

토카막용 초전도코일에서의 Cable-in-Conduit Conductors 접합

못한 전자기적/기계적 결합의 발생 확률이 높다. 접합부의 부정확한 설계나 제조상의 결합은 코일 전체를 순간적으로 파손시킬 수 있는 quench 의 요인이 될 수 있으므로 접합부의 적절한 설계 및 제작방법은 초전도코일 장치의 중요한 연구대상이다[1].

초전도 전도체는 사용목적에 따라 CICC (Cable-in-Conduit Conductor) 와 한 개의 strand를 사용하는 단선 도체로 구분할 수 있다. 핵융합, 가속기, 그리고 대규모 SMES (Superconducting Magnetic Energy Storage) 자석과 같이 높은 자기장과 큰 규모의 코일을 필요로 하는 장치에는 권선의 경제성, 그리고 냉각방법의 편의성을 위해 수많은 strand 다발을 conduit 안에 넣어 대용량의 전류를 흘릴 수 있도록 한 CICC를 사용하나, MRI (Magnetic Resonance Image) 와 같은 소규모 초전도 장치는 2 T 이내의 그다지 높지 않은 자기장에서 사용되며, 액체 헬륨용기 안에서 균일하게 냉각이 가능하므로 초전도 선재 strand를 그대로 사용하여 권선한다[2].

단선 도체의 경우 선재의 형상이 비교적 간단하고, 선재의 초전도 세심들을 쉽게 노출시킬 수 있으므로 초전도접합을 통하여 비교적 수월하게 접합부의 전기저항을 극소화시킬 수 있다[3]. CICC 접합은 단선 도체 접합과는 달리 복잡한 형태상의 이유로 인해 초전도 세심의 초전도체간의 접합이

어렵다. 또한 높은 자기장을 얻기 위해 Nb₃Sn 과 같이 권선 후 사용하게 되므로 접합작업에 많은 제약을 갖는다. 이 경우 도체간의 접촉 면적을 높이고, 적절한 접합재나 접합조건을 사용하여 접합부의 저항을 되도록 작게 하는 것이 필요하다. 또한 펄스형태로 운전되는 코일의 경우 접합부의 전기저항을 줄이는 것은 물론 접합부에서 발생하는 ac loss를 최소화하도록 접합부를 설계해야 한다.

본 보고서에서는 토카막 핵융합로에 사용되는 대용량 CICC 간의 접합 방법 및 설계 방법을 조사하였다. 그리고 현재까지 국내에서 진행되었던 핵융합 코일 도선의 접합기술 동향을 ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) 연구를 중심으로 서술함으로써 국내에서의 CICC 접합에 대한 설계 및 제조 그리고 평가 기술에 대한 자료로 사용하고자 하였다. 현재 국내에서 진행되고 있는 핵융합 과제인 KSTAR (Korea Superconducting Tokamak Advanced Research)의 접합부 연구에 대해서도 간략히 서술하였다.

2. 핵융합에서의 CIC 도체 접합

일반적인 토카막 핵융합용 TF (Toroidal Field) 코일, PF (Poloidal Field) 코일들은 그림 1 과 같이 pancake 코일들의 조합체 형태를 가지고 있다. Pancake 코일의 권선방법은 한쪽 코일을

이호진

한국원자력연구소,
기능성재료분야, 책임연구원

김기만

삼성전자(주) 기반기술연구소,
에너지 Lab 장

1. 서 론

대규모 핵융합 용 초전도자석을 제조하기 위해서는 코일과 코일, 혹은 코일과 전류 인입선 사이의 전기적 연결을 위한 도체간의 접합이 필요하다. 접합부에서는 도체에서 보다 복잡한 전기 흐름이 생기므로 전자기적 해석이 복잡할 뿐만 아니라, 제작공정 중 예상치

안에서 밖으로 감고 다시 밖에서 안으로 감는 작업을 반복하여 원하는 turn 수를 권선하는 방법이다. 대규모 코일을 제조하는 경우 module 단위로 권선한 후 조립하는 방법이 많이 사용된다. 이 방법은 제작과정 중 module 에 결합이 생기는 경우, module 단위로 재 제작하여 대체할 수 있으므로 전체 코일의 제작 실패 위험부담을 줄일 수 있다. 또한 도체 제작에 필요한 strand 나, 혹은 도체의 길이를 짧게 할 수 있으므로 CIC 도체 제작기술이 부족하거나 혹은 도체의 제작장비 용량이 작은 경우 유용하게 사용할 수 있는 방법이다. 그러나 module 이 많은 경우, 앞에서 언급한 바와 같이 코일의 특성을 저하시킬 수 있는 접합부의 개수가 증가하게 되므로 적절한 코일 및 접합부의 개수를 사용하여 경제적인 면, 그리고 기술적인 면을 충족시켜야 한다[4].

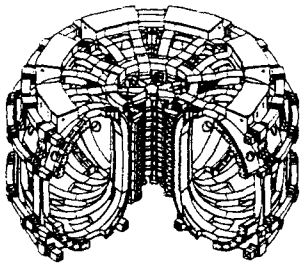


그림 1. 일반적인 토카막 초전도자석 시스템의 구조 개략도.

