

【隔月連載記事】

ITER 超電導コイル開発への道のり（その 1）

日本アドバンスト・テクノロジー株式会社
安藤俊就

1. はじめに

ITER（国際熱核融合実験炉）（図 1 に本体部を示す）の建設がいよいよ開始される段階にきた。新聞やテレビ等のマスコミにおいてもその成り行き（建設場所の選定、建設費の各国分担等）が報道されるようになり、一般の人々にも ITER への感心がもたれるようになった。ITER 計画は 1985 年に行われた米ソの首脳（レーガン、ゴルバチョフ）会談で提唱され、米国、ソ連（後にロシア）、日本、EU の 4 極での国際協力によって、これまで 18 年間に渡りその実現性について検討され建設開始を待つばかりとなった。建設には中国と韓国が参加することになり、今後 ITER は 6 極で進められることになる。本計画は完全な国際協力で進められる点でこれまでにない大型プロジェクトである。これまでも、宇宙開発、高エネルギー物理の研究等においても国際協力の下で進められている大型プロジェクトがあるが、国際宇宙ステーション計画においては米国が、LHC（大型ハドロン衝突型加速器）計画においては EU が、立案し、運営面での決定権を有し、他の参加国は協力する形となっている。参加国が均等な関係で運営を行う ITER 計画は国際協力における新たな試みとなる点でも興味ある計画である。

この ITER においては、超電導コイルが炉の構成物の上で最も重要な部分の一つとなっている。超電導コイルの製作費は全建設費の 26.6%を、本体部においては 50.2%を占めることになる（図 2）。本コイルは、これまで製作された超電導コイルに比べ非常に大きく、大量の超電導線材が使用され

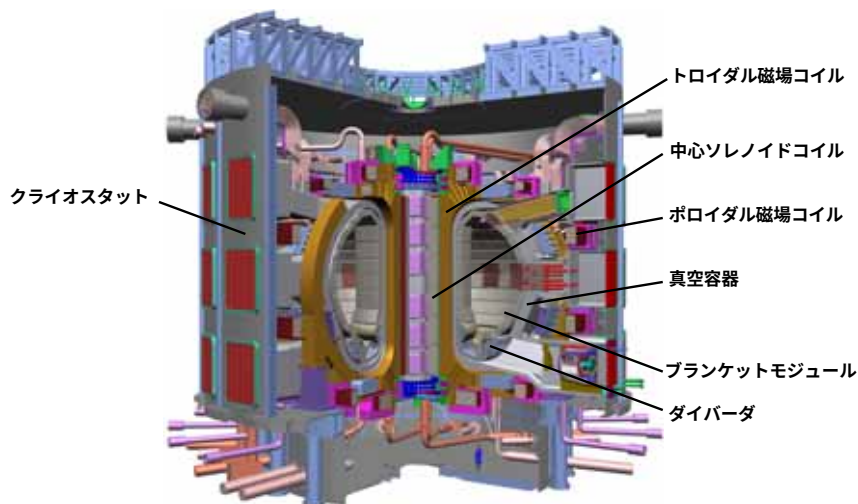


図 1 ITER 本体部の鳥瞰図

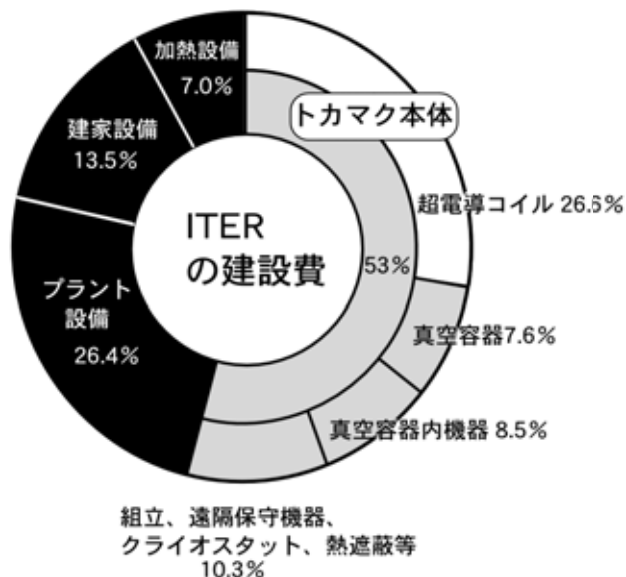


図 2 ITER の建設費に占める超電導コイルの割合

るとともに、その設計・製作には新たな技術が必要とされたため、その開発に多くの時間と費用が費やされてきた。¹⁾ 本稿では ITER の超電導コイルの設計の完成に至るまでの道のりを紹介する。最初に ITER 超電導コイルの概要を説明し、次に ITER の核融合炉開発上での役割を、最後に核融合用超電導コイル開発研究の進展の中での ITER の超電導コイルの設計を記述する。

2. ITER の超電導コイルの概要

2.1 超電導コイルの種類

ITER では、トロイダル磁場 (TF) コイル、ポロイダル磁場 (PF) コイル、中心ソレノイド (CS) コイル、不整磁場補正 (CC) コイルの 4 種類の超電導コイルが必要とされる。TF コイルはドーナツ型のプラズマを閉じ込めるための磁場を発生するコイルで、18 個の D 型のユニット・コイルからなり、それらはプラズマを囲むように配置される。18 個のコイルは直列接続され、直流通電により定常的に運転される。PF コイルはプラズマの位置制御を行うための磁場を発生するコイルで 6 個の円型のユニット・コイルからなり、ドーナツ型のプラズマと同軸に TF コイルの外側に配置される。6 個の PF コイルはそれぞれの電源に接続され、それぞれ異なる電流波形でパルス的に運転される。CS コイルは電磁誘導によりプラズマを生成・加熱するためのコイルで、6 個の円型のユニット・コイルからなり、炉心の中心に配置される。6 個のコイルは PF コイルと同様にそれぞれ異なる電流波形でパルス的に運転される。CC コイルは TF コイルで発生する不整磁場を補正するためのコイルで、18 個のコイルからなり、TF コイルと PF コイルの間に配置される。それぞれ独立した電源から電流が供給される。これらのコイ

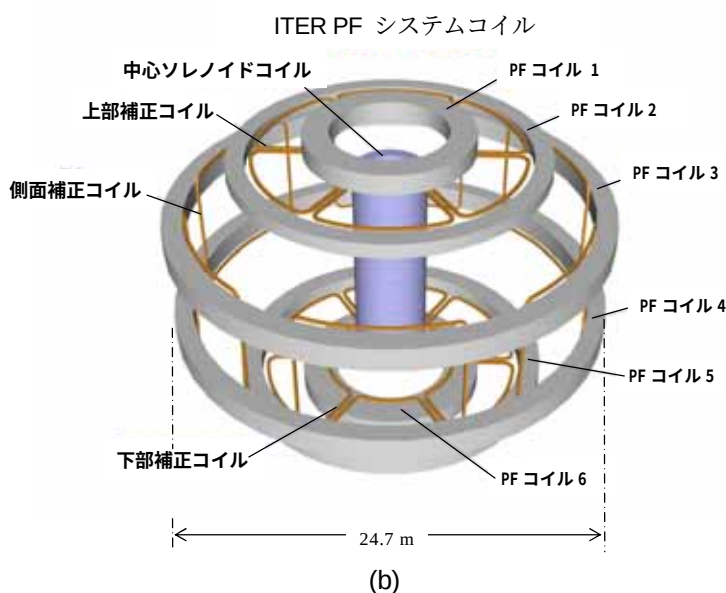
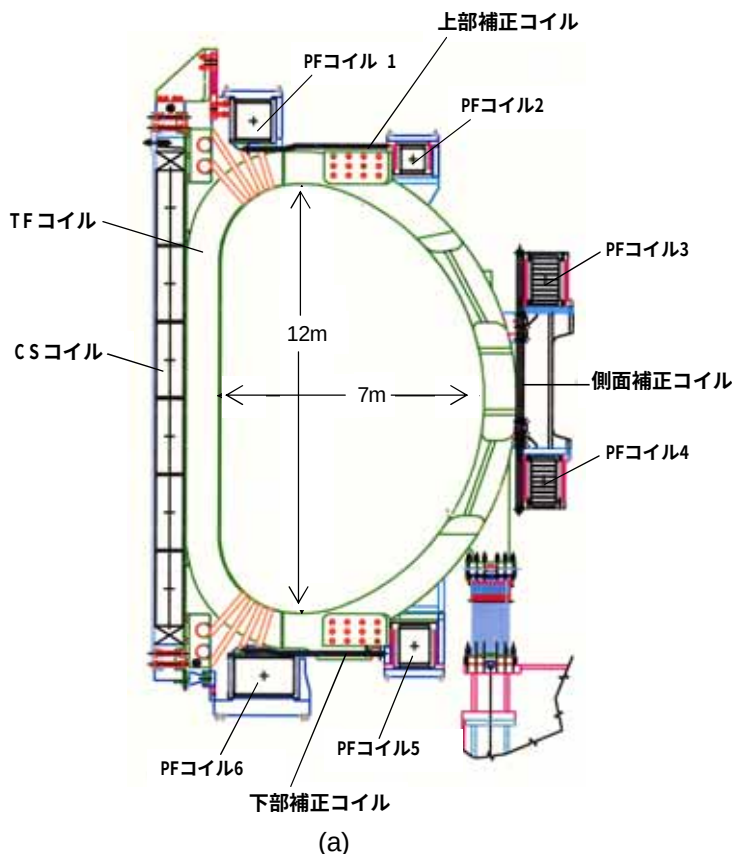


図 3 ITER 超電導コイルの TF コイル(a)と各コイルの配置(b)

ルの構造と配置を図 3 に示す。また、各コイルの諸元を表 1 に示す。これらの諸元はこれまで製作された超電導コイルに較べて非常に大きく、また、特性的にも機械的・熱的に厳しい条件を満たす高度の設計技術をもって製作される必要があることを示す。

2.2 これまでに製作された超電導コイルとの比較

超電導コイルの規模を示す指標の一つとしてよく用いられるのがコイルの磁気蓄積エネルギーである。図 4 に示すように ITER の TF コイルは 11.8T の最大磁場で 41 GJ の蓄積エネルギーを保持する。これは、これまでの最大である LCT（大型コイル事業）コイルの 50 倍以上である。LCT は IEA の下で核融合炉用超電導コイルとして米国、日本、EU、スイスの共同開発で製作された 6 個のコイルからなる模擬 TF コイルである。また、コイルに加わる電磁力の大きさを表す向心力もこれまでの 25 倍の約 7 GN である。このようにこれまでの実績を大幅に大型化した超電導コイルに挑戦することになる。また、CS コイルも 13 T の最大磁場で約 6.9 GJ の蓄積エネルギーである。しかも、CS コイルはパルス励磁される。図 5 はこれまでに製作されたパルス・コイルでの磁気蓄積エネルギーと励磁速度の関係を示す。この図に示された励磁速度は台形波形励磁運転された場合の立ち上げ時の速度である。CS コイルは非常に複雑な電流波形で運転される。図 5 においてはその励磁速度を実効的速度として 0.4 T/s としプロットされている。CS コイルの磁気エネルギーは ITER の R&D の一環として製作した CS モデル・コイル以前のコイルと比較すると 800 倍以上の大きさである。また、PF コイルの巻線の直径は 24.7 m で LHD（大型ヘリカル装置）の約 2 倍である。

