に向けた見通し

6.2.1 超伝導線材の原型炉に向けた開発課題

現状の Nb₃Sn 線材、Nb₃Al 線材及び高温超伝導線材が原型炉のターゲットとする 10²³ n/m² の中性子照射量に耐えるかどうか判断できる十分なデータはないと考えられる。また、1970~1980 年頃に使用されていた低温の照射設備はシャットダウンされており、現在は使用できない。より詳細に特性を評価するためには、低温で照射できることに加えて、原型炉と同じエネルギースペクトルの中性子を照射できる必要がある。また、これまでのデータは照射条件、試験条件が異なっており、統一的に比較することが困難になっている。そこで、これらを規格化する等の対応が必要であると考えられる。より高い中性子照射に耐える超伝導線材の開発については、現状は有効な知見がないが、上記のデータを蓄積し、データベースを構築することで新たな知見が得られる可能性もあると考えられる。

6.2.2 絶縁材の原型炉に向けた開発課題

絶縁材のような有機材料の場合、中性子及びガンマ線の両方によって特性が劣化する。ITER では、中性子とガンマ線と吸収線量の割合が 1:1 程度で設計されているが、現状の原型炉の設計では 1.7:1.2 程度となっている。現状で使用できる照射設備である原子炉では、中性子よりもガンマ線の吸収線量が大きく、どうしても安全側の基準となり、本来は必要ないマージンを加えた照射条件となっている。図 6-12 の試験結果に示しているとおり、研究者によって意見は異なるものの、有機物材料は同じ吸収線量であれば中性子による影響の方が大きいとされる。したがって、超伝導線材の照射試験に必要な条件に加えて、中性子とガンマ線の吸収線量の割合を原型炉と一致させることができる照射設備とする必要がある。

原型炉の照射条件を模擬した照射試験が実施できれば、含浸用樹脂及び GK テープは新たな開発なしでも 10²³ n/m² 及び 100 MGy のターゲットを満足できる可能性がある。ターゲットを満足できない場合も、シアネート・エステル樹脂の割合を増加させることで対応可能である可能性が高いと考えられる。GFRP 及びその他の有機材料についても新たな開発が必要な可能性はあるが、シアネート・エステル樹脂、高粘度のエポキシ樹脂、加速器等で開発されているビスマレイミド・トリアジン (BT) 樹脂等を使用できる可能性が高い。また、より長期間の健全性を考慮すると、耐電圧性能の長期信頼性についても試験を実施し、問題がないことを検証する必要がある。

6.2.3 照射試験における課題

全ての条件を満足することは困難であるが、より原型炉の条件と合わせることで 10²³ n/m² 及び 100 MGy のターゲットを満足できる可能性がある。以下に、照射試験設備に要求される項目を挙げる。

- 極低温での照射（高温超伝導線材を考えると 4.2K~50K）
- 原型炉の中性子エネルギースペクトル
- 原型炉と同様の中性子とガンマ線の吸収線量比
- 昇温することもでき、極低温のまま、臨界電流測定や機械試験も実施できる試験設備

参考文献

- [6-1] “Structural Material Database Article 5. Radiation Limits on Magnets”, Annex to Design Requirement and Guidelines Level 1 (DRG1).
- [6-2] M. O'Loughlin, “DDD11-1: System Requirements Expansion and Design Choice”, System Design Description (DDD), 2NPLKM (2016).
- [6-3] H.W. Weber, “Irradiation Damage in Superconductors”, Advances in Cryogenic Engineering (Materials), **32**, 853-864 (1986)
- [6-4] 西村 新, “最近の中性子照射研究について -Nb₃Sn、Nb₃Al 線材の話題を中心に-”, 低温工学 **46**,

176-183 (2011)

[6-5] H.W. Weber, "Radiation Effects on High Temperature Superconductors", HTS4Fusion Conductor Workshop, (2011).

[6-6] R. Coltman, J. Nucl. Mater. **113**, 268 (1983).