CIC 도체의 가장 일반적인 접합방법은 2개의 이웃하는 pancake coil 의 termination을 그림 2 와 같이 copper channel 에 집어넣은 후 soldering 하고, stainless steel 의 manifold 로 감싸는 것이다. 이 manifold 는 접합부에 헬륨을 공급하거나, field 하에서 접합부를 지지하는 역할을 수행하게 된다. 이런 형태의 접합부는 코일의 끝단에 있

으므로 운전 중 충분한 액체헬륨이 공급되지 못하는 경우가 많다. 따라서 접합부는 되도록 전기저항 값이 작아야 하며, 높은 자기장이 걸리지 않는 위치에 설치하여 자기장의 영향을 최소화해야 한다. 도체가 갖는 임계전류나 혹은 재료의 물성들은 일반적으로 외부 자기장의 크기에 따라 초전도 코일 운전조건에 대하여 불리하게 변화한다. 또한 외부자기장의 변화량에 따라 ac loss 가 발생하므로 상대적으로 냉각 안정성이 떨어지는 접합부에서 초전도성을 잃어버리기 쉽다. 즉 ITER 나 KSTAR 와 같이 pulse mode 로 운전되는 코일이 charge 또는 discharge 되는 동안 접합부에 ac loss 가 발생하여 quench를 일으킬 수 있으므로 이에 대한 대비책을 마련해야 한다.

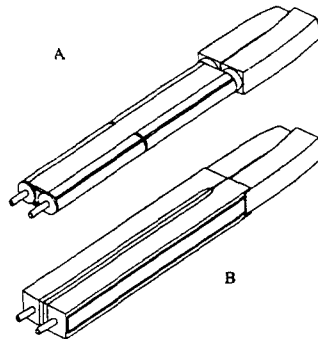


그림 2. 원형 또는 사각단면의 단말부를 갖는 CIC 접합.

3. CIC 도체 접합부 설계

ITER 는 유럽, 일본, 미국, 러시아에 의해서 공동으로 설계되고 있는 세계적 규모의 핵융합로 프로젝트로서 많은 연구와 투자가 이루어지고 있다. ITER에 사용된 접합부의 설계 개념은 접합부가 코일의 취약한 부분이 되지 않도록 설계 제작함으로써 접합부의 특성에 의해 자석 설계가 영향을 받지 않도록 하는 것이다. 접합부는 우

선 기계적으로 충분한 강도를 갖도록 하여 운전 중 자기장에 의한 힘을 충분히 견딜 수 있어야 하며, 제작 및 설치 작업이 용이하도록 하여 접합 과정에서 발생할 수 있는 결함을 최소화해야 한다.

접합부는 CIC 도체와 직렬로 연결되므로 접합부에서 발생하는 ohmic 열로 인해 도체의 온도를 높게 된다. 온도 margin 에 대하여 접합부의 직류 저항에 의한 도체의 허용 상승 온도는 0.05 K 이하로 한다. 즉 식 1과 같은 조건에서 접합 저항이 결정되도록 한다[5].

$$I_{op}^2 R_j = 2 \frac{dm}{dt} \Delta H \frac{T_m^{n+0.05}}{T_m} \quad (1)$$

여기서 I_{op} 는 통전전류, R_j 는 접합부 저항, dm/dt 는 액체헬륨 이송 량, ΔH 는 액체헬륨의 엔탈피이다. 높은 통전전류가 흐르고 액체헬륨의 이송 량이 상대적으로 적어 가장 취약한 부분으로 생각되는 TF 코일의 경우 접합부의 직류저항은 1.3 nΩ 보다 작아야 한다고 ITER 에서는 제안하고 있다.

도체의 온도가 상승하여 sharing 온도 이상으로 가열되는 경우 전류가 초전도체 이외의 상전도 영역으로 나뉘어 흐르게 된다. 이러한 냉각 불안정한 상태에 의해 상전도 영역이 코일 전체로 급격히 전파되어 코일이 파손되므로 도체의 온도를 전류 sharing 온도 이하가 되도록 냉각시켜야 한다. 이러한 도체의 냉각 stability 는 접합부에서도 적용된다. 접합부에서는 항상 전류가 상전도 영역을 지나게 되므로 접합부를 충분 냉각시킬 수 있도록 하여 전류 sharing 온도 이하가 되도록 설계한다. 이때 냉각 power 는 식 2 로 표현되므로, 접합부에서의 발생 열이 P 값보다 작게 되도록 하여 초전도 안정성을 유

지 시켜야 한다.

$$P = 2h(T_{cs} - T_{op})pl \quad (2)$$

여기서 h 는 heat transfer coefficient, T_{cs} 는 전류 sharing 온도, T_{op} 는 운전 온도, p 는 strand wetted perimeter, l 은 접합부의 길이이다.

외부의 자기장이 변하는 경우 초전도체 그리고 접합을 하기 위해 사용된 전도체 부품에 ac loss 가 발생한다. 이 ac loss 에 의한 발생 열은 접합부의 냉각을 나쁘게 하므로 되도록 줄이도록 설계되어야 한다. Ac loss 는 발생 기구 혹은 해석 방법에 따라 hysteresis loss, coupling loss, eddy current loss 로 나누어 구분할 수 있으며, 이 중에서 운전 조건에 따라 지배적으로 작용하는 ac loss 를 감소시킬 수 있도록 설계되어야 한다. ITER 의 경우 ac loss 에 의한 액체헬륨의 온도 상승량을 0.2 K 이하가 되도록 하고 있다[2][5].