一方、ITER に使用される超電導線材の量は、TF コイルと CS コイルに対して Nb₃Sn/銅複合線が約 650 ton、PF コイルと CC コイルに対して NbTi/銅複合線が約 300 ton である。この量は LHC の粒子加速リングに使用するダイポール・コイル、クオダラポール・コイル等に使用される NbTi 線の 1,200 ton²⁾ にはほぼ匹敵する。LHC ではすべてが NbTi 線材であるのに対して ITER では Nb₃Sn 線材が大量に使用される。その Nb₃Sn 線材の量は、これまでに製造された Nb₃Sn 線材の量よりも多い。0.9GHz の NMR では、約 1.4 ton の Nb₃Sn 線材が使用される。³⁾ したがって、ITER では、0.9GHz の NMR の約 500 個分を製作するに必要な量の Nb₃Sn 線材が使用されることになる。

表 1 ITER 超電導コイルの諸元

TF コイル	
コイルの寸法 (D 型)	幅 9 m, 高さ 13.6 m
コイルの数	18
蓄積エネルギー/全コイル	41 GJ
起磁力/全コイル	164 MAT
定格電流値	68 kA
最大磁場	11.8 T
向心力/全コイル	7.3 GN
拡張力/コイル	205 MN
CS コイル	
コイルの寸法	外径 4.2 m, 高さ 12.4 m
起磁力/全コイル	134 MAT
最大電流	41.5 kA
最大磁場	13 T
PF コイル	
コイルの数	6
最大外直径	24.6 m
起磁力/全コイル	61.1 MA
最大電流値	45 kA
CC コイル	
コイルの数	16
起磁力/全コイル	7.5 kA
コイルの重量 (構造部も含む)	
TF コイル	5,362 ton
CS コイル	1,041 ton
PF コイル	2,595 ton
CC コイル	80 ton
全コイル	9,078 ton
超電導線材の重量	
Nb ₃ Sn/銅複合線材	650 ton
NbTi/銅複合線材	300 ton
全線材重量	950 ton

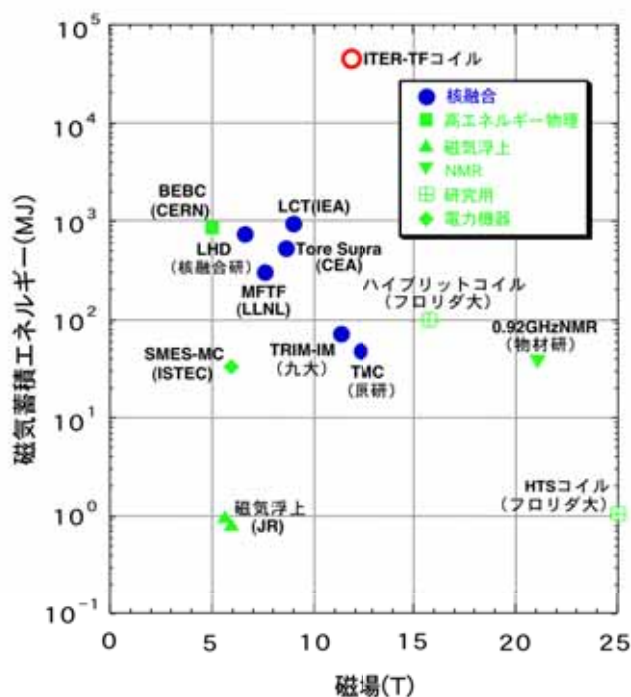


図 4 これまで製作された超電導コイルの蓄積エネルギーと磁場

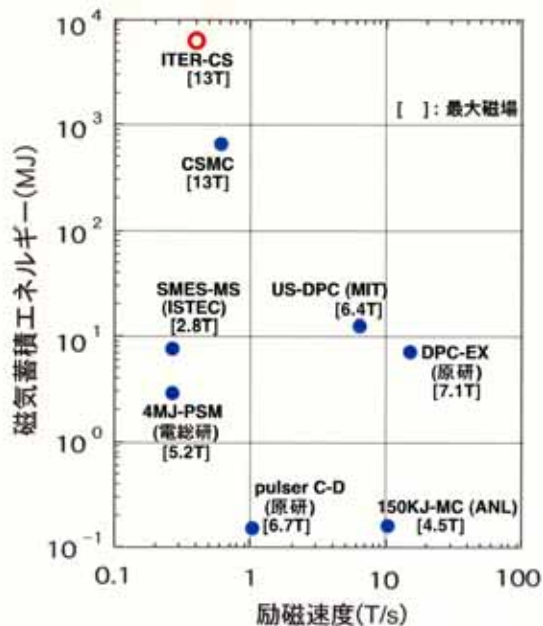


図 5 これまで製作された超電導コイルの蓄積エネルギーと励磁速度

参考文献

- 1) 森 雅博ら：日本原子力学会誌 **44** (2002) 16-89
- 2) 目黒信一郎：私信
- 3) H. Wada and T. Kiyoshi : IEEE Trans. Appl. Superconduct., vol. 10 (2000) 715-717

【隔月連載記事】

ITER 超電導コイル開発への道のり（その 2）

日本アドバンスト・テクノロジー株式会社
安藤俊就

3. ITER の核融合開発での位置づけ

この章では ITER が核融合炉の開発においてどのような位置付けにあるかを簡単に説明する。また、その開発で超電導コイルへのインパクトとなるコイルの最大磁場および大きさとの関連について述べる。

1950 年ごろから開始された。核融合の開発研究は、1990 年代に JT-60 (日本), TFTR (米国), JET (EU) の三大トカマク装置がいずれも臨界プラズマ条件を達成し、制御の下で核融合反応を起こす科学的実現性を示すことに成功し、いよいよ炉としての開発となる実験炉、すなわち ITER に進み科学的・工学的実現性を示す段階にきた。さらに ITER 後は核融合発電を実証する原型炉（発電実証プラント）に進み、国としての核融合炉開発研究の最終段階に入る。その後は商業炉へととなって発電会社が炉を建設し、電力を供給することになる。その開発のステップを図 6 に示す。このような大規模な開発として同様な形態で進められているのが高速増殖炉である。すでに実験炉に相当する「常陽」（1970 年着工）及び原型炉に当たる「もんじゅ」（1985 年着工）が建設され稼働しているのは承知のことである。

現在核融合による発電炉の開発は、核融合反応が最も容易に起こる重水素と 3 重水素との反応を制御することを目標に進められている。それらの粒子を外部から加熱（ P_h ）することにより高温のプラズマ（電離）

年	1996 ~ ~ ~ ~ ~	2015 ~ ~ ~ ~ ~	21世紀半ば ~ ~ ~ ~ ~
目的	科学的実証	工学的実証	発電実証 実用化
炉の名前	大型トカマク装置 (JT-60 など)	実験炉 (ITER)	原型炉 (SSTR など)
核融合出力	—	~500 MW	3~4 GW
発電出力	—	—	1~1.6 GW
Q	~1	10~∞	~50
TFコイルの蓄積エネルギー	2.8 GJ	40 GJ	70 ~150 GJ
TFコイルの最大磁場	10 T	12.5 T	16~20 T
TFコイルの電流	20 kA	60 kA	80~150 kA

図 6 核融合炉実用化への道のり

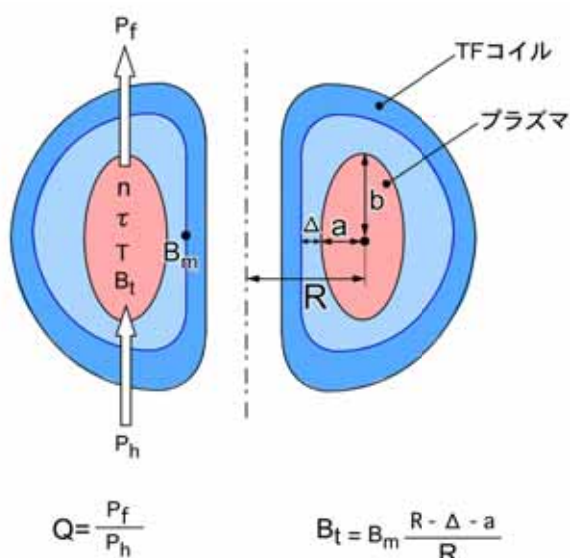


図 7 トカマク核融合炉の概念

状態とし、磁場 (B_t) によって閉じ込めて核融合反応させ、その反応エネルギー (核融合出力パワー: P_f) を熱として取出し、その熱で蒸気タービンを廻して電力とする。ここで P_h に対する P_f の割合 (エネルギーの増倍率) を Q と呼ぶ。図 7 にトカマク核融合炉のプラズマと TF コイルの概念を示す。プラズマは楕円形をしている。これは円形よりもプラズマ性能が良くなるためである。三角形にするとさらに良くなる。このプラズマ性能が良くなることと TF コイルを D 型のコイルにしてコイル内の応力低減 (張力一定に近づく) を計るのと符合する。

Q の値は、核融合発電炉では 50 程度を達成する必要がある。したがって、核融合炉の開発は Q を大きくするための開発と云っても良い。JT-60 らにより $Q=1$ が達成され、ITER では Q が 10 以上になることを目標に開発される。この Q 値はプラズマ粒子の密度 (n)、プラズマエネルギーの閉じ込め時間 (τ)、プラズマ粒子の温度 (T) をパラメータとして表すことができる。次式はいくつかの条件の下で得られた Q と $n\tau T$ との関係式である。⁴⁾

$$Q = 5 n \tau T / (C - n \tau T) \quad (1)$$

$$C = 2.9 \times 10^{22} [\text{Ks/cm}^3]$$

この(1)式を図化したのが図 8 であり、プラズマの性能の進展を知る上で有効である。横軸はプラズマの中心温度 (一般には最高温度)、縦軸はプラズマの密度と閉じ込め時間とプラズマの温度の積 ($n\tau T$: 核融合積と呼び、プラズマ性能の指標として良く使われる) である。これまで得られた値を核融合装置名 (特に原研の JT-60 装置の成果を中心に) と共に示している。これまでの最大の Q は原研の JT-60 による 1.25 である。ただし、この値は重水素同士の反応で得られた値を重水素と三重水素反応で換算したものである。これまで得られた重水素-三重水素での最大の Q は JET で 0.64 であり、そのときの核融合出力は 16MJ であった。

これらのパラメータの最大値の目安がこれまでのプラズマ研究で解ってきている。プラズマ密度 (=電子密度) では、グリーンワールド電子密度(n_{GW})を達成最大値としている。

$$n_{GW} = I_p / (\pi a^2) \times 10^{20} [\text{m}^{-3}] \quad (2)$$

I_p : トーラス方向に流れるプラズマ電流[MA]、 a : プラズマ小半径[m]