[6-7] K. Hummer, Fusi. Eng. Des. **88**, 350-360 (2013).

[6-8] A. Nishimura, JSPS, **87**, 161-169 (2011).

[6-9] T. Hemmi, Adv. Cryo. Eng., **60**, 154-161 (2014).

7 原型炉用超伝導コイルの開発計画案

7.1 原型炉用超伝導コイルの開発課題

(1) 超伝導コイルの最大経験磁場、コイル平均電流密度、許容応力は、原型炉の主半径やメンテナンス空間などの基本仕様の決定において極めて重要であり、経済性の高い原型炉の実現のためには、ITER で開発された超伝導コイルよりも高い磁場を高い電流密度で発生可能な超伝導コイルの開発が必要である。特に中心ソレノイド(CS)コイルの高磁場化と高電流密度化は、必要な磁束を確保しつつトカマク主半径の小型化を可能とする。また、トロイダル磁場(TF)コイルの高磁場化と高電流密度化は、プラズマ体積の小型化と炉内構造物設置空間やメンテナンス空間の拡大を可能とする。導体に働く電磁力は磁場と電流値の積で与えられ、コイルに働く電磁力は磁場の二乗に比例することから、高磁場化と高電流密度化の両立には、機械強度の高い導体の開発とコイル構成材料の許容応力の向上が必要である。ITER では、13.0 T、40 kA の CS コイルと 11.8 T、68 kA の TF コイルの開発が進められているので、許容される電磁力を 1.5 倍に高めることができると、15 T、50 kA 程度の CS コイルと 13 T、90 kA 程度の TF コイルの開発が期待できる。原型炉用超伝導コイルは確実に性能を発揮することが求められる、また、材料を含めた超伝導コイルの開発には時間が必要なことから、原型炉設計と並行して開発研究を進める必要がある。高めの値として、最大経験磁場は 15-16 T、電流値は 100 kA を暫定的な目標値として開発研究に着手し、原型炉設計の進展と開発状況を総合的に判断して、具体的な数値目標を設定することが肝要である。新しい技術を原型炉に採用するためには実機製作に必要な技術が完成していることが求められるため、まず、機械強度の高い超伝導導体の開発を進めるとともに構造材料と絶縁材料の高強度化を進め、次に、開発された導体と材料を用いてモデルコイルを製作し、コイルとしての総合性能を実証する必要がある。開発された技術を継続して発展させるため、途切れないように開発を進めることに配慮が必要である。

(2) 原型炉用超伝導導体には、高磁場における高い臨界電流密度(J_c)かつ大電流に加えて、電磁力による J_c 低下が少ないことが求められる。また、ITER 用と同様に、高い冷却安定性、 Nb_3Sn と同等の耐放射線性と放射化、長尺線材 (km クラス)、低コスト、量産性なども求められる。

(3) 高磁場線材の候補として、 Nb_3Sn 、 Nb_3Al 、ReBCO テープ線材が挙げられる。

(4) 導体の種類として、丸線の場合は CIC(Cable in Conduit)導体か成形撚線、テープ線材の場合は積層導体や Roebel 導体が候補となるが、いずれも新しい導体構造の可能性もある。

(5) CIC 導体は、核融合装置用に開発された、大電流導体に適した撚り線構造である。交流損失が少ない、濡れ面積が広いため冷却安定性が高い、高強度コンジットに収納されており機械強度が高いなどの利点を有するが、コンジットとの熱収縮差に起因する残留ひずみによる J_c 低下が欠点である。高磁場・大電流導体においては、素線同士の交差部の局所的な曲げ応力による J_c 低下の抑制が課題と考えられる。ITER 用導体の SULTAN 装置での導体試験では繰り返し励磁による J_c 低下が観測され、銅比、撚りピッチ、ポイド率の変更、素線 J_c の向上などの対策によって ITER の使用条件を満足する導体開発に成功した。より一層の高磁場化では素線の電磁力対策と合わせて評価法の確立が重要となる。