위와 같은 조건을 만족시키기 위해서는 접합 면을 크게 하여 직류저항을 줄이며, 충분한 액체헬륨이 흐르도록 하여 냉각 효율을 높일 수 있도록 하고, 외부 자기장의 영향을 줄이기 위해 자기장이 약한 코일의 외부로 접합부를 위치시키도록 코일 및 접합부를 설계한다.

4. CIC 도체 접합실험 및 특성 측정

CIC 도체의 접합 방법 및 그 특성을 확인하기 위해서는 제작하고자 하는 코일의 도체를 사용하여 실제와 같은 운전 조건에서 실험 및 측정해야 정확한 결과를 예측할 수 있다. ITER 의 경우 접합부의 특성은 실제와 같은 크기 및 조건하에서 수행된 실험 결과만을 설계에 반영하고 있다. 이와

같은 실험을 수행하기 위해서는 대규모 제조 및 실험 장비가 필요하므로 연구에 많은 제약을 주기도 한다. 따라서 실제 시스템에 적용하지 않고, 단지 일반적인 접합부의 특성을 파악하기 위해서는 비교적 모양이 간단하고 작은 크기의 scale model CIC 도체를 만들고 여러 가지 변수를 사용하여 실험을 수행기도 한다. 이 방법을 통해 접합부에 대한 변수들의 영향을 조사하여 접합부의 특성을 대략 예측할 수 있다. 이러한 결과들은 그때의 실험 조건에만 한정되는 것이므로 확대 적용하기 위해서는 많은 부가적인 연구가 수행되어야 한다.

접합부에서 주로 사용되는 변수로는 코일 도선의 단말부 형태, 접촉압력, 접합부사이에 접합매질 선정 등이 있다. CICC 접합부의 특성을 조사한 초기의 연구 결과로서, 1984 년 Reuver 는 접합 전도체에 단순히 압력만 가하는 경우, 인듐을 두는 경우, 그리고 Wood's metal 로 soldering 하는 경우로 구분하여 전도체 접합의 특성 및 전기저항을 비교하였다 [6]. Reuver 는 우선 81개 (3x3x3x3) 의 strand 로 구성된 cable 을 Pb₄₀Sn 으로 soldering 하여 강성을 주고, 이것에 pair annealed copper 를 Pb₃Ag 로 soldering 하여 단말부를 만든 후 위에서 언급한 3가지 방법으로 접합시켰다. 측정방법은 전류의 decay 정도를 측정하는 방법과, voltage tap 을 이용하여 전압강하를 측정하는 방법으로 분류하여 측정하였다. 초전도코일의 접합부는 매우 미세한 전기 저항을 가지고 있으므로 측정방법에 따라서 다른 저항 값을 나타내는 경향을 볼 수 있다. 전류의 decay 정도를 측정하여 전기저항을 구하는 방법은 hall sensor 와 Rogowski pick-up 코일을 사용하여 영구 전류모드에서 자기장 변화를 측정하여 저항을 구하며, 전

압강하에 의한 방법은 4 단자법에 의해 일정한 전류를 흘린 후 접합부에서의 전압강하 양을 측정하여 접합부의 전기저항을 구한다. DC 전류에서 접합부의 저항을 비교한 결과 그림 3에서 보듯이 copper-wood's solder-copper, copper-indium-copper pressure, copper-copper pressure 순서로 저항이 높게 측정되었으며, 전류가 증가함에 따라 2 차 함수 형태의 변화를 갖는다. 측정방법에 의한 차이는 전압강하를 측정할 경우가 전류 decay 방법으로 측정할 경우에 비해 전기저항이 적은 것으로 측정되었다[6].

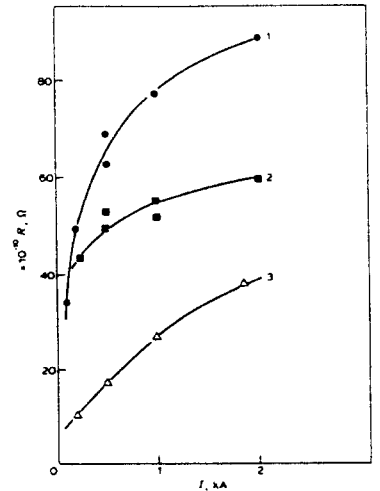


그림 3. 각 접합조건에서 전류에 따른 접합부의 저항 변화.
(1. copper-copper pressure contact; 2. copper-indium-copper pressure contact; 3. copper-Wood's solder-copper contact)

5. 핵융합용 코일에서의 도체 접합 연구 현황

5.1 ITER 코일에서의 도체 접합

ITER 는 TF 코일의 높이가 약 17m 정도이며, CS (Central Solenoid) 코일은 직경이 4 m, 높이가 12 m 정도로 매우 큰 초전

도 자석 시스템이며, 약 13 T 정도의 자기장 하에서 운전하게 된다. 접합부의 특성을 조사하기 위해서는 full scale 접합부를 만들고, 필요한 헬륨 connection을 연결하며, 주위의 자기장 조건을 모사하여 실험함으로써 실제 ITER에 사용할 수 있는 자료를 얻고, 그 결과를 활용할 수 있는 확신을 가지게 된다[4][7].