この式は次の用に書き換える事もできる。⁵⁾

$$n_{GW} \propto B_t / R \quad (3)$$

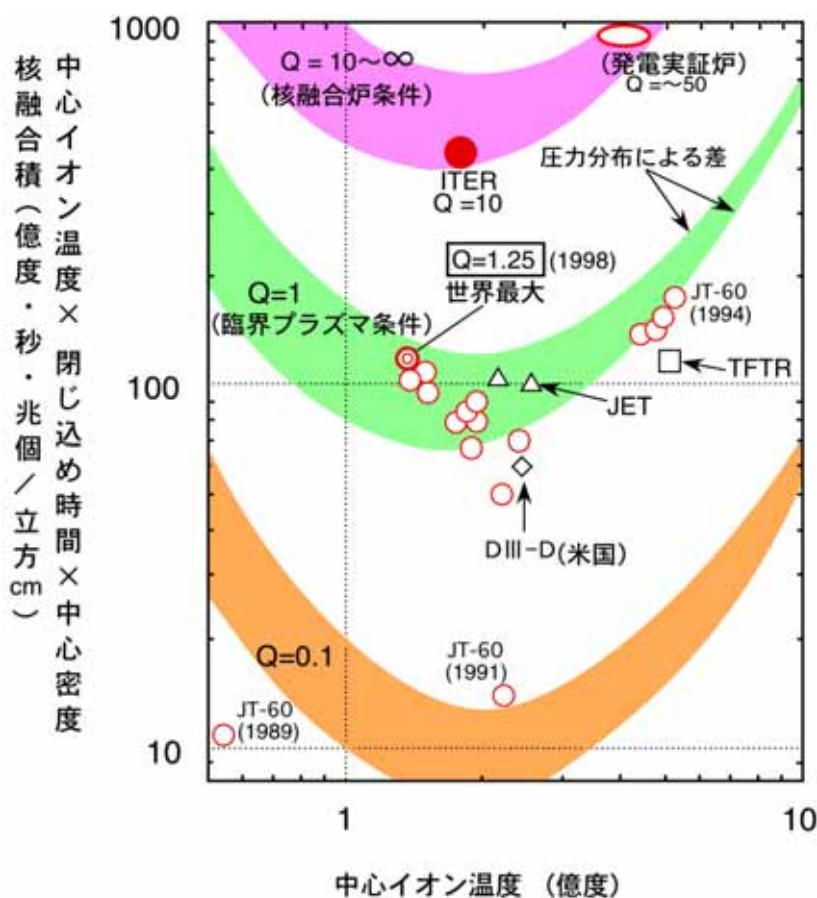


図 8 トカマク核融合装置のプラズマ性能の進展

B_t : プラズマ中心での磁場[T], R : プラズマ大半径[m]

すなわち、電子密度は磁場を高く、大半径を小さくすることにより大きくすることが出来る。
エネルギー閉じ込め時間(τ)はこれまでの実験結果から ITER では次の経験式で設計している。

$$\tau = 0.0562 I_p^{0.93} B_t^{0.15} P_h^{-0.69} n^{0.41} M^{0.19} A^{-0.58} \kappa^{0.78} [\text{s}] \quad (4)$$

P_h : 加熱パワー[MW], M : 燃料ガス元素の質量数、

A : アスペクト比(= R/a) κ : プラズマ断面形状の非円形度(= b/a)

表 2 に ITER の標準動作モードの主要パラメータを示す。⁶⁾ 核融合出力は 500 MW である。ITER では発電は行わない。

一方、核融合出力(P_f)は次式で表示される。

$$P_f \propto \beta^2 B_t^4 a b R \quad (5)$$

β : プラズマ境界での磁場圧とプラズマ圧力との比で単位はパーセントで表し、 β 値と呼ぶ。

β 値はプラズマの性能を表し、他のパラメータはコイルの磁場とサイズに関係するパラメータである。 β 値が高ければ、コイルは低い磁場でコンパクトにできることになる。しかし、 β 値にはプラズマの電磁流体力学不安定性による限界が存在し、それは規格化 β 値と呼び β_N と表示され、次式で与えられる。

$$\beta_N = \beta / (I_p / (a B_t)) \quad (6)$$

したがって、プラズマの研究はこの β_N を高めるための研究とも言える。核融合炉の経済性(発電単価)を簡易的に知る一つの指標(多くの仮定を含む)として、この β_N とコイルの最大磁場(B_m)との関係で表した式が提案されている。⁷⁾

$$\text{COE} = 11.8 / (\beta_N^{0.9} B_m^{0.63} \eta) \quad (7)$$

COE: 現在の原子力発電(軽水炉)で規格化した核融合炉発電単価

η : 発電出力/核融合出力

$B_m: B_t (R/(R-a-\Delta))$

Δ は図 7 に示すようにプラズマの境界とコイルの最内層導体間の距離を

表す。この間には真空容器の壁、ブランケット、コイルの容器の内壁が存在する。

ITER では、 Δ は約 1 m である。

図 9 は(7)式をグラフ化したものである。ITER と全く同様な設計で発電炉を製作すると、その発電単価は現在の発電単価の約 2 倍になる。現在と同じ発電単価を得るためには、例えば β_N を約 4 とするとコイルの最大磁場は 16—20 T が必要となる。ITER の標準動作モードでは β_N は、裕度をもって 2 で設定されているが、これまでの装置でも $\beta_N = 3$ は達成されている。ITER やその他のトカマクの実験においては新しい手法が試みられ β_N の向上に対して研究する計画になっている。一方、磁場においても、高温超電導体を用いて 25 T のコイルの製作に成功している。大型の 16—20 T のコイルの実現も 20 年後には見通しを得ることが期待される。もちろん、そのためにはこれまで以上の技術開発が必要とされることは言うまでもない。なお本章作成にあたり日本原子力研究所・炉心プラズマ研究部の菊地 満次長のご指導を頂いた。

表 2 ITER の標準動作モードの主要パラメータ

全核融合パワー (P_f)	500 MW
全核融合パワー/外部加熱 パワー (Q)	10
平均中性子壁負荷	0.57 MW/m ²
燃焼連続時間	400 s
プラズマ大半径 (R)	6.2 m
プラズマ小半径 (a)	2 m
プラズマ電流 (I_p)	15 kA
非円形度	1.84
プラズマ体積	815 m ³
平均プラズマ密度 (n)	$1.1 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$
閉じ込め時間 (τ)	3.4 s
平均プラズマ温度 (T)	8.1 keV (0.9 億度)
平均核融合積 ($n \tau T$)	$3 \times 10^{21} \text{ m}^{-3} \text{ s keV}$
トロイダル磁場 (B_t)	5.3 T
規格化ベータ (β_N)	2

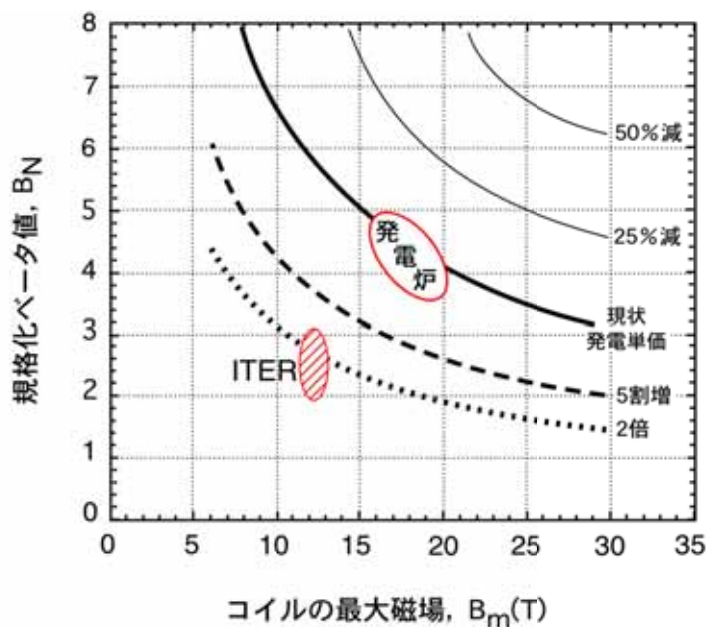


図9 核融合炉の経済性とコイルの最大磁場

参考文献

- 4) 関 昌弘編：核融合炉工学概論 日刊工業新聞
- 5) 宮本健郎：エネルギー工学入門 培風館
- 6) 下村安夫ら：プラズマ核融合学会誌 78 (2002) 特集/ITER 工学設計
- 7) 岡野邦彦, 吉田智朗：プラズマ核融合学会誌 74 (1996) 365-372

[超電導 Web21 トップページ](#)

【隔月連載記事】

ITER 超電導コイル開発への道のり（その 3）

日本アドバンスト・テクノロジー株式会社
安藤俊就

4. 核融合炉用超電導コイルの開発研究の進展

4.1 開発研究計画の概要

日本における核融合炉用超電導コイルの開発研究が本格的に行われるようになったのは、核融合の臨界条件を目指す JT-60 装置の建設が決定され、次のステップである実験炉を具体的に検討せざるを得なくなってきた時(1975 年)である。その進め方については科学技術庁・原子力局・核融合会議で議論され、実験炉の建設までに行うべく開発研究の計画が示された。⁸⁾そして、その執行の中心的役割を担う原研に超伝導磁石研究室が 1977 年に創設された。その計画は初期の段階では予定通り進められたが、その後は必ずしも予定通りとは行かなかった。その要因の一つが国際協力によるプロジェクトの遂行である。開発研究には多大の時間と費用が必要となり、その効率化のためには国際協力が有効な手段となる。そのもっとも象徴的なプロジェクトが実験炉そのものであり、国内計画ではなく国際計画の ITER となった。表 3 に実験炉に向けて実際に原研で遂行された、または参加した超電導コイルの開発プロジェクトを示す。最初は直流励磁するトロイダル磁場 (TF) コイルの開発プロジェクトであるクラスター・テスト計画⁹⁾と国際協力である大型事業(LCT)コイル計画、¹⁰⁾次にパルス励磁するポロイダル磁場(PF)コイルの開発プロジェクトである実証ポロイダル・コイル計画¹¹⁾が進められた。これらの計画の成果でトカマク型核融合炉用超電導コイルの開発

表 3 核融合炉用超電導コイルの開発プロジェクト

年	1977 ～1987	1985 ～ 1992	1991 ～ 2002
開発区分	トロイダル磁場コイルの基盤開発	ポロイダル磁場コイルの基盤開発	ITER 設計実証
プロジェクト	・クラスターテスト計画 ・大型コイル(LCT)計画	・実証ポロイダルコイル計画	・ITER-EDA(工学設計活動)
主題	・トロイダル配置超電導コイル ・容器あり ・コイルの高剛性 ・Nb ₃ Sn 導体の大電流化	・パルス励磁 ・容器なしコイル ・低交流損失導体	・ITER 実機導体を用い、同じ巻き線構造でコイルを製作し設計の妥当性の確認
主成果	・CTC:7T-2.1kA ・TMC:12.2T-6.4kA ・LCT(J):9.1T-11kA	・DPC-U2:5.3T-0.06T/s ・DPC-EX:7.1T-14.2T/s ・US-DPC:7T-7T/s	・CSMC:13T-46kA-0.4T/s ・TFMC:10T-80kA ・Nb ₃ Al Insert:12.5T-60kA