(6) Nb_3Sn は、ITER マグネットの開発と実機製造を通して大きな進展があったが、更なる J_c 向上に加えて、電磁力による素線 J_c 低下を抑制するため断面剛性の高い(素線曲げ変形の小さい)導体設計が必要と考えられる。改良型や新型構造を採用する場合、冷却安定性・交流損失、コイル冷却構造の研究も必要となる。

(7) 日本が開発を先導してきた Nb_3Al は、耐ひずみ特性に優れており、高応力下での用途に適していることが期待される。15 T 近傍の高磁場において高い J_c を必要とする場合は急熱急冷 Nb_3Al が有力候補であるが、13 T 程度であれば拡散法 Nb_3Al の改良も十分な可能性がある。今後、線材の長尺化と低コスト化、大量生産能力の確立、および、導体の大電流化が重要課題である。現状は日本の 1 社のみで製造可能な技術であるため、複数のメーカーが競合できる環境が必要である。導体化とコイル化には ITER の技術を利用できる利点がある。

(8) 高温超伝導(HTS)線材は、高磁場での高 J_c 、機械強度、冷却安定性などにおいて潜在的性能が高い。機械的特性に優れた ReBCO 線材が入手可能となり、大電流導体の開発研究が本格化している。HTS 大電流導体として、Bi-2223 テープ線材は、ITER 用(70 kA)を始めとして電流リードに広く採用され、近年は、高強度金属補強を施した高強度線材の開発が進んでいる。Bi-2212 丸線は、12 T-10 kA の CIC 導体(原研、2003 年)、10 kA 成形撚線(中部電力、2005 年)が開発済みだが、機械強度が低いことが課題として残されている。Bi 系は、Ag の使用量が多いことから放射化が問題となることが懸念されるため、高温超伝導線材としては性能向上の著しい ReBCO 線材が有力な候補と考えられる。ReBCO 線材の課題として、線材の長尺化、低コスト化、Ag の低減、および、導体の大電流化・撚線構造、機械的補強、冷却方式、クエンチ保護、交流損失低減、さらに、コイルの冷却構造と巻線・接続技術などが挙げられる。

(9) コイルの高磁場・大型化には、構造材の厚さと強度の増大に加えて、導体や絶縁材の高強度化も必要である。ITER-TF では 600 MPa の最大膜応力に対して 0.2%耐力が 1,000 MPa のステンレス鋼が開発された。ITER-TF コイル重量の 90%は構造材が占めており、軽量化のためにも高強度材の開発が必要である。

(10) ITER の T F コイルにおいて高応力部の構造材に JJ1 が採用されており、極低温での 0.2%耐力が平均で 1200 MPa、仕様値(保証値)として 1000 MPa が達成されている。一般に鉄鋼材の開発には相当の期間と費用が必要であるため、その値を向上させることは容易なことではないと考えられるが、ITER 以上の高磁場を発生させるのであれば、更なる高耐力の構造材(例えば仕様値として 0.2%耐力が 1200MPa 程度)が望まれる。ITER 用に量産された JJ1 の特性の分散を評価して、原型炉への適用性を評価すると同時に、新たな候補材の開発を基本設計の段階で行う必要がある。また、原型炉の TF コイルは ITER よりも大型となることから、厚板構造物の生産技術や高精度加工・溶接技術を発展させる必要がある。

(11) 原型炉の超伝導コイルに働く電磁力はさらに強大となることから、絶縁材料の高強度化または応力低減構造の開発が必要である。また、放射線遮蔽に対する要求を軽減するため、耐放射線特性に優れた絶縁材料の開発を並行して行う必要がある。強磁場・大型超伝導コイルの巻線技術は、核融合分野に特有な高度な技術であるため、継続的な技術開発に加えて技術伝承にも配慮が必要である。

(12) 既存の大型導体試験装置の外部磁場は 12-13 T が上限なので、15-16 T での超伝導特性を評価するためには大型の高磁場導体試験設備の研究開発が必要である。また、電磁力による性能低下を正しく評価する導体試験法の確立も重要課題である。コイル形状の導体試験を選択する場合には、ITER の CS モデルコイルのように、DEMO 用の CS モデルコイルを先行して製作し、導体試験装置として活用できるように整備することを検討すべきである。