아직까지 rosa 설계 단계인 ITER 용합로는 그림 1과 비슷한 구조로서 24개의 TF 코일과, TF 코일 내부에 있는 CS 코일, 그리고 TF 코일 밖에 있는 PF ring 코일로 구성되어 있다. 각각의 TF 코일은 228 turn으로 구성되며 이것은 16 layer를 형성하고 있다. 이 layer들은 코일 밖에서 접합하게 된다. CS 코일은 TF 코일 내부에 존재하는 코일로서 compact하고, 높은 field를 가지고 있다. CS coil은 14개의 layer를 가지고 있으며, 각 layer는 240 turn으로 구성된다. 권선 방법은 아래에서 위로 감고 다시 위에서 아래쪽으로 감아 슬레노이드 형태를 만든다. 전기적인 layer 간의 전기적인 접합은 코일의 양단에서 약 2m 정도 떨어진 곳에 위치시킴으로써 외부 자기장의 영향을 줄인다.

ITER에 사용되는 코일간의 전자자기적 접합개념은 접합부의 전기저항을 줄이는 것은 물론 pulse 형태의 운전에 대해 접합부에서 적은 ac loss를 발생시키도록 설계 제작하는 것이다. CICC 접합을 하기 위해서는 우선 0.5m 정도 CICC의 stainless steel wrap과 Incoloy jacket를 제거한 후 strand들의 꼬임이 풀어지지 않도록 하여 초기의 꼬임피치 및 coolant channel을 유지한다. 케이블의 바깥쪽 부분의 크롬코팅을 기계적 방법으로 제거하고 Glidcop (copper hardened by aluminum oxide powder) jacket에 끼워 넣은 후 원형의 단면 형태가 변하지

않도록 가볍게 조여 void fraction을 줄인다. Gridcop jacket은 ac field에 의해 유도되는 eddy 혹은 coupling 전류를 줄이기 위해 반경방향 4개의 CuNi barrier와, 원형의 반을 감싸는 원주방향의 얇은 Incoloy 600 혹은 CuNi 피복재와 접합 조립된다. 이 단말 부분에서 Nb₃Sn 열처리 과정을 통해 Glidcop과 케이블의 바깥쪽이 소결 접합 되므로써 전기적 기계적인 접촉을 하게된다. 이와 같이 Glidcop이 접합된 2 단자를 saddle 형태의 구리 연결부분을 사이에 두고 soldering하여 접합한다. 이때 구리연결부의 길이와 접합부의 길이는 full size의 마지막 stage의 꼬임 피치의 길이와 같도록 한다. 구리 연결부분은 coupling loss를 줄이기 위해서 몇 개의 구리와 CuNi을 sandwich 형태로 접합하여 사용하며, 단자-연결부-단자의 단면방향이 ac field에 수직한 방향이 되지 않게 놓이도록 한다[5].

위의 접합방법에서 보듯이 접합부의 전기저항을 되도록 적게 하면서 CICC 접합부에서 발생하는 coupling loss를 줄일 수 있는 설계를 수행하고 있다. Pulse 형태로 운전되는 코일의 접합부에서 발생하는 열은 단순한 직류 접합 저항에 의한 영향은 물론 ac loss에 의한 열 발생을 심각하게 고려하고 있음을 알 수 있다.

5.2 US-ITER 초전도접합 시제품 설계[7]

접합부를 ITER의 개념설계와 같이 제작하고, 실제와 같은 조건에서의 실험을 통해 접합부의 특성 및 전류의 흐름 양상을 해석하며, 이 결과를 이용하여 ITER 코일 접합의 기초자료로 사용하고 미국의 MIT에서 수행한 과제이다. CICC 접합시편은 그림 4와 같이 2개의 직선 전도체로 구성되어 있다. 각각의 upper termination 단자는 전류 인입용 bus에

연결되어 있으며, 2개의 하부 termination은 도체간 접합되어 close circuit를 이루고 있다. 제작 후 Sultan 시험시설의 DC 자기장 하에서 접합부의 특성을 측정 한 후, MIT의 PTF (Pulse Test facilities)를 사용하여 pulse field 하에서 특성시험을 수행하였다.

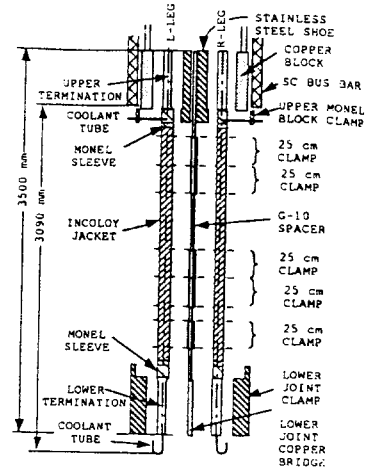


그림 4. US-ITER 접합부 시편의 구성도.