CTC:クラスターテスト計画において NbTi 導体で製作したクラスターテストコイル

TMC:クラスターテスト計画において Nb₃Sn 導体で製作したテストモジュールコイル

LCT(J):日本が製作した LCT コイル

DPC-U2: NbTi 導体で製作されたコイル

DPC-EX: Nb₃Sn 導体で製作されたコイル

US-DPC:米国が Nb₃Sn 導体で製作されたコイル

CSMC:日米を中心に PF コイルの実証として Nb₃Sn 導体で製作されたコイル

TFMC: EU を中心に TF コイルの実証として Nb₃Sn 導体で製作されたコイル

Nb₃Al Insert:日本が Nb₃Al 導体で製作されたコイル

ベースが出来上がり、そして実験炉である ITER のコイルの設計を実証する ITER 工学設計活動 (EDA)が行われた。それらのプロジェクトで得られた成果(電流 x 最大磁場)の進展を図 10 に示す。EDA の成果は、ほぼ ITER と同等のレベルに達している。

4.2 開発研究での課題

トカマク型核融合炉用の超電導コイルは大型で高磁場を必要とする。さらに、パルス励磁のコイルもあり、そのコイルによる変動磁場に曝される。このようなコイルを開発するためには大きくは二つのことが重要となる。一つは繰り返し応力に耐える高剛性のコイル構造を実現することである。コイルを出来るだけ一体化し、導体間、巻線部とコイル容器間の力の伝達が十分計られるようにし、コイル内の応力分布を均一化することが重要である。コイル内に亀裂が発生、または一部分が移動すると熱が発生しコイルを常電導状態に転位させることになる。

もう一つは高電流密度で低交流損失の大電流導体を実現することである。磁気蓄積エネルギー(E)が非常に大きくなるとコイルに用いる導体の動作電流値(I_0)は大きくなる。

$$I_0 = (E/2L)^{1/2} \quad (8)$$

L はコイルの自己インダクタンスを表す。耐電圧の制限から L は一定と考えると、導体の電流値が大きくなると導体のサイズは大きくなる。導体に安定に流せる電流は Stekly の(9)式で制限される。

$$I_0 \leq (h\Delta T S P / \rho)^{1/2} \quad (9)$$

ところで、 I_0 ：動作電流、 $h\Delta T$ ：導体から冷媒への熱流速、S：超電導線材に付加した安定化金属の断面量、P：超電導線材に付加した安定化金属の冷却周囲長、 ρ ：超電導線材に付加した安定化金属の比電気抵抗である。

導体の断面が矩形で、縦横の比率を一定とすると、導体の動作電流 (I_0) が大きくなると導体の電流密度(J)は低下する。

$$J \propto I_0^{-1/3} \quad (10)$$

一方、導体の単位体積当たりの交流損失(Q)は(11)式で表される。

$$Q = (1/2 \rho)(dB/dt)^2 (m/2 \pi)^2 \quad (11)$$

m は導体のツイストピッチを表す。m はほぼ導体の太さに比例するため、交流損失はツイストピッチに比例することになる。

$$Q \propto I_0 \quad (12)$$

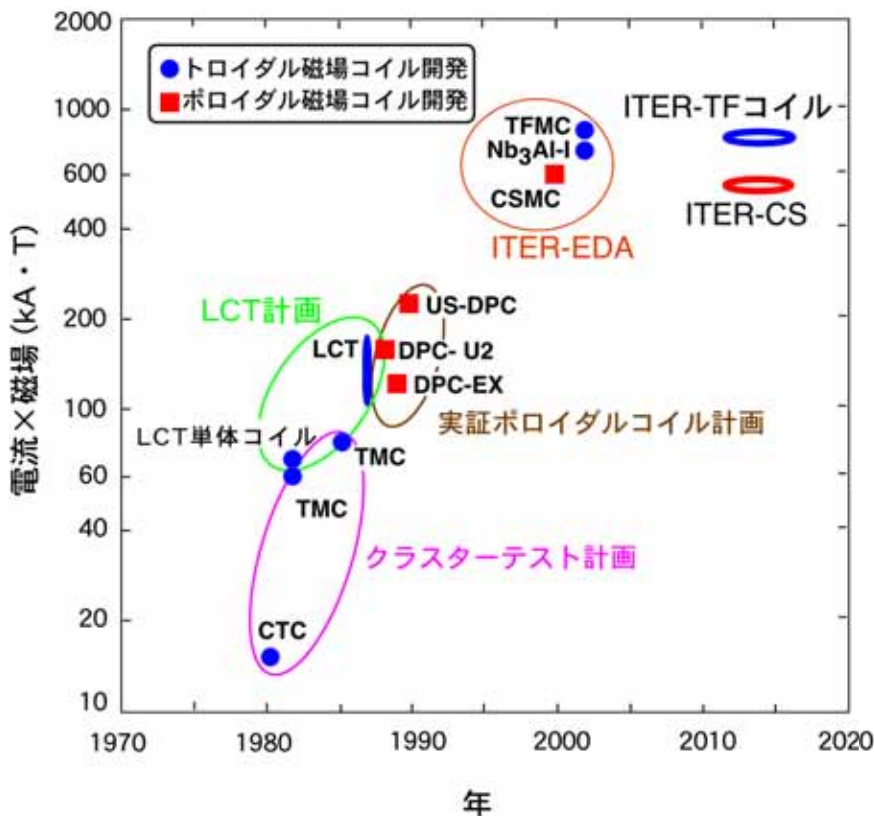


図 10 核融合炉用超電導コイル開発の進展

このように、コイルが大型化すると、導体の電流密度が低下し、単位体積値の交流損失は大きくなる。

これらの課題を克服しながら導体の大電流化とコイルの高剛性化の実現した高磁界大型コイルが開発されていった。

4.3 LCT 計画

核融合炉用超電導コイルの開発において最も大きな進展をもたらしたのが LCT (大型コイル事業) 計画である。6 個の D 型のコイルをトロイダル磁場配置にして試験する、この IEA (国際エネルギー機関) の下で遂行された国際計画は、元々は米国の実験炉である TNS(The Next Step)の設計の超電導コイルの実証試験として計画されたものであった。したがって、6 個のコイルの内の米国が担当した 3 個のコイルは、GE 社、GD 社、ウエスチング(W)社) が TNS に提案したそれぞれの設計思想で製作された。したがって、W 社が担当したコイルには TNS の設計と同じ Nb_3Sn 導体が採用された。他の 3 個のコイルは日本、EU、スイスが担当し、NbTi 導体を用いて独自の設計で製作された。ただし、基本設計条件として、コイルの外寸、電流値 (10~20 kA)、最大磁場 (8 T) が設定された。これらのコイルの製作で最も特徴が現れたのが導体の設計であった。すなわち、導体の安定性の向上と交流損失の低減を計る上で示された。導体の動作電流値(I_0)は、LCT コイル計画以前での最大値はクラスター・テスト計画におけるクラスター・テスト・コイル(CTC)の 2 kA 程度であったが、LCT コイルではその 5 から 10 倍である。先に述べたように電流値が大きくなると導体の電流密度が低下するので、下がらないための工夫が必要となった。そこで Stekly の安定限界電流を高めるために従来よりも熱流速($h\Delta T$)を上げるか周囲長(P)を大きくするか工夫が計られ、それがそれぞれのコイルの特徴となった。図 11 に各コイルの導体の構造を示す。

日本、米国 GE、米国 GD は浸漬冷却、米国 W、EU、スイスは強制冷却で設計された。図 12 に各コイルの熱流速と冷却周囲長の関係を示す。最も冷却長を大きく設計したのが米国 W の導体で、いわゆるケーブル・イン・コンジット(CIC)導体である。一方、日本の導体は、冷却長は短い、熱

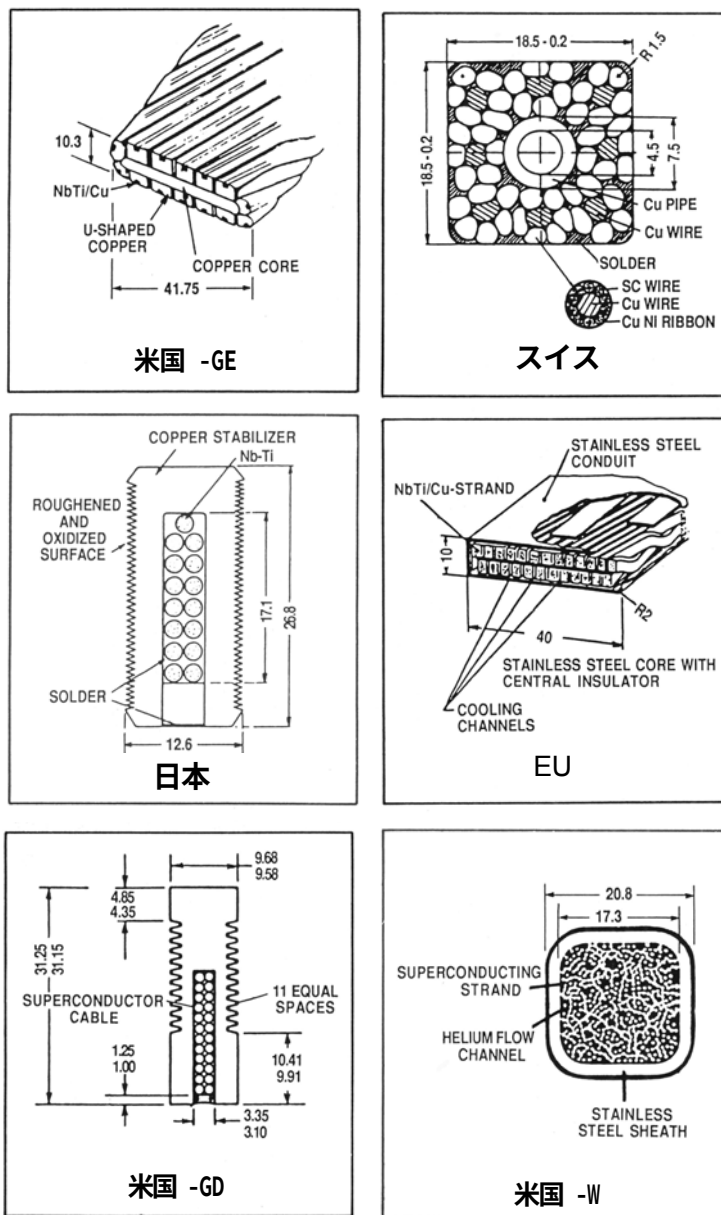


図 11 LCT コイルの導体の構造

流速は最も高くなっている。この高い値は導体表面を鋸刃状に加工し、さらに陽極酸化により黒化処理することにより得られた。また、交流損失の低減には、変動磁場が加わる方向の導体幅を狭くするか、幅が広い場合は導体を高抵抗物質で分割する方法が採られた。6 個のコイルはいずれも目標である 8T の磁場を安定に達成した。さらに、9T の磁場の発生が試みられ、全コイルが達成した。しかし、スイスと米国 W ではクエンチも見られた。スイスのコイルの導体は単純なホロー型強制冷却導体で設計されており、冷却周囲長が非常に小さく安定性電流が小さいためである。米国 W は 6 個のコイルの中で唯一の Nb_3Sn 線材を用いた導体であったがコンジット材からの熱収縮による圧縮歪みが大きくなり Nb_3Sn 線の臨界電流値の低下を招いた。