(13) 超伝導コイルは、製造段階における品質管理が特に重要であり、検査法を確立するとともに製造技術の伝承に配慮が必要である。

7.2 超伝導コイル用試験項目と設備規模

(1) 超伝導コイルの試験項目は、超伝導線材、強度部材、絶縁材料などの材料の段階、導体の段階、巻線や熱処理および絶縁処理の段階、コイルケースとの一体化の段階等、各製造段階で様々な検査が行われる。寸法検査や非破壊検査、絶縁性能試験は、品質管理計画に従って実施するものとして、ここでは、特別な設備を必要とする、超伝導線材、導体、および、モデルコイルの性能試験について検討する。

(2) 超伝導線材の性能評価に関しては、ケーブル・イン・コンジット導体素線(丸線)の場合には、試験法が確立されており、磁場が 15-16 T に高くなっても既存の強磁場設備を利用することが可能であるが、試験設備の老朽化が進んでいるため、計画的な設備更新が必要である。高温超伝導線材(テープ線)の場合、試験試料の形状を含めて試験法の標準化が必要である。臨界電流の高いテープ線材の場合

合、既存の試験設備では極低温における臨界電流の測定が困難となり、新たな試験設備の開発が必要となることが予想される。液体ヘリウム温度以外での特性試験を必要とする場合にも、試験法の標準化と試験設備の研究開発が必要となると予想される。

(3) 核融合用超伝導コイル導体の性能評価には大きな試験空間と大電流を流すことのできる大型の試験設備が必要である。既存の大型導体試験設備を表 7.1 に示し、建設中および計画中の大型導体試験設備を表 7.2 に示す。電磁力については外部磁場と電流値の積を同一とする方法は合理的であるし、超伝導素線の磁場依存性が明らかになっていれば分流開始温度も実際よりも低い外部磁場で評価可能であるが、できるだけ実使用条件において実施することが望ましい。既存の大型試験装置は 12-13 T が上限なので、それ以上の高磁場での導体性能試験の実施には新たな大型高磁場試験設備が必要である。また、原型炉での使用条件に等価な電磁力を既存設備を用いて印加するためには、通電電流値の増強が必要である。導体試験試料の形状を直状とするかコイル形状とするかは議論が必要である。特に繰り返し励磁による J_c の低下は試料形状の影響を受ける可能性が指摘されており、今後の研究が必要である。試料形状の影響が小さくない場合には、コイル形状の場合の曲げ半径の違いの影響も明らかにする必要がある。電磁力や熱サイクルの加え方や導体の電圧測定方法など導体試験法の標準化も重要な課題である。

(4) 超伝導コイルの巻線構造、巻線法、絶縁処理、コイル一体化などの製作法の確立とコイル性能の実証のためには、モデルコイルの製作とその性能試験が必須である。CS コイルについては、実規模で 1/5 程度の長さのコイルの先行試作と励磁試験を行い、導体性能やコイル製作法の検証を行うことが、技術の確立や開発リスクの低減だけでなく人材育成や技術伝承の観点からも非常に有効である。ITER の仕様を超える電磁力となるため、CS コイルの先行試作は必須と考えられる。バックアップと将来性を考慮して、複数の候補導体でモデルコイルを製作し、性能評価を行うことが肝要である。

(5) 一方、TF コイルや PF コイルのような大型コイルの実規模コイル試作は現実的でないと考えられるため、要素技術を実証するための縮小モデルコイルの製造と性能試験を計画する必要がある。