접합 시편에 사용된 CICC는 TWCA 초전도 strand (RRR=26, Jc=603 A/mm² 10 μV/m at 12T)를 사용하였으며, 케이블 중앙에 coolant coil이 있고, 스테인레스 스틸 wrap (0.1 mm 두께, 6.35 mm 폭)으로 감싸여 있다. 이 케이블은 Incoloy 908 jacket에 끼워 넣은 후 compact되었다. CICC의 직경은 47 mm이다. Incoloy 자켓의 두께는 3 mm이고, 케이블만의 직경은 41 mm이며, 계산에 의한 void fraction은 38.3%이다.

접합시편의 총 길이는 3449.3 mm이며, 이 중 500 mm의 상부 접합 조합체와 522 mm의 하부 접합 조합체로 구성되어 있다. 그리고 하부 접합 조합체 밑에 43.2 mm의 outlet coolant piping이 있다. 접합부의 안에 있는 케

이들의 길이는 483 mm로 케이블의 last stage 케이블의 twist pitch (457 mm)보다 긴 길이이다. Incoloy908의 열팽창율과 지지대로 쓰이는 stainless steel의 열 팽창율과의 차이를 계산하여 저온에서의 실험에 방해가 되지 않도록 해야 한다. US-ITER 접합부의 제작과정은 다음과 같다.

1) Monel sleeve 의 사각단면 쪽은 Glidcop tube 에 brazing 한다. Incoloy jacket과 Glidcop 튜브와의 joining을 위해서는 monel sleeve를 사용한다. 이것은 접합부와 stainless steel support를 연결하기 위한 구조재의 역할을 한다.

2) Incoloy 를 제거한다.

3) Overall warp를 제거한다.

4) Cable 의 surface wire 의 Cr plate를 glass jet blasting 으로 벗겨낸다.

5) Monel-Glidcop 조립체를 구리가 드러난 케이블에 끼워 넣는다.

6) 나사를 이용해 Monel-Glidcop 과 incoloy를 임시로 나사 체결한다.

7) Superconducting cable 의 degradation을 피하기 위해 Incoloy Monel 간의 welding은 heat treatment 이 후에 수행한다.

8) Termination을 compaction 하고, 각 strand 끝은 열처리 시 Sn의 누출을 방지하기 위해 welding 된다.

9) 열처리 시 heat treatment purge gas 흐름을 위해 임시 cap assembly를 만들어 Glidcop jacket 에 붙인다.

10) Lower termination은 saddle 형의 복합 구리 bridge 에 soldering 한다. 구리 bridge 는 OF copper-CuNi 의 sandwich 형태이다. 2 층의 copper plate 와 한 층의 CuNi plate를 HIP 으로 joining 한 후 적당한 형태로 기계 가공하여 사용한다. 최종 접합된 lower termination 의 접합 단

면은 그림 5 와 같다.

이렇게 제조된 시편을 MIT 시설에서 측정 한 결과, 접합부의 손실특성은 ITER 의 2000 s 사이클 당 각 접합부에서의 평균 열발생량 15 W 의 요구 조건을 잘 만족시킬 수 있을 것으로 예상하였다 [9].

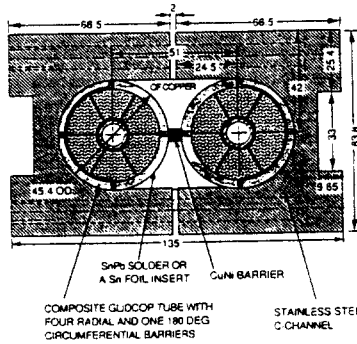


그림 5. US-ITER 시편의 하부 접합부 단면도.

5.3 DPC (Demo Poloidal Coil) -EX 코일에서의 접합

DPC-EX는 Nb₃Sn 초전도 CICC를 이용하여 핵융합의 PF 코일을 제작하기 위한 전 단계로 일본에서 수행된 프로젝트이다. CS 코일 중의 한 module 코일로서 설계 사양은 7T/sec로 매우 큰 자기장의 변화를 요구하고 있다. 크기는 내경이 1 m, 외경이 1.66 m, 폭이 16.9 cm로 2개의 double pancake 코일로 구성되어 있다. 2개의 double pancake을 권선하면서 원하는 위치에 접합부가 위치할 수 있도록 권선시 길이를 정확히 조절하였다. 이 코일을 시험하면서 실제 운전조건과 같은 외부자기장 조건을 모사하기 위해 DPC-U1, U2 코일을 이용하였다. 2개의 pancake 코일의 접합 방법은 15 cm 정도 CIC 도선을 겹친 후 기계적인 가압 없이 soldering 으로 overlap 접합하였다. 실험결과 6.7T/s 의 pulse field 를 얻었으

며, 접합부에 대해서는 특별한 언급이 없었다.

5.4 US-DPC 에서의 접합[10]

US-DPC는 MIT에서 제조되고 일본 JAERI에서 시험되었다. US-DPC 는 Nb₃Sn CICC를 이용하여 제작되었으며, 핵융합 로의 ohmic 코일로 사용 될 수 있는 사양을 갖고 있다. 이 코일을 제조하고 시험하는 이유는 ITER와 관련하여 필요한 설계 및 제작 기술 그리고 코일의 특성을 측정하는 데 있다. 사양을 살펴보면 내경이 1 m, 외경이 1.8 m 이며, field 는 9.5 T, 전류는 30 kA 정도이며, ramp rate는 10T/s 정도이다. 이 코일은 3개의 double pancake coil을 구성되어 있으며 이 코일들은 전기적으로 직렬 연결되어 있다.

