

핵융합개발을 진단한다

토카막核融合 制御 및 計測技術現況

김 성 규

한국표준과학연구원 책임연구원

핵융합이 인류의 에너지 문제를 영원히, 완전히, 또 빠른 시간 내에 해결할 수 있으리라는 기대하에 미국과 소련이 비밀리에 조직적인 연구를 시작한지 근 반세기, 공개적으로 추진된지는 40년에 가까운 세월이 흘렀다.

그럼에도 핵융합발전의 상업화를 포함한 완전한 실용화를 위해서는 비교적 낙관적인 전망하에서도 20-30년 가량이 아직 더 필요한 상태이다. 그러나 이제는 우리가 아마도 인류가 도전한 가장 중요하고 현실적인 파급효과

가 큰 과학기술 프로젝트를 상대하고 있다는 것을 알고 있으며, 이러한 점에서 볼 때 지난 40년간의 성과는 비록 실용화에는 못 미치나, 가히 괄목할만한 것이다.

50-60년대의 스텔레이터(Stellarator), 자기거울(Magnetic Mirror) 등 갖가지 플라즈마 가둠장치의 암중모색에서부터 시작하여 이제는 토카막(Tokamak)이라는 자장핵융합장치로 각국의 주력연구장치가 통일되어 있다.

뿐만 아니라 1993년 현재 EC에서 운영하는 핵융합연구로인 J

ET(Joint European Torus) 토카막에서는 투입된 에너지만큼의 핵융합에너지를 창출해냄으로써 핵융합의 실용성을 과학적으로 입증하는 과학적 임계점(Scientific Breakeven)에 도달했음을 선언했으며 비슷한 규모의 JT-60U(일본) 토카막에서도 이에 비교할 만한 기록을 내고 있다(原子力工業新聞, 1993. 3. 25.).

원칙적으로 방사성물질을 생성치 않을 뿐 아니라 연료가 무궁함으로 해서 핵분열반응에 비해 실용화의 큰 동기적 誘因이 있음

JET 기자회견(1991. 11. 11)

이 핵융합연구의 실험결과들은 중대한 이정표이며 핵융합연구에서의 유럽의 선도적 위치를 명백히 확인하는 것이다. 또한 이 결과는 1993년까지 JET에서 수행될 연구결과를 이용하여 IGW 이상의 열출력을 갖는 ITER의 설계가 가능해졌다는 것이 완전히 확인되었음(Fully Confirmed)을 뜻한다.

에도 불구하고 핵융합발전이 이처럼 장기적인 연구를 요하게 된 이유는, 기본적으로 열핵융합반응에서 다루게 되는 플라즈마란 상태의 특성 때문이다.

가령 가속기를 사용하여 고에너지 입자를 비싸게 얻은 뒤, 핵융합반응이 없을지도 모르는 한번의 충돌과정에 사용하고 버리는 것은 너무 비효율적임이 자명하다. 따라서 이 운동에너지에 해당하는 고온상태(10keV=1억도)에서 입자들간의 열운동에너지에 의해 자발적, 무작위적으로 일어나는 핵융합반응을 이용하는, 소위 熱핵융합 반응(Thermonuclear Fusion Reaction)과 같은 일종의 「고에너지입자의 재활용전략」을 통해서만 경제적인 핵융합로를 얻을 수 있기 때문에, 핵융합과 고온플라즈마는 서로 떼어서 생각할 수 없다.

플라즈마를 이용한 이러한 열핵융합반응을 위해서는 우선 고에너지 입자가(즉, 높은온도) 충분히 많아야 하며(높은밀도) 이들이 오랫동안 망실되지 않고 오래 돌아다녀(긴 가둠시간) 서로 반응할 기회를 자주 가져야 한다. 이를 정량적으로 표현하면 앞서 설명한 과학적 임계점을 위해서는 핵융합 3중계수(플라즈마의 밀도×온도×가둠시간)가 $10^{21} \text{m}^{-3} \text{sec keV}$ 이상이어야 하며, 점화상태(Ignition)를 뜻하는 공학적 임계점(Engineering Breakeven)은 이보다 10배 정도 더 큰 $10^{22} \text{m}^{-3} \text{sec keV}$ 이 필요하다.

