

핵융합 마그네트용 초전도도체의 개발 현황

오상수, 하동우, 류강식
한국전기연구소, 초전도응용연구사업팀

Developing Trend of Superconducting Conductor for Nuclear Fusion

S.S. Oh, D.W. Ha, K.S. Ryu
Applied Superconductivity Lab., KERI

Abstract

In Tokamak magnet for nuclear fusion, high current pulse type conductor is requested. Cable in Conduit type Conductor(CICC) is considered to be effective for this application because of not only high current but the high stability and mechanical strength. In this paper, the present status of conductor development for superconducting tokamak has been investigated.

1. 머릿말

핵융합 기술은 해수에 무한히 존재하는 2중 수소와 3중 수소를 1억도 이상의 초고온 플라즈마상태에서衝突시켜 헬륨 원자가 만들어 질 때 發生하는 에너지를 이용하는 것으로 미래의 인류 궁극의 에너지原으로 기대되고 있으며 현재 세계적으로 핵융합 反應을 發生시킬 수 있는 大型 裝置들이 미국, 일본, 러시아, 유럽등에서 開發되고 있다. 핵융합을 發電으로 이용하기 위하여는 常電導 方式로는 경제성이 없기 때문에 超電導마그네트를 이용한 次世代 大型 超電導토크막裝置 (ITER:International Thermonuclear Experimental Reactor)開發 계획이 上記 국가들의 국제 협력으로 활발하게 추진되고 있으며 국내에서도 全超電導 방식의 토크막 핵융합 장치를 개발하는 프로그램(KNFP)이 최근에 시작되었다. 토크막 마그네트 시스템은 強磁場을 토러스형으로 發生시켜 플라즈마를 일정 공간내에 閉閉하기 위한 토로이달자계(Toroidal Field : TF) 코일과 폴로이달자계(Poloidal Field : PF)코일로 구성되며 폴로이달코일에는 플라즈마에 誘導 電流를 發生시켜 가열하기 위한 Central Solenoid(CS)코일과 플라즈마의 형상과 위치를

제어하는 外周(Outer ring : OR)코일등으로 구성되어 있다. 이러한 大型 超電導마그네트에는 외부로 부러의 攪亂에 대하여 安定성이 높으면서 高磁場하에서 大容量 電流를 흘릴 수 있는 超電導 導體가 필수적으로 요구된다. 本稿에서는 핵융합 토크막용으로 어떠한 超電導導體들이 선진국에서 開發되었는지를 개괄적으로 살펴보고 製造工程과 技術的인 問題點 그리고 將來 前景 등에 대하여 考察하고자 한다.

2. 토로이달 코일용 超電導導體

TF코일의 연구방향은 高磁界化 와 大型化로 요약되며 導體 또한 코일의 이러한 요구 조건을 만족시키기 위한 방향으로 製造되어야 한다. 高磁界化를 위하여 導體 材料는 NbTi에서 Nb₃Sn으로 바뀌고 있으며 臨界磁場 부근에서의 高磁場特性 향상을 위하여 일본을 중심으로 Ti을 첨가한 (NbTi)_xSn 導體가 開發되고 있다. 導體 형태로는 지금까지 超極細多心の 모노리식線材와 安定化材를 納膜하여 일체화시킨 浸漬冷却方式의 導體와 索線을 수차 撚線한 케이블을 금속관안에 삽입한 強制冷却型 導體로 Cable - In - Conduit(CIC)導體가 開發되고 있다. TF코일을 超電導化하여 제작한 실제 토크막裝置는 프랑스의 TORE-SUPRA, 일본의 TRIAM-1M, 러시아의 T-15뿐이고, 시험용 코일로서는 국제공동연구에 의하여 DPC(Demonstration Poloidal coil), TMC(Test Module Coil), LCT(Large Coil Task)코일등이 開發되었다. TORE-SUPRA TF코일에서는 超流動헬륨에 의한 浸漬冷却方式의 NbTi 모노리식 導體가 사용되었다. 導體의 냉매온도를 超流動헬륨을 사용하여 1.8 K로 낮추므로써 超電導特性이 向上되고 超流動헬륨에 의한 冷却特性이 向上되는 효과를 이용한 것으로 10,800개 필라멘트의 平角導體에서 1.4 kA(9 T)의 定格電流를 달성

하였다. CIC導體에 대해서는 PF(CS)코일에 사용되는導體와 사용 환경이 유사하기 때문에 동일한 사양의導體가開發되고 있다.導體의高磁界化 연구의 일환으로 일본의 Cluster Test Coil(CTC)계획에서 Nb₃Sn導體에 의한 1 m급의 Test Module Coil(TMC)이開發되어 최대 12 Tesla의磁場 발생에 성공하고 있다. 여기에 사용된導體를 더욱 발전시켜 그림 1에 나타난強制冷却方式의大型超傳導마그네트용 TMC-FF導體가開發되었는데 다음과 같은特徴을 갖고 있는 것으로報告되고 있다[1].