CICC 접합을 위해 각 코일의 단말부는 그림 6 과 같이 구성되었다. US-DPC의 CICC는 2개의 헬륨 flow channel을 가지고 있으므로 단말 부에서는 lap joint 하는 경우, 이 2개의 헬륨 흐름을 분리할 수 있도록 하여야 한다. CICC의 outer conduit와 inner conduit, 그리고 cable을 계단식으로 차례로 벗겨낸 후 union 그리고 adaptor를 이용하여 헬륨의 흐름을 분리한다. Cable의 ribbon 부분은 구리 sleeve에 넣은 후 Sn-Pb (50:50)을 흘려 넣는다. Strand 끝단은 용접을 통해 막아 열처리 중의 선재 오염을 막는다. 구리 sleeve한 부분을 잘라내어 이곳으로 solder를 흘려 넣고 이 흐름이 CICC 끝단으로 나오도록 한다. Window는 나중에 저온 응용 점을 갖는 solder로 막는다. 이와 같이 solder를 흘려 넣는 이유는 strand간의 전기적 접촉을 좋게 하고 케이블 부분에 강도를 부여하기 위해서이다. 구리 sleeve 끝단은 프레스를 이용하여 평편한 형태가 되도록 누른 후, adaptor 와 용접된다. Union에 붙어 있는

outlet 튜브는 conner flow 용이며, adaptor에 붙어 있는 outlet은 케이블 부분의 헬륨이 흐르게 된다. 전기저항을 줄이기 위해 두 단말 부의 평편한 부분을 서로 soldering하여 lap joining하고 support 를 설치한다.

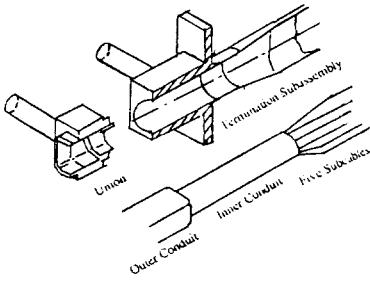


그림 6. US-DPC 용 도체 접합부의 분해도.

MIT에서 US-DPC의 접합을 수행하던 중 단말 부에서 몇 가지의 결함이 발견되었다. 구리 jacket과 Monel 400 adaptor와의 용접과정 중 soldering 부분의 납이 용접 부를 오염시켰으며, brazed joint에 사용된 solder로 부터 온에 의해 M400 pipe manifold가 오염되어 초전도열처리 과정 중 grain boundary로 diffusion되어 크랙을 발생시켰다. 또한 40 bar의 압력 테스트 과정에서 ribbon과 solder로 합침된 구리 sleeve가 부풀어오르는 현상이 관찰되었다.

5.5 Full size 초전도 도선의 특성 측정을 위한 SultanIII 시설[11]

EURATOM fusion 기술 개발

program의 일환으로 스위스의 PSI와 이탈리아의 ENEA에 의해 건설된 Sultan III는 ITER의 연구개발을 위해 유럽 공동체에 제공되었다. 이 장치는 CS 코일이나 TF 코일의 full size CICC의 특성을 측정할 수 있는 표 1과 같은 사양을 가지고 있다.

표 1. SultanIII의 사양

94 x 144 mm²의 넓이의 반경방향으로 접근이 가능한 split coil
580 mm의 고자기장 영역
11 T의 background field
55 kA의 superconducting transformer
4.5 K - 10 K coolant 온도
20 g/s의 He 흐름

이 장비는 1992년부터 운전되어 오고 있으며, Nb₃Sn CICC, NbTi conductor 들이 test 되었다. 초전도 CICC를 실험하기 위해서는 sample을 power supplier와 연결하는 작업 (upper joint)과 CICC간의 접합 (lower joint)이 수행되어야 한다. 다음의 접합방법은 Sultan에서 수행되고 있는 CICC의 접합 방법이다.

- 1) 전도체에서 일정한 길이의 strand bundle이 나오도록 전도체를 벗겨 낸다.
- 2) Strand 들을 hydrochloric acid로 Cr plating을 벗겨낸 후 깨끗이 닦아낸다.
- 3) 케이블을 부드러운 구리 sleeve에 끼워 넣은 후 (clearance : 0.5 mm) 약 1 mm 정도 압축하여 strand 간의 접촉, 그리고 strand와 구리간의 접촉을 좋게 한다.

5.6 TPX (Tokamak Physics Experiment)에서의 접합부[12]

4) Sample을 수직으로 세우고 termination은 접합부에 있는 channel을 통해 solder를 부어 넣는다.

5) Adapter를 사용하여 전도체 jacket과 구리사이를 밀폐하여 액체헬륨이 누설되지 않도록 한다.

6) Termination간의 접합 부분에 얇은 indium을 설치하여 전기 저항을 줄인다.