この LCT コイル計画は、核融合炉開発研究で最も大きな装置である JT-60 等の臨界プラズマ装置のトロイダル磁場コイルとほぼ同等のトロイダル磁場配置で 1GJ の蓄積エネルギーをもつ超電導コイルが製作出来ることを実証し、プラズマ研究に必要な大型装置に並んだことで核融合炉用超電導コイルの開発の中でのエポックとなった。しかもこの計画からこれまでにない超電導コイルに対する新しい考えが生まれたことである。さらに、国際協力の進め方についても ITER に大いに貢献している。

クラスター・テスト計画と LCT 計画の成功に

より、トールスプラ（仏）、トライアム（日本）のトカマク型装置のトロイダル磁場コイルは超電導化されたが、パルス励磁するポロイダル磁場(PF)コイルに対しては超電導化は出来なかった。この PF コイルの超電導化の開発として、原研では実証ポロイダル磁場コイル計画が、また、ドイツのカーlsruエ研究所ではポロ計画が立ち上がり、米国は日本の計画に参加し、進められた。それらのコイルには CIC 導体が採用され、14 T/s の励磁速度で 7T の磁場を発生することに成功し、¹²⁾ポロイダル磁場コイルに対しても超電導化が出来ることが実証された。

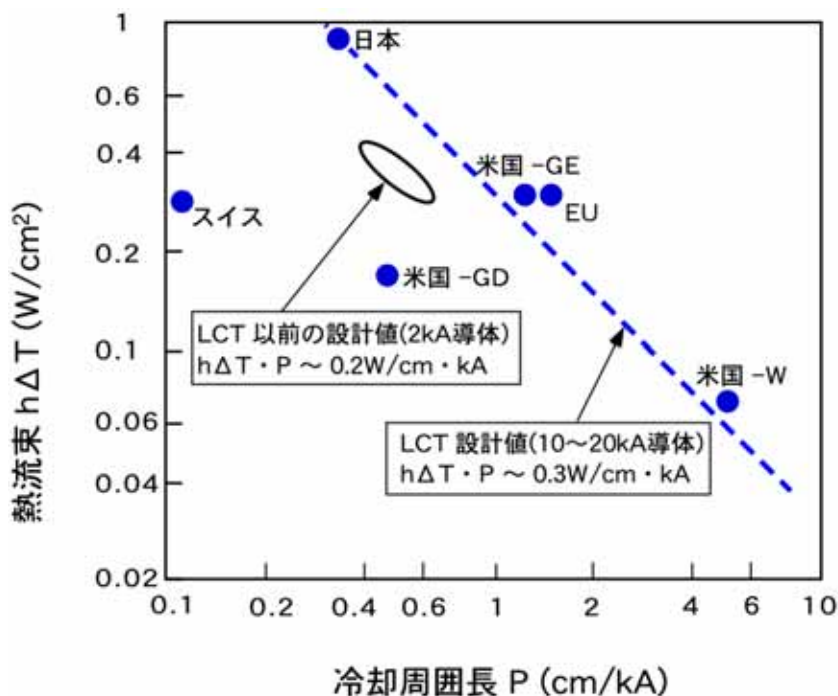


図 12 LCT コイルの導体の熱流速と冷却周囲長

参考文献

- 8) 原子力局：核融合会議 超電導磁石分科会中間報告書 昭和 51 年 11 月
- 9) 安藤俊就ら：低温工学誌 19 (1984) 81-90
- 10) D. Beard et al. : Fusion Engineering and Design 7 (1988)
- 11) S. Shimamoto et al. : Proc. of 10th Symp. of Eng. Prob. of Fusion Reserch (1984) 1358-1361
- 12) T. Ando et al. : IEEE Trans Mag-27 (1991) 2060-2063

【隔月連載記事】

ITER 超電導コイル開発への道のり（その 4）

日本アドバンスト・テクノロジー株式会社
安藤俊就

4.4 CIC 導体と実証ポロイダル計画

前章（「超電導 Web21」2004 年 6 月号参照）で、定常運転されるトロイダル磁場（TF）コイルの開発を目的とした LCT 計画において、CIC（ケーブル・イン・コンジット）導体で作られたコイル特性があまりよい結果が得られなかったと記したが、パルス運転されるポロイダル磁場（PF）コイルの設計を考えると低交流損失が期待できる CIC 導体は魅力であり、また、LCT 計画後に、CIC 導体についての開発研究も進み、その有効性、信頼性が高められるようになってきた。その有効性を決定的にしたのが実証ポロイダル・コイル（DPC）計画であり、その成果が ITER コイルへと繋がって行く。本章では ITER コイルの実現を可能にした CIC 導体について、最初はその生い立ちについて、つぎに DPC 計画での CIC 導体の成果について記す。

4.4.1 CIC 導体

CIC 導体は MIT の Hoenig により、1974 年に核融合用コイル導体として提案し、開発を進めた。¹³⁾ その構造は図 13 の(a)に示すように超電導線を数十本束ね金属管に封入し、冷媒であるヘリウムガスを金属管内に強制的に流す構造である。すなわち CIC 導体である。核融合用導体はモノリス型導体で設計すると、定格電流が大きくなると単位体積当たりの安定効率が落ち、電流密度が低下する。しかし、CIC 導体は単位体積当たりの安定性効率が一定のため電流密度が導体の大きさに依存しない（但し、安定性以外の設計条件から低下することはある）。CIC 導体の出現は核融合に携わる超電導屋にとっては非常に誇れるアイデアで、他の超電導機器に対しても今日では採用されている非常に有効な導体になっている。初期の大型超電導コイル開発研究では MHD 発電や高エネルギー物理

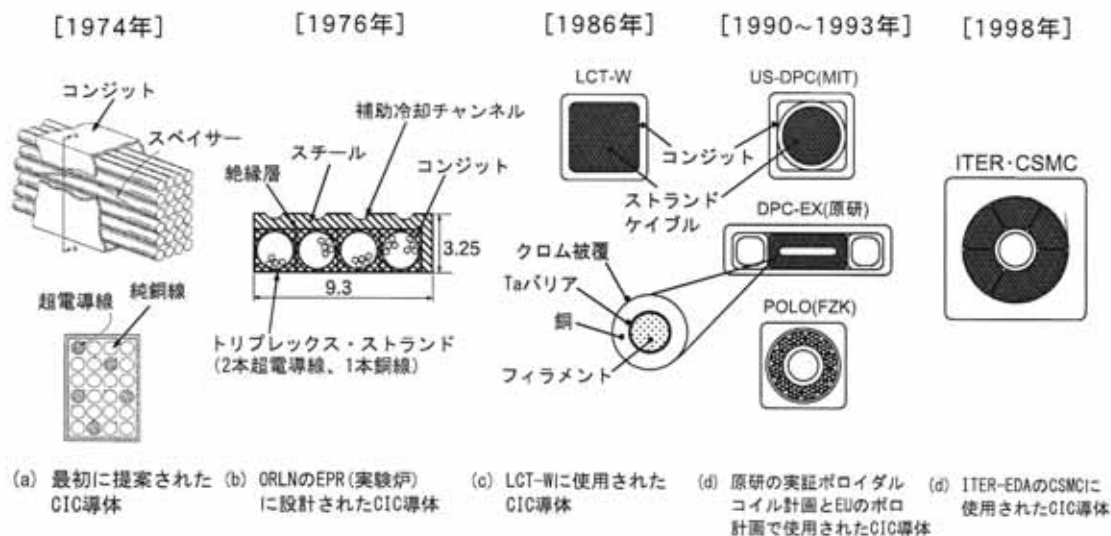


図 13 CIC 導体の開発の進展

での泡箱と加速器を対象とした開発研究から超電導技術は進展していたが、核融合を対象とした開発研究から超電導技術に貢献することが出来るようになってきた。(余談：超電導フィラメントのサイズ決めている超電導線の本質的安全性を最初に解析した Hancox も核融合用超電導コイルの設計屋である)。

この CIC 導体は、直ちに米国のオークリッジ国立研究所 (ORNL) が設計した核融合実験炉 (EPR) の TF コイルに採用された。この FER 用超電導コイルの設計を担当したのが Lue (現在は ORNL で高温超電導送電の開発を行っている) である。彼は MIT に行き Hoenig の下で CIC 導体について勉強した後、ORNL に戻り、Miller、Shen、Dresner らと精力的に CIC 導体について研究を行った。その最も大きな成果の一つが、冷媒をほとんど流さなくても導体は安定であることを実験的に示した (図 14)。¹⁴⁾ EPR では、この導体を採用する上で最も問題視されたのが、導体の安定性の確保である。

熱伝達係数が冷媒の流速の 0.8 乗に比例すると数十 cm/s の流速が必要であることが示された。そのためには大きなポンプが必要となり、そのポンプによる熱負荷が大きくなり設計が成り立つか問題視されていた。しかし、試作サンプルで実験を行うと、数 ms の擾乱に対しては、流速が小さくても安定に通電できることが分かり、CIC 導体の大きな問題は除去された。現在、ITER の TF コイルでは、流速は 10 cm/s 程度で設計されている。

この CIC 導体は核融合用コイルの開発とともに進展しており、それを図 13 に示す。最初の CIC 導体 (図 13(a)) はただ冷却面積を大きく取るための工夫であった。それが EPR の CIC 導体 (図 13(b)) になると、その後 CIC 導体の基本となっている超電導ケーブルの最初の撚り線となるトリプレクス構造が採用されている。しかし、1 ターンが 4 個の導体からなり導体間の不均一電流の発生には対策が未熟になっている。それが LCT-W の CIC 導体 (図 13(c)) になると完全にケーブル部がトランスポーズ構造になりケーブル内の電流分布は均一になる設計になり、この構造が現在も踏襲されている。しかし、LCT-W コイルは前章でも述べたようにコイルおよび導体の製作が十分でなかったために、CIC 導体の評価は高くなかった。それが原研が行った実証ポロイダル・コイル (DPC) 計画での成果で一気に評価が高まり ITER へと繋がって行く。

4.4.2 実証ポロイダル・コイル計画

原研ではクラスター計画、LCT 計画で TF コイルの開発が順調に成果を上げ、次に PF コイルの開発に本格的に取り組むことになった。それが実証ポロイダルコイル (DPC) 計画である。¹¹⁾ この計画ではそれぞれ内径 1m の上、中、下の 3 個のコイルから構成されるコイルシステム (図 15) で JT-60 のパルス電源を用いてパルス通電試験が行われた。上下コイル (DPC-U) は NbTi 素線からなる CIC 導体で製作された。中心に置かれる中コイルは取り替えることが出来る試験コイルである。原研は Nb₃Sn 素線からなる CIC 導体を用いて DPC-EX を、また、米国の MIT も同様に US-DPC を