그러나 열핵융합이 처음의 기대보다 어려워진 것은, 핵분열로에서와는 달리 플라즈마에서는 입자운동이 장거리 전자기력(Electromagnetic Force)에 의해 총체적으로 아주 민감하고도 복잡하게 얽혀 있을 뿐 아니라 플라즈마의 집단적인 불안정화-난류화 및 이에 의한 입자 및 에너지의 빠른 확산손실이 가능하기 때문에, 플라즈마를 발생시켜 적절한 온도로 가열될 때까지 필요한 시간동안 안전하게 가두어서 필요한 밀도를 유지하는 것이 얼마나 어려울지 처음에는 충분히 예상하지 못했기 때문이다.

핵융합용 토카막플라즈마에서의 이러한 異常輸送 (Anomalous Transport) 현상은 지금도 완전히 이해되고 입증된 해결책이 존재하는 상태는 아니다-J. Hug-

ill, 「Transport in tokamaks—a review of experiments」, Nuclear Fusion 23, p. 311 (1983), B. B. Kadomtsev, 「Status of Fusion 1990: Tokamaks」, Nuclear Fusion 30, 1675.(1990), review article -

장기적인 연구가 필요

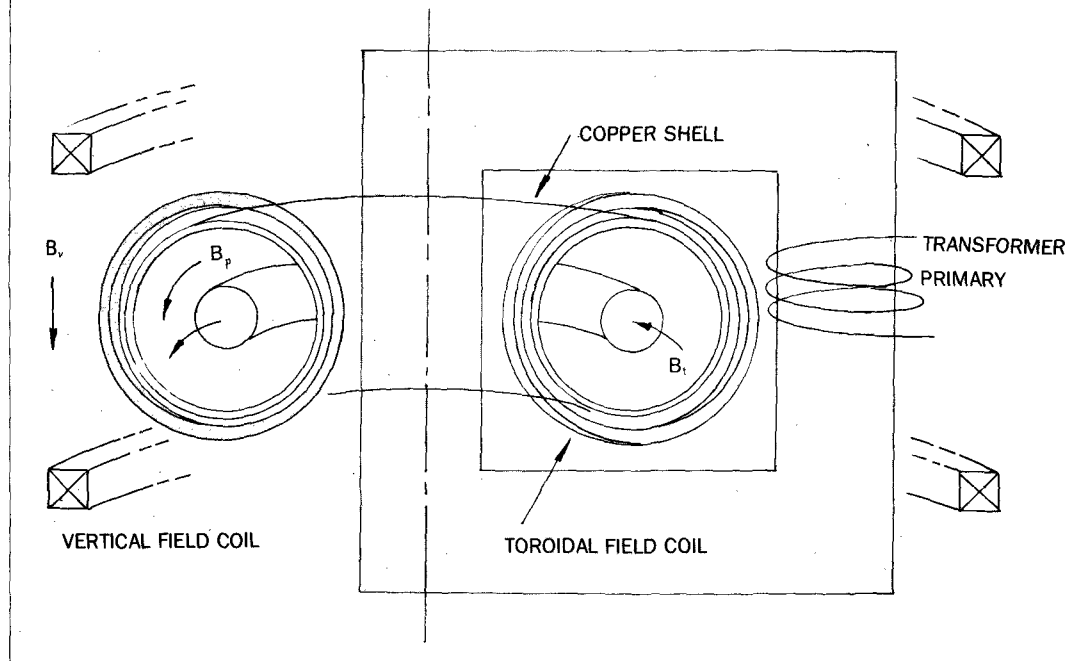
그러나 앞서 이야기된 대로 현재의 수준은 과학적임계점에 도달해 있으며, 90년대 후반에 착공될 예정인 NET(Next European Torus)나 설계에 착수한 ITER(International Test Experimental Reactor)등의 다음세대 토카막 原型爐에서는 점화상태, 즉 공학적 임계점에 이를 것으로 예측하고 있다.

여기에서 주목해야 할 것은, 이러한 예측은 이상수송을 포함한 비관적인 수송론에 의거한 것으로, 앞으로 이상수송에 대한 연구가 더욱 진행되어 효과적인 제어기술이 개발되고, H-mode 운전이나 연료기체 입자주입(Pellet Injection) 등의 기술개발을 통하여 수송효과의 이해가 더욱 精緻해지는 대로 핵융합로의 실용화를 앞당기거나 그 경제성을 증대시키는데 크게 기여하리라 기대되고 있다는 점이다.