그림 7은 Sultan 장치에 사용된 sample의 개략도이다. CEA sample (프랑스 제조) 경우 외부 자기장이 없는 경우 50 KA에서 1.8 nΩ을 얻었는데 이 값은 LMI sample (이탈리아 제조)의 1.2 nΩ보다 약간 크다. 2.7 T 자기장에서 다시 시험한 결과 CEA는 4 nΩ, LMI는 1.8 nΩ의 저항을 나타내었다. 즉, 두 시편은 주어진 자기장 및 transport 전류에 의해 그 저항이 커지는 것이 관찰되었으며, 이와 같은 이유는 전류의 sharing pattern이 바뀌고, 구리의 magnetoresistance가 바뀌기 때문이다.

TPX는 폴로이달 (PF) 및 토로이달 (TF) 코일 모두 초전도 전도체를 사용하여 장시간 운전이 가능하도록 설계된 핵융합로이다. 이 과제는 미국의 DOE에서 주관하여 수행되었으나 예산부족으로 인해 설계만이 수행된 채, 현재는 중지된 프로그램이다. TPX는 표 2에서 보듯이 최초로 완전한 초전도 핵융합로 설계라는 점과, 현재 진행되고 있는 국내의

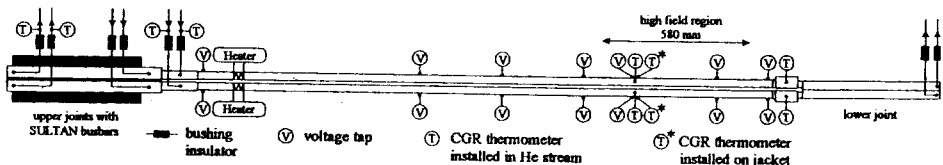


그림 7. Sultan에서 실험된 LMI 시편의 측정 sensor 구성도.

KSTAR 프로그램과 유사한 사양 및 크기를 갖고 있다는 점에서 매우 중요한 자료로 생각된다[12].

표 2. TPX Tokamak 사양

parameter	value
Ro	2.25m
a	0.5 m
Bt @ Ro	4.0T
height	5.33m
diameter	8.73m
TF magnet	
Bmax	8.9T
I _{con}	33.5kA
n (pancake)	12 개
PF magnet	
I _{con,max}	27kA
Bmax	7.5T

PF 코일은 내부지지대에 용접된 케이스에 16 개의 코일로 구성되어 있으며, 각 코일은 48 개의 turn수를 갖는 6개의 double pancake 코일로 구성되어 있다. 전도체는 0.78 mm의 Nb₃Sn strand를 사용하여, 90 x 5 pattern을 가지도록 조합하고, 2.4 mm Incoloy 908 conduit를 사용한다. 접합부의 갯수를 줄이기 위해 각각의 TF 코일은 1000 m 정도의 도선 사용해서 권선한다. Steady state에서 운전되는 TF 코일의 경우 US-DPC의 접합부 제조방법과 동일한 방법으로 제조하며, 30 KA에서 0.4 nΩ의 값을 얻을 수 있을 것으로 예상된다. 그러나 TPX의 경우 접합 공간의 제약으로 인해 US-DPC의 경우보다 접합 부위가 작아 질 것으로 개념 설계 되었다[12].

TPX의 PF 코일은 14 개로 구

성되며, 중간의 mid plane을 중심으로 single 혹은 double null 운전이 이루어진다. CS (Central Solenoid) 코일은 TF 코일 지지대에 지지되며, termination은 CS 코일과 TF 코일 사이의 간격을 줄이기 위해 CS 코일 내부에 위치시킨다. CS 코일은 8 개의 module 로 구성되어 여러 가지 운전 모드를 가능하게 하며, 각 module은 joint 없이 한번에 권선을 하게 된다[12]. 접합부의 개수를 정확히 발표한 자료는 구할 수 없으나, 위와 같은 자료에 의하면 TPX 에서 예상되는 접합부 갯수는 총 35-40 개 정도로 생각된다.

5.7 KSTAR 코일의 접합

KSTAR 는 현재 국내에서 진행되고 있는 핵융합 과제로서, 초전도 자석을 이용하여 장시간 플라즈마 운전이 가능한 핵융합로의 설계 및 제작 그리고 응용을 목적으로 하고 있다. 이 과제의 결과는 ITER 과제에 많은 실증적 자료를 제공할 수 있을 것으로 기대된다. KSTAR 에 대한 정확한 제작도면은 아직 완성되지 않았으나 크기 및 사용 목적을 고려하는 경우 TPX 와 유사한 형태 및 사양을 가질 것으로 예상된다.

자석에서 접합부의 개수는 되도록 적게 하는 것이 유리하나 코일의 권선작업 및 제작할 수 있는 CICC의 길이 등을 고려할 때 적당한 단위 module의 크기가 결정될 것이다. 접합부에 대한 연구과정 중, KSTAR 연구의 초기 단계에서는 MIT에서 추진 중이던 US-ITER 형태의 접합부가 매우 적절한 형태로 예상되었으나 US-ITER 시편의 특성 평가 후 그리 만족 할만한 결과를 얻지 못했으며[9], 더욱이 ITER와는 달리 KSTAR 핵융합로의 경우 compact한 구조로 인해 US-ITER 형의 접합부 설치를 위한 공간이 제한되므로, 설치 방법이 쉽고, 작은 공간에 설치 할 수 있

으면서 동시에 ac loss, 직류저항을 줄일 수 있는 접합 방법이 필요하게 되었다.