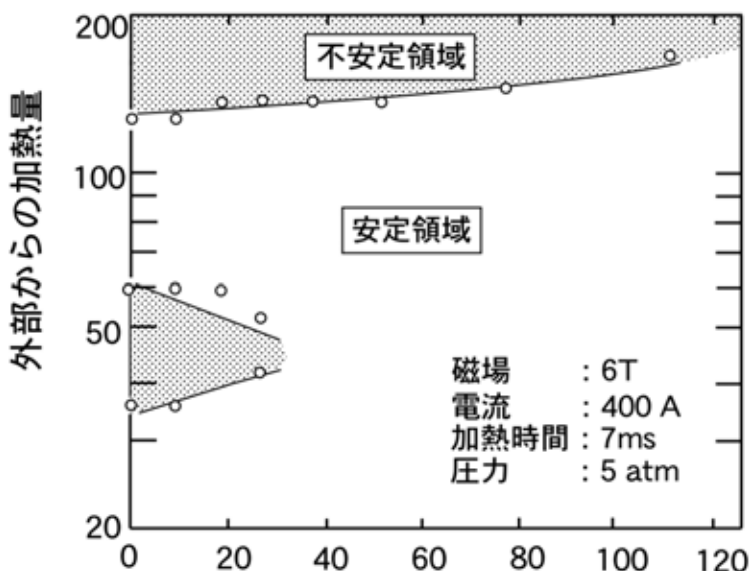


図 14 CIC 導体の安定性と冷媒流速

試験コイルとして製作した。それらの CIC 導体の構造を図 13(d)に示す。その試験結果は DPC-EX、US-DPC 共に 7 T の磁場をパルス運転で達成した。図 16 は DPC-EX のパルス運転時の電流波形である。17 kA・7 T までは 0.5s の立ち上げ、立ち下げで繰り返し実験を行ったが、コイルはクエンチせずに通電できた。¹²⁾ この DPC 計画において、CIC 導体は技術、製造面で次のような大きな進展があった。

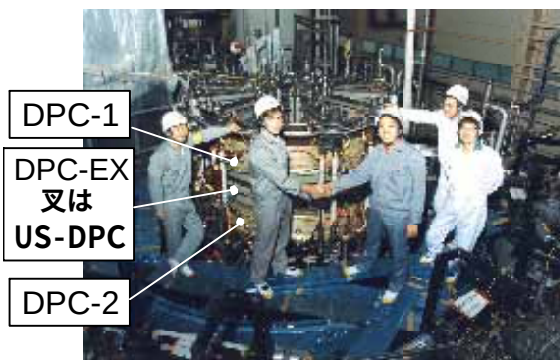


図 15 実証ポロイダルコイル計画のコイルシステム

- (1) Nb₃Sn 素線で、錫の安定化銅への拡散バリアにタンタル、バナジウムを採用することにより、ヒステリシス損失、フィラメント間結合損失の低減。
- (2) Nb₃Sn 素線の表面にクロム被覆により素線間結合損失の低減。
- (3) コンジットにインコロイ 908 の採用により、Nb₃Sn フィラメントに加わる圧縮歪み低減。
- (4) サブ・チャンネルの導入により、圧力損失の低減。

これらの開発は次のステップである ITER-EDA の CIC 導体の設計に引き継がれていく。

また、この DPC 計画と同時期に独国のカールスルーエ原子力研究所(KfK)でも超電導ポロイダル・コイルの開発研究をポロ計画として進めていた。¹⁵⁾ EU ではすでにトカマク型核融合装置であるトールスプラ（仏国）で TF コイルまではモノリス型導体を用いて超電導化することに成功している。しかし、パルス運転する PF コイルは超電導化されていなかった。それで、独国のカールスルーエ原子力研究所(KfK)で超電導 PF コイルを開発して、それをトールスプラの常電導 PF コイルを超電導 PF コイルに取り替える計画で始めた。その開発導体が図 13(d)に示す POLOCIC 導体である。所定の 1.4 T の磁場を約 100 T/s（トールスプラの PF コイル運転条件）で運転することに成功した。ただ、トールスプラの PF コイルを超電導化するまでには行かなかった。

このように、日本、米国、EU の ITER の主要国で同時期に CIC 導体が核融合用に有効であることを認識しあったことが、CIC 導体を現在の ITER の設計にすんなりと採用する大きな要因となったことは事実であろう。

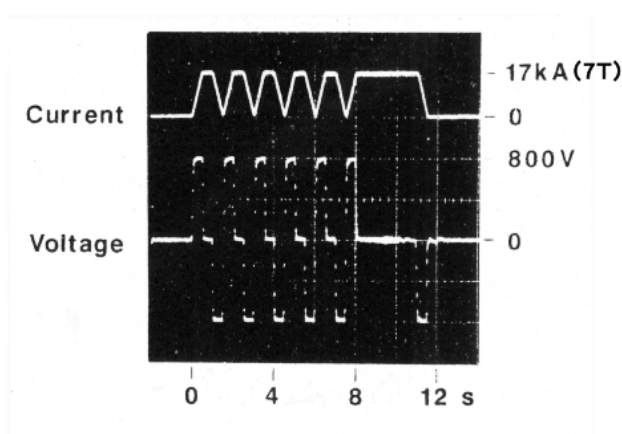


図 16 DPC-EX のパルス運転波形

参考文献

- 13) M. O. Hoenig et al.: IEEE Trans Mag-11 (1974) 569-572
- 14) J. W. Lue et al.: J. Appl. Phys. 51 (1980) 772-783
- 15) M. Darweschsad et al. : Fusion Engineering and Design 36 (1997) 227-250

【隔月連載記事】

ITER 超電導コイル開発への道のり（その 5）

日本アドバンスト・テクノロジー株式会社
安藤俊就

5. Nb₃Sn 線の開発

ITER の超電導コイルに使用する超電導線の大部分は Nb₃Sn 線である。Nb₃Sn が発見された後、長い開発過程を経て、ITER のコイルに採用できるまでになった。本稿では Nb₃Sn の開発の進展と ITER で要求される特性について記述する。

5.1 ITER 用 Nb₃Sn 線への要求特性

現在、ITER の Nb₃Sn 線の設計では、図 17 に示すように安定化銅との複合 Nb₃Sn 多芯線構造で以下のような特性が要求される。¹⁶⁾

線径：0.7～0.85 mm

銅比：1

クロムの厚み：1～2 μm

Jc：≥800 A/mm² at 12 T, 4.2 K

（内部拡散法）

≥700 A/mm² at 12 T, 4.2 K

（ブロンズ法）

（Jc の定義は 0.1 μV/cm）

ヒステリシス損失：≤600 mJ/cc +/- 3T cycle

（内部拡散法）

≤400 mJ/cc +/- 3T cycle

（ブロンズ法）

安定化銅の RRR：≥100

これらの特性は ITER-EDA のときの特性より少し高性能になっているが実現可能な数値である。後はコストが ITER-EDA より低コストで製作できるかである。

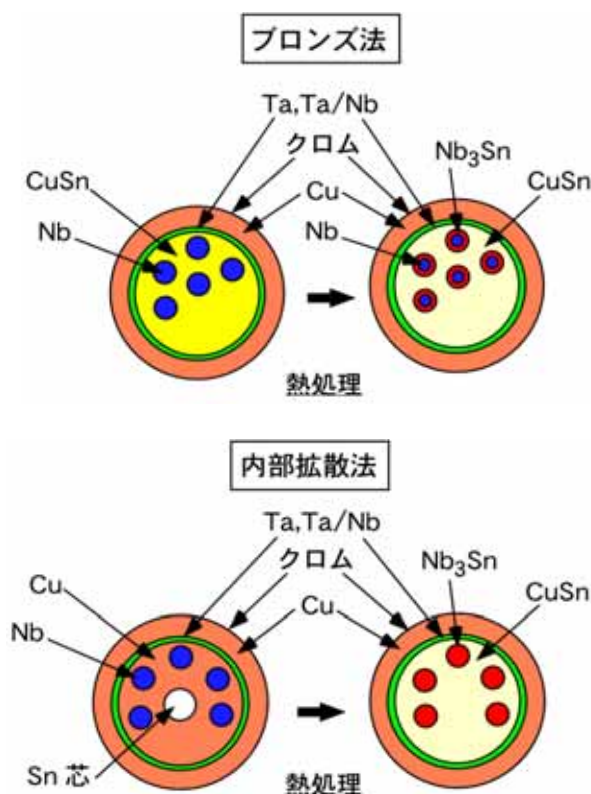


図 17 銅安定化 Nb₃Sn 多芯超電導線

5.2 開発の進展

1954 年に Nb₃Sn が発見されて以来 Nb₃Sn 線材の開発が続けられてきたが、核融合炉用として適用できる（もちろん他の応用においても）構造となってきたのは 1974 年に多芯構造線の試作に成功してからである。¹⁷⁾ この Nb₃Sn 多芯線により、これまでの錫付着ニオブテープ線が抱えてきた磁気不安定性の存在、高い交流損失、高い残留磁場等の課題が解決できる見通しが得られ、また、コイルの励磁速度を早めることも可能となってきた。さらに、核融合炉用コイルへの適用に最も重要な大電流導体開発の可能性が出てきた。この多芯化された線は安定化銅と一緒に複合加工され、NbTi/Cu 複合線とほとんど同じように製作することができ、また、Nb₃Sn 生成の熱処理温度も従来の錫付着テープ線の 900℃台から 600℃台に下がるなど、製造面でも大きな進歩をもたらした。世

界各国の研究機関、メーカーにおいて開発競争が始まり、原研でも本線を核融合炉用コイルに適用すべく 1977 年からメーカーの協力を得て開発に取り組み、それは核融合炉の高磁場化に向けた開発の基盤的役割をになった。

表 4 核融合コイル用 Nb₃Sn 線の開発の進展

コイル名	TMC (1982 年)*	LCT-W (1986 年)*	DPC (1990 年)*	ITER-EDA (1998 年)*	ITER
Nb ₃ Sn の種類	Pure Nb ₃ Sn	Pure Nb ₃ Sn	Alloyed Nb ₃ Sn (In, Ti)	Alloyed Nb ₃ Sn (Ti, Ta)	Alloyed Nb ₃ Sn (Ti, Ta)
Jc at 12 T, 4.2 K**	360 A/mm ²	350 A/mm ²	420 A/mm ²	550~700 A/mm ²	700~800 A/mm ²
ヒステリシス 損失 (±3T)**	400 mJ/cc	400 mJ/cc	300~460 mJ/cc	200~600 mJ/cc	400~700 mJ/cc
錫拡散バリア	Nb	Nb	Ta, V	Ta, Ta/Nb	Ta, Ta/Nb

*コイルが最初に運転された年、**性能のレベルを示す。

初期のころは Nb₃Sn 多芯線の Jc は 12 T で 400 A/mm² 程度であったが、1979 年に内径 100 mm のコイルに 10 T の磁場を発生することに成功した。¹⁸⁾ その後ブロンズ内の錫濃度の増加、さらには Nb コアまたブロンズ内への第 3 元素の添加が行われるようになり、Jc はだんだんと高くなり、ITER の要求性能に近い性能をもつ Nb₃Sn 線が開発されるようになった。その進展は原研で遂行された核融合コイルの開発計画においても示される(表 4)。図 18 は Jc とヒステリシス損失との上から Nb₃Sn 線の開発のレベルの進展を示す。トカマク型核融合コイルは変動磁場に曝されるので、低交流損失を実現するために、ヒステリシス損失の低減も重要な要素となる。ヒステリシス損失は、Nb₃Sn のフィラメント径が同じであれば、Jc に比例して増加する。したがって、Jc を増加させながら、フィラメント径を小さくする必要がある。この場合のフィラメント径は有効フィラメント径(～10 μm)であり、それは熱処理によりフィラメント間の幾何学的近接、電氣的結合により幾何学的径(～3 μm)より大きくなる。したがって、できるだけフィラメントを均質に製作する必要があり、Jc が高くなるほど高品質なフィラメントを実現しなければならないので、加工によるフ