본고에서는 JET, JT-60U 등 현재의 토카막실험로에서 연구가 진행중이며 NET, ITER 등 다음세대의 原型爐에서 문제가 될 토

〈그림 1〉 토카막장치의 개략도 (F. Chen, Introduction to Plasma Physics and Controlled Fusion에서 전재).

토로이달 자장 B_t 는 통상의 전자석에 의해 발생되며, 이 B_t 에 플라즈마전류에 의한 폴로이달 자장 B_p 가 더해져서 나 선형자장이 형성된다.



카막운전 및 플라즈마계속제어에 있어서의 몇가지 중요사항들에 대하여 간략히 소개하고자 한다.

여기에는 플라즈마붕괴(Major Disruption)제어 등 토카막의 자기유체역학적(MHD) 안정성 확보를 위한 플라즈마 전류분포 및 단면형상의 제어, 고주파가열에 의한 전류여기(Current Drive)와 이를 이용한 토카막의 정상상태(Steady-State) 운전, 이러한 작업을 위한 주요 플라즈마 진단장치 등을 포함하게 된다.

그외 토카막건설 및 플라즈마

가열에 관련된 중요기술들, 예컨대 대용량 직류발전기 및 관련 기술, 대형 전자석 기술, 고진공 기술, 고출력 고주파-마이크로파 및 mm-파 기술, 고에너지 입자빔 기술 등을 모두 소개하는 것은 필자의 능력상 불가능할 뿐 아니라 다른 전문가께서 언급해 주시리라 믿는다.

다음 절에서는 이러한 보다 기술적인 문제에 들어가기에 앞서 토카막의 개념 및 동작원리를 간략히 소개하는 것으로 시작하겠다.

토카막 플라즈마의 계속 및 제어

위험을 무릅쓰고 아주 간단히 요약하자면, 토카막은 일종의 변압기(Transformer)이다. 보통의 변압기와 다른점은 2차회로에 외부적인 부하가 걸리지 않고, 그 대신 철심을 둘러싼 도우넛형 용기내에 일주전압(Loop Voltage)이라 불리는 2차전압에 의해 발생-유지되는 플라즈마속을 폐쇄된(Closed-Loop) 전류가 흐르게 된다는 것이다(그림 1).

여기서 도우넛의 반경을 주반경(Major Radius, Ro), 도우넛 단면의 반경을 부반경(Minor Radius, a)이라 부른다. 1차회로에 직류 펄스전원을 사용하여 전류를 흘리면, 2차회로인 플라즈마 내부 및 주위에는 플라즈마전류와 동시에 폴로이달자장(Bp)이 발생하여 핀치(Pinch)현상이 생긴다. 이는 기본적으로 자장의 압력으로 플라즈마 압력을 눌러서 플라즈마의 확산 및 손실을 막는 것이다.

이러한 이유로 스크류핀치(ScREW pinch), 역자장핀치(RFP) 등의 가둠방식과 함께 토카막을 토로이달 핀치로 분류하기도 한다. 토카막에서의 플라즈마전류는 핀치에 의한 이러한 가둠효과 외에도, 플라즈마저항-전류와 오옴의 법칙에 따른 가열에 의해 전기에너지가 플라즈마 열에너지로 전환되는, 즉 오옴가열(Ohmic heating, OH)효과도 아울러 거둔다.

토카막의 개념 및

동작원리의 소개

그러나 이러한 핀치형태의 장치는 킹크, 소시지 등의 이름을 가진 여러가지 MHD불안정성에 지극히 취약하여 이들에 의해 플라즈마와 그 열에너지가 급격히 손실됨이 일찍부터 문제가 되어 왔다.

이제 이러한 토로이달 핀치의

두가지의 물리량

안전계수

플라즈마내 한 점에서 플라즈마전류에 의한 폴로이달자장과 외부인가의 토로이달자장의 비율, 즉 나선형 자장의 나선도를 표현하는 물리량이다. 플라즈마전류밀도의 분포와 직결되며, 플라즈마의 MHD안정성을 기술하는데 핵심적인 물리량이다. 플라즈마 가장자리($r=a$)와 중심($r=0$)

에서의 q값을 간략히 q_a, q_0 로 각각 표시한다.