- (1)平角燃線을 門型安定化동의 중심에 배치하여 Nb₃Sn의 臨界電流 劣化의 抑制.
- (2)交流損失 低減을 위하여 純銅을 素線내에 포함하지 않은 전체 브론즈합금 매트릭스의 素線 採用.
- (3)熱間加工한 高强度 高強性 스테인레스鋼을 conduit관으로 採用하여 레이저 용접방식으로導體 製造.
- (4)安定化동에 에폭시수지에 의한 絶緣 슬릿을 배치하여 交流損失 低減

TF코일의大型化는 다국간국제협력코일계획(LCT)에서 ITER-TF코일의 1/3 ~ 1/4까지 달성되고 있다. LCT크기의 코일에서는 安定性 設計 차원에서 浸漬冷却方式이 채택되었으나 그 이상의 크기에서는 強制冷却方式이 積極적으로 검토되고 있다. ITER계획에 의하면 TF코일은 높이 17 m × 폭 11.5 m의 24개의 "D"코일로 구성되며 코일 전체의 축적에너지가 12.9 GJ로 磁場強度도 12~13 Tesla, 電流值도 40kA정도로導體에는 엄청난 電磁力이 작용할 것으로 예상되므로 높은 耐電磁力이 요구되고, 렌치시 코일電流의 급격한 電流 변화에 의하여 발생하는 高電壓에 대해서 높은 耐電氣絶緣性이 요구된다고 할 수 있다. 이러한 관점에서 強制冷却方式의導體가 검토되고 있다. 미국은 장시간의 核融合 펄스 운전을 위하여 토카막마그네트에서 TF 및 PF코일을 동시에 超傳導화하려는 Tokamak Physics Experiment(TPX)계획을 세우고 있다. 여기서 TF 시스템은 2.25m의 플라즈마 동작점에서 4 Tesla을 발생시키는 16개의 코일로 구성되고 있고 각 코일은 총 84 turn의 6개의 double pancake코일로 이루어져 있다. TF코일용 強制冷却方式의 CIC導體를 採擇하고 있다. 여기서의 素線은 機械의 特性이 우수하고 高臨界電流密度명의 複合 Nb₃Sn超傳導線材로 ϕ 0.78mm의 素線을 90 × 5燃線한 후 2.4mm두께의 Incoloy 908 conduit안에 挿入한 구조를 하고 있다[2]. 국내에서 개발하려고 하는 초전도핵융합장치도 기본적으로는 TPX모델과 유사하고 향후 ITER에의 공동 참여를 위해서는 기계적 강도와 안정성면에서 우수한 CIC도

체를 국내에서도 개발해야 되는 과제를 안고 있다.

일본은 최초로 開發한 TRIAM-1M 超傳導토카막 裝置의 TF코일에 Nb₃Sn導體를 사용하였다. 그림 2에導體의 단면을 나타냈다. 超極細多心 Nb₃Sn 모노리식線材를 만든 후 高純度알루미늄을 접합시킨 후 無酸素銅으로 하우징하였으며 冷却효과를 향상시키기 위하여 하우징의 좌우 표면을 거칠게 처리한 FIN구조를 한 것이 특징이다. 이導體는 浸漬冷却方式으로 11 Tesla에서 9.6 kA의 臨界電流가 확인되었다. 일본에서 TF코일을 모델화하여 제작한 것이 DPC-TJ코일[4,5]이다. 이 코일은 Nb₃Sn導體를 이용하여 高强度 및 高電流密度를 동시에 試驗하기 위한 製成되었으며 소와전선에서 DPC-TJ용 CIC導體를 製造[6]하였다. 표 1은 소와전선에서 開發한 DPC-TJ導體의 사양을 나타낸다.