(6) モデルコイルの冷却・励磁には、100 kA 級の直流電源や 5 kW 程度のヘリウム冷凍機が必要となる。QST や NIFS の既設設備の有効活用も検討すべきであるが、電源については既設設備では容量不足が予想され、また、ヘリウム冷凍機は老朽化が懸念されるため、どちらとも新たに整備する必要があると考えられる。ITER で採用されている、超臨界圧ヘリウムの強制冷却方式と異なる冷却方式を採用する場合には、冷却システムの研究開発および性能・信頼性実証が必須である。ITER と同じ冷却方式を採用する場合にも、信頼性向上や技術伝承のため、ITER から得られる技術情報を詳しく分析して、継続性のある研究開発を実施することが必要である。クエンチ保護システムを含む大電流直流電源システムに関しても、同様に、信頼性向上や技術伝承のため、継続性のある研究開発を実施することが必要である。

表 7.1 既存の大型導体試験装置

	EDIPO	SULTAN	CSMC	13T-0.7m
Type	Dipole	Split coils	Solenoid	Solenoid
Max field on sample (T)	12.35 T	10.89 T	13 T	12.5 T
Field length ($\pm 1\%$) (m)	0.92	0.425	Coil	Coil (>1.8)
Sample diameter (m)	—	—	1.43	< 0.7
Sample size (mm)	< 89 x 138	< 92 x 142	—	—
Max sample current (kA)	> 100	> 100	70	50 (75)
Temperature range (K)	4.4 – 60	4.4 – 10	4.4 – 20	4.4 – 50
Place	SPC (Swiss)	SPC (Swiss)	QST (Japan)	NIFS (Japan)

表 7.2 建設中または計画中の大型導体試験装置

	NAFASSY	SUCCEX
Type	Solenoid	Split coils
Max field on sample (T)	8 T	16 T
Field length ($\pm 1\%$) (m)	Coil	<1.0 (Inner diameter)
Sample diameter (m)	1.14	–
Sample size (mm)	–	< 140
Max sample current (kA)	50	?
Temperature range (K)	4.4 – ?	4.4 – ?
Place	Salerno Univ. (Italy)	NFRI (Korea)
Status	Under construction	Plan

7.3 原型炉用超伝導コイルの開発方針

(1) 原型炉超伝導コイルに向けて特に重要な開発課題は(1)導体の高磁場化・高 J_c 化と(2)巻線構造・冷却構造・支持構造の高強度化である。導体開発においては、 Nb_3Sn 導体の機械特性の向上と高性能 Nb_3Al 導体の開発を競合させながら強力に進めつつ、長期的な視点での高温超伝導線材の開発を進めることが肝要である。ITER 建設で開発された技術をさらに発展させる必要があるため、人材育成や技術の伝承・発展に考慮した具体的な開発計画を速やかに策定し、着実に実施していく必要がある。

(2) 超伝導コイル性能の確認のためには、実規模サイズのモデルコイルによる実証が必須であり、モデルコイルの製作および冷却システムや電源システムの設計製作は大型超伝導技術の伝承・発展において重要である。その製作と試験実施に 5 年程度を要することから、その結果を実機設計に反映させるためには実機製作開始より 10 年程度前から製作に着手することが望ましい。それまでに、導体、構造材料、および、絶縁材料の開発を量産性実証の段階まで完了しておく必要がある。材料開発には時間が必要であり、その開発成果から炉の基本構造を見直す必要もあるため、材料の当面の開発目標を決めるための基本設計作業は、ITER の建設と平行して、早急を開始すべきである。このモデルコイルは、ITER の CS モデルコイルのように、DEMO 用の導体試験装置として活用できるように整備することを検討すべきである。

(3) ITER と原型炉で超伝導コイルの構造が大きく変わるとは考えにくいいため、ITER で開発した製作技術の多くが原型炉の超伝導コイル製作に適用可能と考えられる。しかし、原型炉で要求される高磁場化や大型化の技術的な見通しを得るためには、ITER の製作経験のある現時点において、大型化の限界を把握するための製作 R&D や ITER で製作した試験体の過負荷試験などを実施する必要がある。