플라즈마 베타

플라즈마의 열에너지밀도(nT)의 자장에너지밀도(B^2)에 대한 백분율로써, 자장이 플라즈마가 둠에 얼마나 효과적으로 사용되고 있는가에 대한 척도가 된다.

기본열개에다가 토러스형 진공용기 내에 강력한 토로이달자장(Bt)을 외부적으로 인가한 상태에서 플라즈마전류를 발생시키면 이것이 바로 토카막이다. 이러한 토로이달 자장의 결과로 플라즈마는 자체적인 폴로이달 자장과 합하여 나선형(Helical)의 자장하에 있게 된다. 이 나선형자장은 킹크 등 불안정성을 위상혼합(Phase Mixing)과 흡사한 효과로 감쇄-소멸시킴으로써 획기적으로 MHD안정성을 개선한다.

따라서 안정한 상태에서 플라즈마 전류를 증강시키어 가둠효과(밀도, 온도)와 가열효과(온도)를 획기적으로 향상시킬 수 있게 된다.

실제로 60년대 후반 각국이 다양한 플라즈마장치를 시험하고 있을 때, 소련의 T-3토카막에서

그 당시로는 충격적인 1000만도(1KeV)의 플라즈마 전자온도를 달성하여 IAEA에 보고하였고, 이를 믿을 수 없었던 서방에서는 그당시 첨단인 톱슨산란장치를 T-3에 이전설치하여 직접 확인하는 등 우여곡절 끝에 70년대가 시작되면서는 모든 선진 핵융합 연구 국가들이 주력장치를 토카막으로 바꾸게 된다.

이때 미국에서는 주력장치로 운영중이던 스텔라레이터(Stellarator)를 바로 ST토카막으로 개조하였으며, 이를 계승발전시킨 PLT토카막은 뛰어난 업적으로 70년대 중반 이후 당대 토카막들의 典範이 된 바 있다. 이후 핵융합연구의 모든 이정표적 성과가 모두 T-3, PLT, JET등 토카막에서 달성되었으며 꾸준한 발전이 있어왔음은 앞서 약속한 바

와 같다.

이와는 상대적으로 자기거울 (Magnetic Mirror) 방식은 80년 대 중반 미국 국립 Lawrence Livermore 연구소의 초대형 MFTF-B 장치를 완공 후 시운전 조차 취소된 이래 핵융합장치로서는 완전히 포기되었으며, 기타 Stellarator, RFP 등의 방식도 보조적 연구장치로만 소규모로 운영되고 있다.

이 두 물리량은 토카막의 안정적 동작에 심대한 영향을 끼치는 킥모드, 발루닝(ballooning) 모드, 테어링(tearing) 모드 등의 각종 MHD 불안정성들과 깊은 관계가 있다.

토카막평형(Equilibrium) 및 MHD 안정성을 포함하여 가열 및 전류여기, 수송 등에 이르기까지 토카막에 관한 개론서로는 「J. Wesson, Tokamaks, Clarendon Press, Oxford, 1987」이 있으며, 「R. White, Theory of Tokamak Plasmas, North-Holland, Amsterdam, 1989」는 이론에 치중한 것이다.

전류勵起(Current Drive)와 정상상태(Steady-State)운전

토카막은 변압기에서처럼 誘導기전력에 의해 발생하는 플라즈마전류를 이용하므로, 본질적으로는 펄스장치이다. 따라서 전력수요변동을 안정적으로 따라가야 하는 발전로로 이용하기 위해

서는 정상상태 혹은 현실적으로 정상상태나 다름없는 수십분 이상의 긴 펄스 형태로 작동할 수 있어야 한다.

이러한 관점에서 두가지 방향으로의 연구가 많은 성과를 얻고 있는데, 하나는 OH전원 즉 「변압기」, 일차전원의 크기를 가능한 크게함과 동시에 그 용량을 효과적으로 사용하는 것이다. 보통 OH전원의 전류구동능력을 2차전압 즉 일주전압의 크기와 전압지속시간의 곱(Volt-Sec)으로 나타내는데, 방전개시 때의 이온화 과정에 Volt-Sec의 상당부분이 소모된다.