그림 3은 CIC導體용 (NbTi)₃Sn 素線을 製造하기 위한 tube process의 개념도를 나타내고 있다. Sn로드를 Cu튜브에 삽입한 複合體를 가공한 후 Nb튜브와 Cu튜브에 넣고 複合體를 만든 후 냉간 가공하여 육각봉의 형태로 한다. 육각봉을 절단한 후 Cu튜브에 충전한다. 전자빔 용접으로 빌렛을 진공 봉합한 후에 靜수압 壓出과 인발 신선 가공으로 세선화한 후 필라멘트 트위스트처리하여 직경 0.67mm의 素線을 만든다. 超傳導素線을 그림 4와 같이 각 서브 케이블 단계에서 燃線핏치가 55, 105, 164, 210mm가 되도록 3-, 3²-, 3³-, 3⁴-, 개수로 燃線한 후 3⁴ × 6으로 최종 케이블을 만든다. 燃線핏치는 燃線후의 케이블을 conduit관에 삽입하거나 後工程에서 平角線材로 成形될 때 機械的 損傷이 最小화되도록 선정한다. 그림 5는 CIC導體 工程을 나타낸다. 케이블이 連續적으로 挿入되고 스테인레스후프는 케이블을 감싸도록 捲안형으로 成形되며 兩端을 TIG용접하고 Turks head roller를 통과시켜 平角導體로 만든다. 최종導體는 한 工程라인에서 코일형태로 감기게 된다. 製成한導體의 열처리조건에 대한 臨界電流密度 特性을 조사하였는데 700°C에서 16, 20, 24, 28시간 열처리한導體들 모두가 14 T 磁場에서 400 A/mm² 이상의 J_c(Cu를 제외한 면적에서의)를 나타냈고 열처리 시간이 길수록 매트릭스의 RRR값은 반비례하여 감소하나 J_c는 비례하여 증가하는 것으로 밝혀 졌다[6]. 결과적으로 표1에서 나타낸 DPC-TJ코일에서 요구되는導體 조건을 만족하는導體가 製成된 것으로 報告되고 있다[6].

ITER의 연구그룹은 ITER TF코일용導體로서 Nb₃Sn CIC導體를 設計, 提案하고 있다. 도체에 들어가는 케이블용 素線은 브론즈법으로 製造하며 交流損失 低減을 위하여

Cr을 코팅하고 있다. 素線 特性은 다음과 같다.

- $J_c : > 700 \text{ A/mm}^2$ at 12 T, 4.2 K
- hysteresis손실 $< 600\text{mJ/cc(non Cu)} \pm 3 \text{ T}$
- 직경 : 0.8 mm
- 최소단위길이가 : 1.5 km
- 열처리 : 650°C, 175 h
- Cu의 비저항 : $0.2\text{n}\Omega\text{m}(4 \text{ K})$
- Cr코팅층 두께 : 2 μm
- Cr코팅 후 열처리후의 Cu의 RRR : > 100

conduit의 자켓 材料로서는 Ti혹은 Incoloy908을 선정하였는데 이들 材料들의 열수축율이 Nb_3Sn 과 유사하기 때문이다. 導體의 冷却은 4.5K의 超臨界헬륨을 6 bar의 압력하에서 20-25g/s유량으로 循環시키는 設計로 되어있다.

3. 폴리oidal 코일용 導體

ITER에서 계획하고 있는 폴리oidal 자켓 코일의 사양을 표2에 나타냈다. CS코일은 變壓器 方式로 이해하면 토로이달 내의 1 turn의 2차 코일 플라즈마에 대하여 1차 코일에 해당하며 전부 8개의 코일로 分割되어 있다. CS코일은 작은 공간내에서 最大 磁界를 순간적으로 발생시켜야 하기 때문에 Nb_3Sn 펄스導體가 필요하며 토카막 마그네트중에서 가장 어려운 코일이라 할 수 있다. 20MA 이상의 플라즈마를 순간적으로 발생시키기 때문에 높은 應力에서 견디어야 하고 ITER의 요구조건에 의하면 14,000회의 운전에서 이상이 없어야 하므로 疲勞 壽命의 문제를 고려하여 構造材의 양을 증가시킬 필요가 있다. 일본 JAERI의 FER계획에서 그림 6에서 처럼 2중의 conduit관으로 電磁力에 대하여 機械的 強度를 보강한 preformed armour 구조의 CS용 導體를 제안하고 있다. 素線의 交流損失 低減을 위하여 매트릭스내에 Ta 擴散防止層과 高抵抗 금속인 Cr을 표면에 코팅하고 있다. 素線의 超傳導特性은 J_c 가 12 T, 4.2 K에서 800 A/mm^2 이상이어야 하며 히스테리시스손실측정에서 계산한 유효 필라멘트 경이 $10 \mu\text{m}$ 이하가 되어야 한다. PF코일중에서 OR코일은 플라즈마의 位置와 形像을 制御하기 위한 것으로 最大 磁場이 TF코일과 CS코일보다 낮고 超傳導 導體로서는 NbTi 를 사용할 수 있다. 電流密度나 定格磁界의 제한이 적고 設計가 상대적으로 용이한 것으로 알려지고 있다. 特性值 보다는 주로 코일의 크기가 문제가 되고 있다.