8. まとめ

原型炉設計合同特別チームにおいて、2015年11月より超伝導WG活動を開始し、原型炉用超伝導コイルの基本概念的構築のため、設計強度や大型コイルの製作性、線材選択などの幅広い課題を議論した。WG内での議論を踏まえ、原型炉設計合同特別チームとして、原型炉用超伝導コイルの基本概念的設計として以下の通りとした。

(1) 超伝導コイル設計のベースライン(2017年一次仕様)

2017年の原型炉概念設計の一次仕様(プラズマ大半径8m級の原型炉を想定)に向けた設計のベースラインは、現状のコイル技術と炉システム設計の観点からの以下の通りとする。

(a) TF コイル

以下のような基本的な構造はITER TFコイルを踏襲し、代表的な設計パラメータは以下のようにする。

- ・超伝導線材：Nb₃Sn
- ・最大磁場：~13T
- ・運転温度：4.5K
- ・導体電流値：~100kA
- ・コイル本数：16
- ・最大設計応力：800MPa(内脚部コイルケース)
- ・巻線方法：ラジアルプレート方式・ダブルパンケーキ巻
- ・中心部電磁力方法：ウェッジ方式
- ・導体：ケーブルインコンジット導体

TFコイル寸法は炉システム設計(炉心プラズマ寸法、増殖ブランケット、遮蔽、トロイダルリップル値、遠隔保守ほか)に基づき決定されるが、ITERの1.5倍程度(高さ：18m、幅：12m)が想定される。ITER TFコイル製作の経験からラジアルプレート方式では製作期間やコスト面において課題が多いが、絶縁材にかかる応力支持、大電流導体のD型巻線方法など、現在の知見・技術からベースラインとしてはラジアルプレート方式を採用する。ただし、(2)に示すように今後、コイル製作の観点から合理化の必要があり、オプションとして新たな巻線方法の検討も大型コイル巻線製作のR&Dと合わせて必要である。

(b) CS コイル

基本的な仕様としてITER CSコイルを踏襲し、代表的な設計パラメータは以下のようにする。

- ・超伝導線材：Nb₃Sn
- ・最大磁場：13T(両極性)、0.4 MA/s
- ・運転温度：4.5K
- ・導体電流値：~40kA
- ・導体：ケーブルインコンジット導体
- ・ユニット数：6(磁場平衡、ポート、支持位置など炉システム設計と合わせて決定)
- ・コイル電流値：~10 MAT(磁場平衡により決定)

CSコイル半径は炉システム設計(要求供給磁束、ラジアルビルド)より決定されるが、約2m(ITER CSコイルとほぼ同等)が想定される。炉の小型化に向け、(2)に示すように一部にHTSを採用した高磁場薄型CSのオプション検討も有効と考えられる。

(c) PF コイル

PF コイルも CS コイルと同様に、基本的な仕様として ITER PF コイルを踏襲し、代表的な設計パラメータは以下のようにする。

- ・超伝導線材：NbTi (経験磁場により Nb₃Sn)
- ・最大磁場：10 T
- ・運転温度：4.5K
- ・導体電流値：~40kA
- ・導体：ケーブルインコンジット導体
- ・コイル本数：6~8 本 (磁場平衡、ポート、支持位置など炉システム設計と合わせて決定)
- ・コイル電流値：1~30 MAT (磁場平衡により決定)

(2) 原型炉超伝導コイルシステムの今後の検討方針

(1) に示したベースラインからより原型炉の実現性を高めるため、各設計項目に関して以下のような検討方針で進める。

(a) 超伝導コイル設計全体

・小型化

TF コイルを始めとする超伝導コイルシステムの小型化のため、TF コイル本数や炉内機器の最適化など、炉システム設計と整合を取りつつ、再検討する。炉全体寸法(プラズマ大半径など)の小型化に向けた超伝導コイル側の取り組みとして、TF コイルの高磁場化(>13T)によるプラズマ中心磁場の増大、CS コイル高磁場化(>13T)や(b)に示すように HTS を用いたコイル薄型化による供給磁束の増大などの方策を検討する。

・巻線構造(低コスト化)