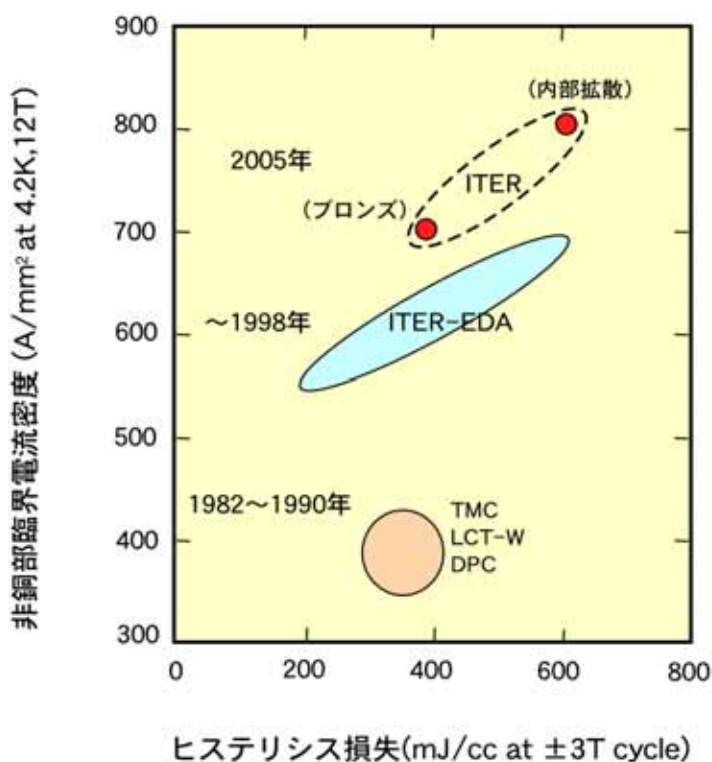


図 18 Nb₃Sn 線の性能の進展

フィラメントの変形を抑えるための製作技術が重要となる。Nb₃Sn 多芯線の開発では、ブロンズ法以外にも、内部拡散法、ジェリーロール法、チューブ法等と多くの方法が提案され、高い Jc を実現すべく開発されているが、現時点では ITER の要求性能を満たすのはブロンズ法と内部拡散法である。表 5 は ITER-EDA のモデルコイル計画に、4 極 8 社が製作した多芯線の構成を示す。それらの Nb₃Sn 多芯線はそれぞれ特徴をもち、どれ一つとして同じには製作されていないが、いずれも ITER-EDA の要求性能を満たした。

表 5 ITER-EDA のモデルコイル計画に使用された Nb₃Sn 線の構成

極	製造メーカ	製法	フィラメント材	ブロンズ又は 錫コアへの 添加材	銅中の 錫比	錫拡散 バリア
日本	古河電工	Bronze	Pure Nb	CuSn-0.2w/o Ti	14.2w/o	Ta
	日立電線	Bronze	Nb-1w/oTa	CuSn-0.5w/o Ti	14.3w/o	Ta/Nb
	三菱電機	Internal Sn	Pure Nb	Sn-1.5w/oTi	17.4w/o	Ta
米国	IGC*	Internal Sn	Nb-7.5 w/oTa	Pure Sn	21W/o	TaNb
	TWC	MJR	Nb-1w/oTi	Sn-2w/oMg	31W/o	Ta-40w/oNb
EU	VAC*	Bronze	Nb-7.5w/oTa	Pure CuSn	13w/o	Ta
	EM	Internal Sn	Nb-1w/oTi	Pure Sn	27.8w/o	Ta/Nb
ロシア	Bochvar	Bronze	Nb-2 w/oTi	Pure CuSn	13.5w/o	Ta/Nb

*当時の社名

5.3 コイル定格電流での Nb₃Sn の電流密度

ITER の TF コイルの定格電流は 11.8 T で 68 kA である。この時 Nb₃Sn 線の非銅部当たりでの電流密度が 286 A/mm² となる。この値は 4.2K、11.8T での臨界電流値より非常に小さい値である。これは Nb₃Sn 線をコイル状に巻いた時に Nb₃Sn 線の環境が大きく変わっているためである。Nb₃Sn 線は数千本束ねられてステンレススチールのコンジットに挿入され、コンパクションされた後コイル状に巻かれて 650℃ の温度で熱処理される。それがコイルの運転時には約 5 K の温度に冷却される。約 5 K の温度で Nb₃Sn 材には導体を構成する他の材料との熱収縮率の違いから圧縮歪み加わる。

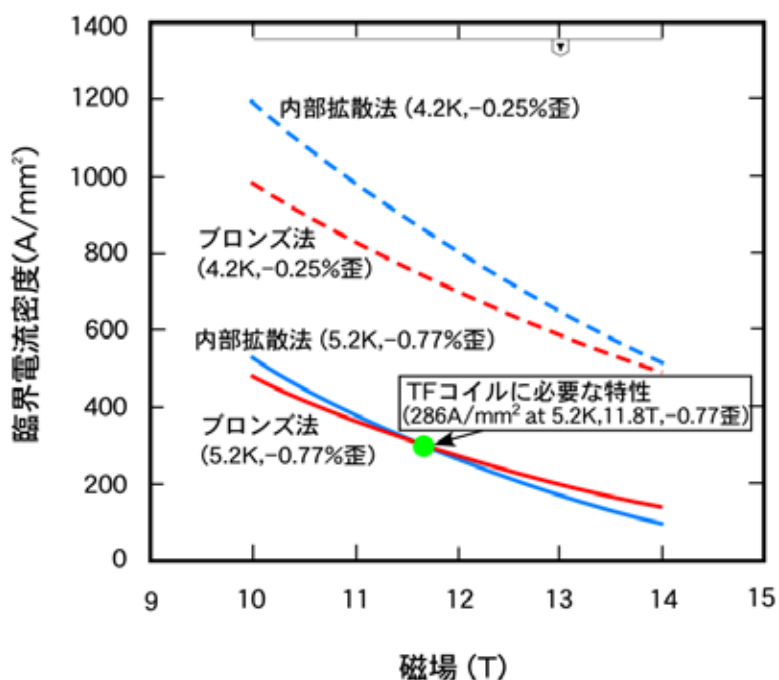


図 19 ITER で必要な Nb₃Sn 線の Jc 特性

また、Nb₃Sn 線の冷却はコンジット内に冷媒を循環して行われるが、ITER ではコイル内には中性子により大きな核発熱が発生し、また変動磁場により交流損失が生じる。これらによる温度上昇により冷凍機から供給される温度が 4.2 K であっても導体内での温度はそれ以上の上昇になる。ITER では、Nb₃Sn 材に加わる歪みは 11.8 T、68 kA の定格時には -0.77 % となり、また温度は 5 K となる。また温度については、コイルが安定に動作するためのマージンを含めると Nb₃Sn 線は 11.8 T で 5.2 K となる。286 A/mm² は丁度、これらの 5.2 K の温度、-0.77 % の歪みでの 11.8 T の電流密度を表す。このように 4.2 K 以上の温度で高歪みでの Nb₃Sn の臨界電流密度特性は 4.2 K、-0.25 % 歪みの環境とでは大きく変化する。その変化の割合がブロンズ法で製作された場合と内部拡散法とでは異なり、内部拡散法の方が変化が大きい。図 19 は ITER 用 Nb₃Sn 線の J_c 特性を示す。4.2 K、11.8 T、約 -0.25 % 歪みでは内部拡散法で製作された Nb₃Sn 線の方がブロンズ法で製作された Nb₃Sn 線より J_c が 100 A/mm² 以上高いが、ITER の TF コイルに巻かれコイルが運転された状態である 5.2 K、-0.77 % の環境では両者が一致する。

このように ITER では Nb₃Sn 線は、4.2 K 以上の温度で高歪みで高い J_c である必要がある。従って、そのような条件での性能が評価できる装置が必要であり、今後 ITER の建設に向けて大量に製造される Nb₃Sn 線の評価が重要となる。

参考文献

- 16) ITER Design Description Document DDD 11 Magnet (2004)
- 17) A. R. Kaufman and J. J. Pickett, Bull. Am. Phys. Soc. Vol 15 (1970) 838
- 18) T. Ando et al., Proc. 11th Symp. on Fusion Eng., (1986) 991-1000

[超電導 Web21 トップページ](#)

【隔月連載記事】

ITER 超電導コイル開発への道のり（その 6 最終回）

日本アドバンスト・テクノロジー株式会社
安藤俊就

6. ITER-EDA

これまで述べてきたように核融合用超電導コイルシステムの基盤技術の開発の進展により、また、ITER の建設に必要な他の分野の開発研究も進み、ITER の最終設計を行えるようになった。その設計作業とその設計の正当性を確認するための R&D 作業を行う工学設計活動(EDA)が 1992 年からスタートした。¹⁹⁾ この EDA の中で最も象徴的な作業が中心ソレノイド(CS)モデルコイルの製作である。²⁰⁾ 本節ではこの CS モデルコイル製作とその成果について記す。

6.1 CS モデルコイルの製作

CS モデルコイルは、ITER の超電導コイルシステムの中心に位置し、コイルシステムの中で最も磁場が高く、しかもパルス運転を強いられる最も高度の技術が要求される中心ソレノイド(CS)のモデルコイルである。CS モデルコイルは直径が 1.5 m の空間に 32.5 s で 0 から最大磁場 13 T を発生するコイルである（図 20）。そのコイルは内側モジュールと外側モジュールの 2 個のモジュールからなり、それらは図 21 に示す角型の Nb₃Sn CIC 導体を用いてそれぞれ 10 層と 8 層のソレノイド巻き構造でワインド・リアクト・トランスファー方式