5. 맺음말

核融合용 超傳導마그네트는 크기가 大型이고 蓄積에너지도 엄청나기 때문에 초전도마그네트중에서 기술적으로 가

장 어려운 마그네트이며 지금까지 先進國의 開發 經驗에서도 완전히 해결되지 못한 여러 가지 技術的인 問題點들을 내포하고 있다. 특히 CS코일은 實證試驗용 테스트코일로서는 開發된 적이 있으나 전체 토카막裝置로서는 아직도 開發된 實績이 없기 때문에 安定性, 機械的 強度, 交流損失 등의 여러 측면에서 充分한 檢討와 模擬 試驗을 통한 기술이 蓄積되어야 할 것이다. 국내에서도 이제 G7과제로 全超傳導 方式의 토카막裝置 開發 計劃이 시작될려고 하고 있다. 超傳導 基盤技術이 劣惡한 우리나라에서 단기간에 超傳導토카막裝置를 開發하는 것은 여러 가지 어려움이 예상되나 최대한 선진 외국의 기술과 knowhow를 積極的으로 導入하고 長期的 차원에서 專門研究機關을 育成하여 産.學.研이 連繫된 국내 연구조직을 최대한 活用할 필요가 있다고 본다. 導體 측면에서는 基礎研究에 의한 獨自의인 技術 開發보다는 외국의 開發 사례를 면밀히 分析한 후 최고 수준의 카운터파트를 選定하여 기술 도입을 積極的으로 推進하는 것이 바람직하고 長期的인 차원에서는 製造 및 特性評價를 위한 基盤施設을 構築하는 것이 필요하다고 할 수 있다.

참고문헌

- [1] 吉田 清 : 일본 원자력연구소 보고서 JAERI-M 92-119
- [2] W.N.Hassenzahl : IEEE Trans on Mag. Vol.30 No.4.(1994)p.2058
- [3] N.A.Chernoplekov and N.A.Monoszon : IEEE Trans on Mag. Vol.23.No.2(1987)p.826.
- [4] M.Nishi et al. : Cryogenics Vol.33 No.6 (1993)p.573.
- [5] Y.Wachi et al. : Cryogenics Vol.33 No.6 (1993)p.603.
- [6] N.Aoki et al. : Cryogenics Vol.33. No.6(1993)p.581.

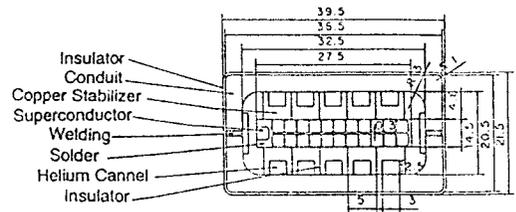


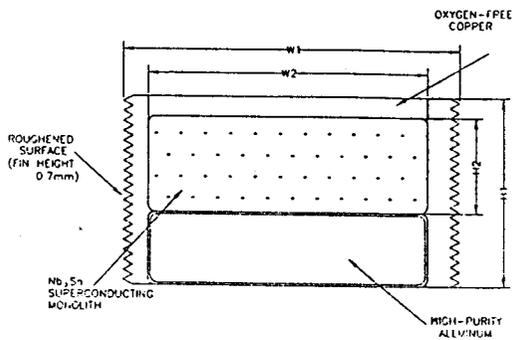
그림 1 TMC-FF도체의 단면 구조

표 1 DPC-TJ導體의 주요 設計치 및 사양

파라메타		사 양
도체 설계	동작 전류	24 kA
	정격 자계	12 T
	임계 전류 (12 T)	47 kA
	케이블 크기	15×20.5 mm ²
	초전도체	(NbTi) ₂ Sn
	임계 전류밀도	≥ 600 A/mm ² (12 T)
	Cu의 RRR	≥ 50
소선	직 경	0.67 mm
	동 비	1.16
	필라멘트 갯수	61
	필라멘트 직경	58 μm
	트위스트 핏치	23 mm
도체 제조	크 기	17 × 22.5mm ²
	Conduit재료	SUS 316L
	Conduit 두께	1 mm
	총 索線數	486
	공극율	40 %