ラジアルプレート方式では製作期間やコスト面において課題が多い。この課題を解決するため、コイル製作の合理化の観点から、①巻線製作上の緩和策、②新たな巻線方法の検討、などを R&D 含め早期に開始する必要がある。①巻線製作上の緩和策としては、炉心プラズマからの要求磁場精度としては 1×10^{-4} を目標に、JT-60SA での評価解析コードを用いて原型炉での巻線・製作・組立精度の影響を評価すると共に、同誤差磁場を許容するための炉心プラズマ運転方法も合わせて検討する。②新たな巻線方法の検討としては、矩形導体方式をベースに絶縁材にかかる応力支持、大電流導体の D 型巻線方法などの解決策を検討する。

(b) 超伝導線材・導体

超伝導線材として、現状ではベースラインで示したように ITER 同様に Nb₃Sn を主案に設計を進め、原型炉全体設計および各超伝導線材の開発状況を踏まえ、2027 年頃に最終決定する。各超伝導線材の開発方針は以下の通りである。

- ・Nb₃Sn：高 Jc 化、特に機械強度の向上(電磁力による素線 Jc 低下を抑制)、R&W 法に向けた開発
- ・Nb₃Al：高 Jc 化と合わせて長尺化と安定化、低コスト化の観点で開発
- ・HTS：高磁場薄型 CS への適用のオプション検討

電流導体としては、100kA 級のケーブルインコンジット導体を主案に、電磁力の増加を考慮した改良型導体の構造検討に早期に着手し、2020 年以降の導体試作、2027 年以降の大規模モデル試験に備えて設計仕様の明確化を図る。

(c) 高強度低温鋼

材料開発には時間がかかることから、ベースラインで設定した設計応力 800MPa(極低温での 0.2%耐力 1200MPa)を開発目標に、原型炉超伝導コイル開発において加速すべき最重要 R&D 項目の 1 つとして早急に着手する。まず、構造用金属材料における高強度化のための合金設計に関する知見の系統的な分析・評価、新たな構造材料試験を行い、具体的な設計開発方針のもと、産業界とも協力し開発を進める。また、耐力 1200MPa の構造材の開発リスクに対し、①コイル構造の最適化による最大応力の低減、②耐力 1000MPa を用いた炉設計オプションを並行して検討する。

(d) 絶縁材料

ベースラインの通り、現状では ITER 性能を仮定し設計を進めるが、設計裕度を高めるため、特に～100MGy、 $\sim 10^{23}$ n/m²でのデータベースの拡充を図る。

原型炉超伝導コイルの開発目標としては、高めの暫定的な目標値として最大経験磁場 15-16 T、導体電流値 100 kA とする。超伝導コイル性能の確認のためには、実規模サイズのモデルコイルによる実証が必須であり、モデルコイルの製作および冷却システムや電源システムの設計製作は大型超伝導技術の伝承・発展においても重要である。その製作と試験実施に 5 年程度を要することから、その結果を実機設計に反映させるためには実機製作開始より 10 年程度前から製作に着手することが望ましく、それまでに、導体、構造材料、および、絶縁材料の開発を量産性実証の段階まで完了しておく必要がある。また、15-16 T、100kA での超伝導特性を評価するためには大型の高磁場導体試験設備の研究開発が必要であり、電磁力による性能低下を正しく評価する導体試験法の確立と合わせ、DEMO 用の CS モデルコイルを先行して製作し、導体試験装置として活用できるように整備することを検討する。

以上を踏まえ、原型炉超伝導コイル開発において加速すべき最重要項目は、

- ・高強度低温鋼の開発
- ・大型 TF コイルの製作コスト合理化のための検討(R&D 含む)

であり、これらの項目および計画は「原型炉開発総合戦略タスクフォース」へ提案し、アクションプランへの反映を働きかける。同時に、原型炉設計特別チームにて原型炉超伝導コイルの設計仕様・基本設計を早期に構築し、全日本体制での超伝導コイル開発の基盤とする。

<http://www.qst.go.jp>