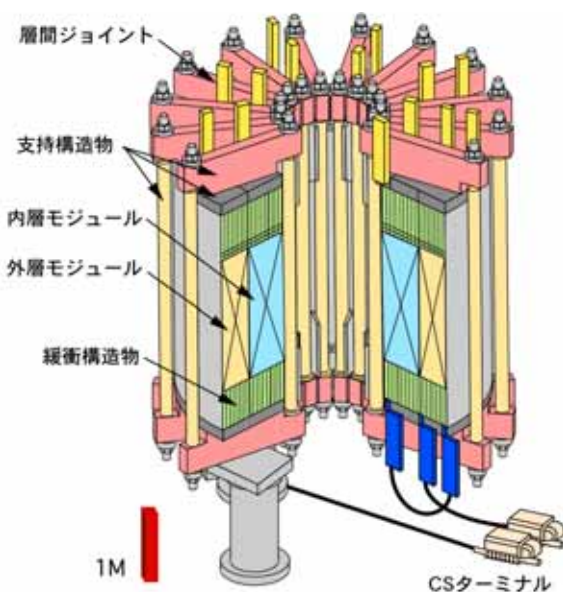


図 20 CS モデルコイル

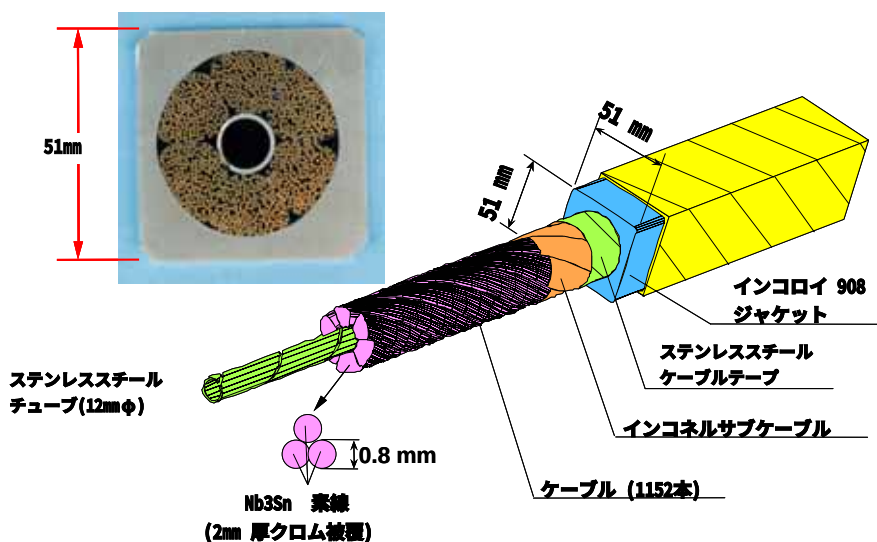


図 21 CS モデルコイル導体

を用いて製作された。その製作は日本、米国、EU で分担した。Nb₃Sn 素線の製作とその撚線加工は日本、米国、EU で行われた。コンジットの製作は米国で行われた。製作された全ての撚線とコンジットは EU に集められ、コンジット内に撚線を挿入され、勘合されて導体として完成した。その導体は日本と米国に運ばれ、外側モジュール、内側モジュールとして製作され、米国で製作された内側モジュールは日本に運ばれて、外側モジュールと組み合わせられ、CS モデルコイルは完成した。それらの分担作業を図 22 に示す。このように国外で製作された品物を加工し、また熱処理を施すことが行われた。これまでの超電導コイルの製作は一括発注し（特に、我国においては分業すると責任の所在が明確に出来ないという理由のため）、最初の作業である超電導素線の製作から最後組み立て作業まで総ての行程を最後の担当者が責任を負う形式が取られてきたが、この EDA でのコイル製作においては各段階での製作物はそれを発注した国が責任をもつ方式がとられた。このような製作システムが成功したことにより、今後の大型超電導コ

イルの製作はこの ITER 方式で製作することが多くなるだろう。このことは、超電導コイルの製作が信頼できる商品として大きな技術的進展があったことを証明したことになる。このように国際協力により得意の分野をそれぞれ組み合わせることにより高品質で低コストの装置が製作出来ることが示された。但し、このような国際協力は研究開発の段階では有効な手段となるが、次の発電炉になると他国よりも優れた商品として競争に勝つ必要がある。独自で製作出来るようにできるだけ多くの分野で最先端の技術をもつ必要があるだろう。

6.2 CS モデルコイルの試験

製作された CS モデルコイルは、日本原子力研究所那珂研究所の超電導工学試験棟内に新設されたクライオスタット内に設置され（図 23）、超臨界ヘリウム冷媒を導体内に強制巡回することにより約 4.2 K に冷却して通電試験が実施された。大型のコイルをパルス運転するためには大容量の電

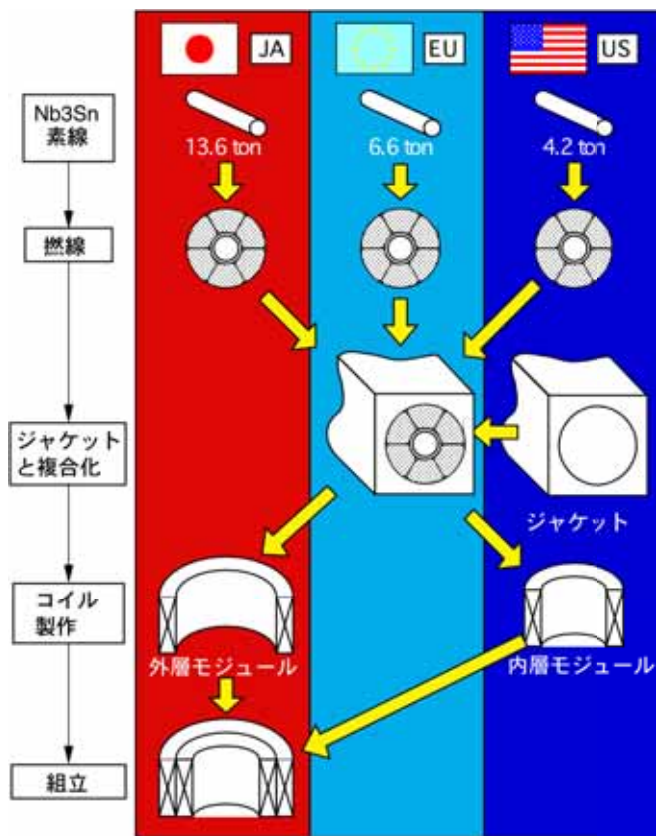


図 22 CS モデルコイルの製作工程と国際分業



図 23 クライオスタット内に設置された CS モデルコイル

源が必要となるが、那珂研究所には JT-60 核融合装置のコイルの通电のために 4.5 kV-50 kA の電源があり、これを使用して CS モデルコイルのパルス通电試験が行われた。図 24 は 46 kA まで直線的に 32.5 s で立ち上げ、5 s のフラップトップ後に 6 s の時定数をもって 0 A まで下げたときのパルス運転を示す。この時の最大磁場は 13 T であり、最大の磁気蓄積エネルギーは 640 MJ である。このようにパルス運転の目標値である立ち上げで 0.4 T/s、立ち下げで 1.2 T/s を達成した。導体の交流損失時定数は約 0.1 s である。この結果はこれまでに達成していたパルス超電導コイルの蓄積エネルギーで 21 倍、磁場で 1.9 倍の大きさである。このように ITER の中心ソレノイドを設計通り製作出ることを実証した。

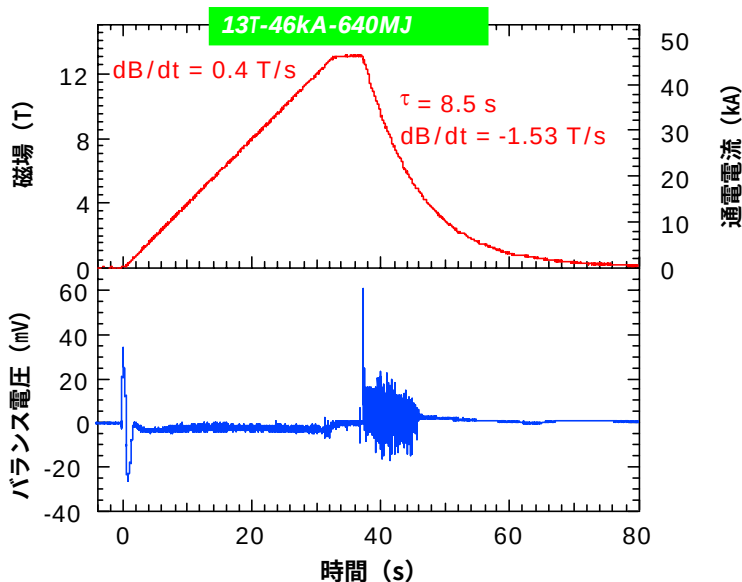


図 24 CS モデルコイルのパルス通电結果
(上：電流値、下：通电中のコイルのバランス電圧)

6.3 試験結果からの設計の修正

ITER-EDA では、CS モデルコイルの他にも TF モデルコイル等の試験が行われ、CS モデルコイル同様に目標の性能を達成し、ITER の設計とその製作の正当性を実証した。しかし、唯一の課題として Nb₃Sn 線で作られた導体では予期しない I_c の低下が見られた。その低下は導体内において導体の長手方向に垂直な電磁力が増加すると大きくなる。図 25 は各コイルの導体に働く電磁力と I_c の低下を軸方向の歪みに換算した値（修正歪み）での関係で示す。²¹⁾ 熱歪みは電磁力に関係なく一定である。なお、フープ力による歪みは電磁力に比例して増加するが、本データからは差し引かれている。本現象はトランスポーズに撚られ

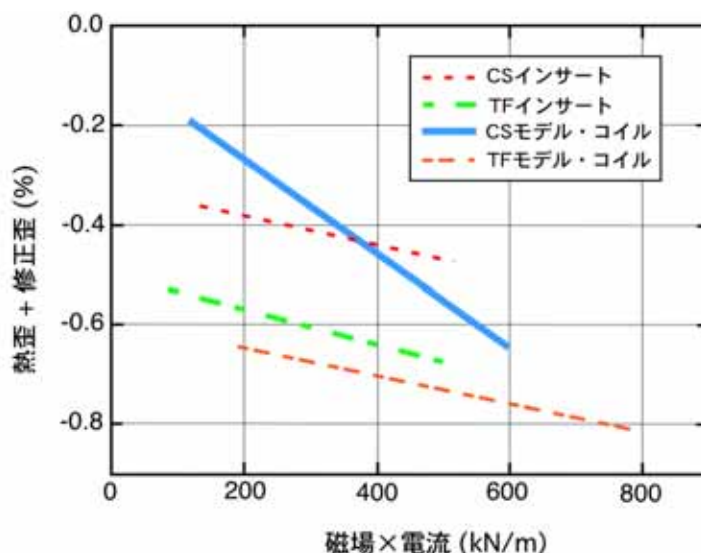


図 25 ITER-EDA で発見された電磁力による導体の I_c の低下

た Nb₃Sn 素線に電磁力による曲げ歪みが加わったためと考えられている。電磁力は導体に流れている電流とそこでの磁場に依存するため導体が大電流化にするほどこの現象が顕著になる。この I_c の低下に対処するために Nb₃Sn 線の J_c を高くする(≥ 800 A/mm² at 12T, 4.2 K)ことで導体の寸法を変更することなく ITER コイルを製作することになっている。

7. おわりに

核融合炉用超電導コイルの開発の進展について記述してきたが今回で終了する。核融合用超電導コイルの開発について少しでも理解していただければ幸いです。本稿を書く機会を与えて頂いた「超電導 Web21」編集局に感謝を致します。ITER の建設場所がなかなか決まらないため建設のスタートが遅れているのは残念ですが必ず建設することについては各国は一致しているのもう少しの辛抱だと思います。核融合炉開発は ITER で終わりではなく、さらに核融合発電炉へと繋がって行きます。それを実現するためには、これまで以上に高度な技術をもった超電導コイルが必要になります。これからも核融合と超電導が共に発展していくことを祈っています。

参考文献

- 19) ITER EDA Agreement and Protocol 2, IAEA, Vienna (1994)
- 20) 安藤俊就、辻 博史：低温工学 **36** (2001) 309-314
- 21) K. Okuno: IEEE Trans. Appl. Superconduct., **Vol. 14** (2004) 1376-1381

[超電導 Web21 トップページ](#)