표 2 ITER용 폴리달코일의 사양

파라메타	CS 코일	OR 코일
최대자계 (T)	13.5	6
최대펄스자계(T/s)	2	0.1
정격전류치(kA)	30 ~ 50 A	
전류밀도(MA/mm ²)	19	19
코일 외경 (m)	4	23
축적에너지 (GJ)	12.4(초기)	-
초전도체	Nb ₃ Sn	NbTi
냉각방식	초임계헬륨에 의한 강제 냉각	



W1 : 14.0mm
 W2 : 10.5mm
 H1 : 5.5mm, 7.1mm
 H2 : 1.7mm, 3.3mm

그림 2 TRIAM-1M TF코일용 도체의 단면

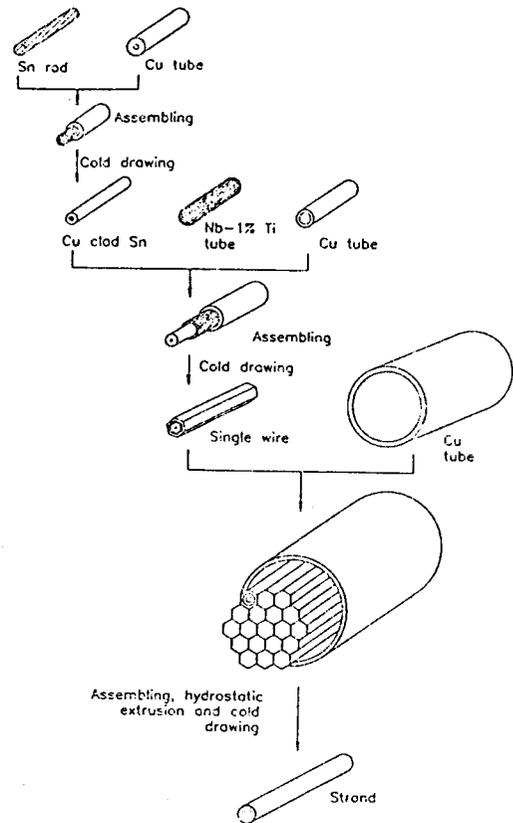


그림 3 튜브법에 의한 CIC도체용 소선 제조 프로세스

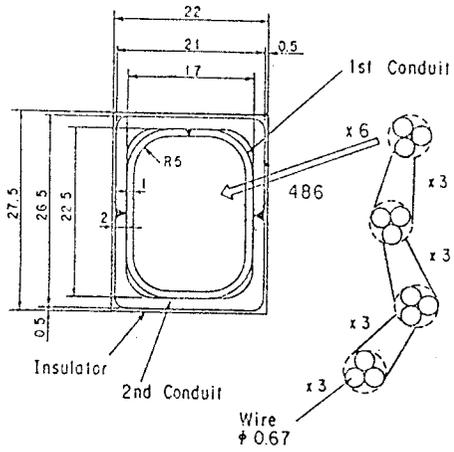


그림 4 DPC-TJ용 CIC 도체 단면 과 케이블 연선방법

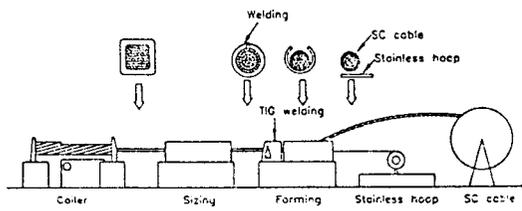


그림 5 쇼와전선공업의 CIC도체 제조공정

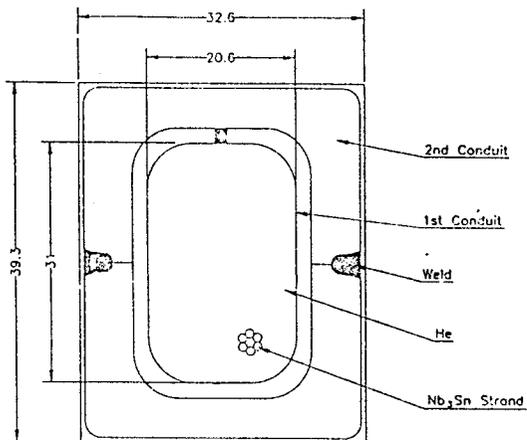


그림 6 JAERI에서 제안한 CS용 CIC 도체의 단면