CICC의 cable과 cable 형태의 접합보다는 strand와 strand 사이의 접합을 통해 직류 저항을 줄일 수 있다. 이 경우 strand와 strand 간의 전류의 흐름이 짧아지므로 발열량이 크게 줄어들 수 있으며, 더욱이 ITER 형의 접합부에서 볼 수 있는 cable과 cable을 접합하기 위해 사용된 구리 sleeve와 transient 구리 block 등 접합을 위한 bulk 부분들을 없앨 수 있으므로 eddy current에 의한 ac loss가 크게 감소될 것으로 예상된다. 이와 같은 개념을 이용하여 그림 8과 같이 strand와 strand를 전자기적으로 연결하는 접합부를 KSTAR에 적용하는 연구가 수행되고 있다. 즉, strand와 strand 접합이 이루어지도록 접합부를 배열하며, CICC간의 접합은 ITER 형태에서 사용하던 transient 구리 block 대신 NbTi CICC를 사용하는 형태이다. NbTi 초전도체는 권선 후 열처리가 필

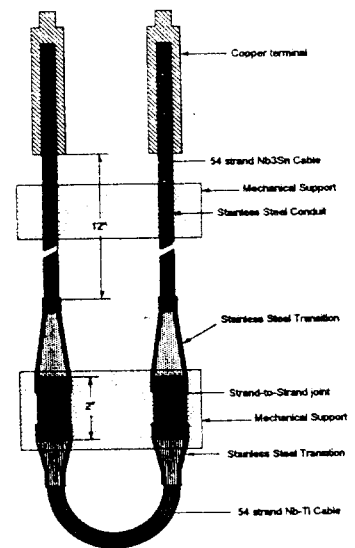


그림 8. Strand to strand 접합부의 개략도.

요 없으므로 구리선과 같이 자유롭게 사용할 수 있으므로 작업이 편하다. 또한 접합부의 저항을 충분히 줄일 수 있으므로 접합부의 길이가 작아지고, 전체적으로 작은 형태의 접합부를 얻을 수 있다.

6. 결 론

현재 국내에서 수행 중인 KSTAR 과제와 관련하여 대규모 초전도 자석에 사용된 CICC 접합 기술을 조사하였다. 국내의 CICC 접합 기술에 대한 이론 및 제조 기술 연구는 상당히 진행되어 왔으나, 대규모 실험 장비의 부족으로 인해 실제 사용할 수 있는 충분한 경험을 습득하지 못하고 있다. 대규모 초전도 자석을 안정적으로 운전하기 위해서는 CICC 접합부에서의 직류 전기저항을 줄이고, ac loss를 감소시키며, 충분한 강성을 갖도록 설계 제작되어야 한다. 또한 접합 작업을 단순화, 표준화시킴으로써 접합과정 중 발생할 수 있는 결함을 최소화해야 한다.

참 고 문 헌

1. Nicolai N. Martovetsky, "Analysis of losses in ITER joints in a varying parallel field" IEEE Transactions on applied superconductivity, Vol.7, No.2, p 266-269, June 1997
2. Y. Iwasa, Case studies in superconducting magnets, Plenum press, 1994
3. KAERI/RR-1709/96, 초전도재료 응용기술개발, 한국원자력연구소, p381-389, 1997
4. K. Okumo et al., "Model coil for the International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) magnet systems", IEEE Transactions on applied superconductivity, Vol.30, No.4, p1621-1626, June 1994
5. P. Bruzzone et al., "Design and R&D Results of the Joints for the ITER conductor", IEEE Transactions on applied superconductivity, Vol.7, No.2, p461-464, June 1997
6. J.L. de Reuver et al., "dc and ac behaviour of a normal joint in a superconducting cable", Cryogenics, p251-256, May 1984
7. C.Y. Gung, et al., "Design and Manufacture of the US-ITER preprototype joint sample", IEEE Transactions on applied superconductivity, Vol.7, No.2, p469-472, June 1997
8. R.J. Thome, "Magnet Program Overview for the International Thermonuclear Test Reactor", IEEE Transactions on Magnetics, Vol.30, No.4, p1595-1601, July 1994
9. Nicolai N. Martovetsky et al., "Analysis of the AC losses in the US pre-prototype ITER joint ", presented at MT-15 Conference
10. M.M.Steeves et al., "The US Demonstration Poloidal Coil", IEEE Transactions on Magnetics, Vol. 27, No. 2, P2369-2371, March 1991
11. B. Blum et al., "Testing of full size high current superconductors in Sultan III", IEEE Transactions on Magnetics, Vol.30, No. 4, p1934-1937, July 1994
12. W.V. Hassenzahl et al., "Superconducting Magnet System for TPX Tokamak", IEEE Transactions on Magnetics, Vol.30, No.40, p 2058-2061, July 1994.
13. MIT PFC report, SAIT No. : FSCT-USMIT- SPourrahimi-0102-01, Preparation of Acujuncture prototype joint, 1998

< 주 권 호 위 원 >