따라서 쉽게 이온화가 될 수 있는 조건을 미리 조성해 두면 방전개시에 투입되는 Volt-Sec를 절약하고 발생된 플라즈마전류를 더 오래 유지하는데 활용할 수 있게 된다. 이러한 예비전리(Pre-Ionization)를 위하여 고주파방전이나 자외선照射, 혹은 직접 전자빔을 투입하는 방법 등이 활용된다.

이 중 발전로에도 효과적으로 사용이 가능하고 플라즈마가열기술과도 자연스럽게 연결되는 이유로 활발히 연구되어 온 것은 Helicon, ECR 등(이들 플라즈마는 최근들어 대용량 기억소자와 같은 초고집적반도체 가공공정 등에도 활발히 이용되고 있다.)의 고주파-마이크로파 플라즈마를 이용하는 것이며, 이미 여러 중-대형토카막에서 활용되고 있

다. 그러나 근원적인 정상상태 가동은 다음에 언급될 전류여기(Current Drive)에 의해서만 가능하다.

다른 한가지는 일단 이렇게 유도기전력으로 발생시킨 플라즈마전류를 즉시 변압기원리를 이용하지 않는 비유도성전류로 대체한 뒤 이 새로운 플라즈마전류를 유지하여 「전류여기」, Current Drive(CD) 연속운전으로 이행해 가는 것이다. 다행히도 대부분의 플라즈마 가열기법들은 부수효과로서 비유도성 플라즈마 전류를 勵起시키며 가열이 계속되는 한 이 전류는 유지된다.

이때 여기-유지되는 전류량은 일반적으로 가열출력에 비례한다. 여러 가열법 중 특별히 높은 전류여기효율을 갖는 것은 고에너지의 중성입자빔 주입(Neutral Beam Injection)과 저역복합(Lower Hybrid, LH)고주파 가열법이며 집중적으로 연구되어 왔다.

흥미로운 것은 이 LH전류여기(LHCD)를 전문적으로 연구하고 있는 소형 연구용 토카막인 큐슈 대학의 TRIAM-1M은 순수한 LHCD만으로 100-200kA의 플라즈마전류를 유지하며 세시간 가량의 실질적인 정상상태 가동을 통상적으로 실시하고 있으므로 해서 국제적인 관심의 대상이며, 이로써 핵융합연구에 대한 실질적인 공헌 외에도 소형 토카막 연구의 방향을 제시하는 좋은 예로 평가되고 있다.

그러나 발전로용 대형 토카막에서 필요한 10-20MA의 플라즈마전류를 여기하기 위해서는 그에 합당한 대출력의 고주파장치를 개발해 나가는 일이 중요하다. 다행히 LHCD에 필요한 주파수대역인 2-10 GHz영역에서는 수 MW급의 Klystron 발전관-증폭관의 상용화가 시작되고 있어서, 작금의 연구는 주어진 가열출력으로 여기전류의 양을 가능한 커지도록 LHCD의 효율을 높이는 방향(이를 위하여 안테나와 같은 플라즈마-고주파 접속부의 최적화와 아울러 플라즈마-LH파 상호작용과 같은 전류여기과정의 보다 더 정확한 이해가 필요하다.)으로 진행되고 있다.

LHCD 이 외에도 이온사이클로트론가열(Ion Cyclotron Heating, ICH)이나 전자사이클로트론가열(Electron Cyclotron Heating, ECH)에 의한 전류여기도 연구되고 있으며, 특히 고출력발전기-증폭기 기술이 무선방송기술 등을 통하여 확립되어 있으며 뛰어난 이온가열효과를 나타내는 ICH에 의한 전류여기가 JET, JT-60U에서 수십MW급의 대규모 실험연구를 통해 새로운 조명을 받고 있다.

ECH 전류여기는 Gyrotron, 자유전자레이저(FEL)등 mm-파 고출력발전기 분야가 그 자체 아직 개발단계이므로 아직 대규모 전류여기 실험은 행해지고 있지 않으나, 가열과정의 높은 공간적

局所성을 이용, 다음에 언급할 톱니파(Sawtooth)나 주붕괴(Major Disruption)제어와 같은 MHD안정성제어 쪽으로 매우 중요한 연구가 이루어지고 있다.

플라즈마의 MHD 안정성제어

토카막의 MHD 안정성은 그 설계단계부터 확인되고 건설 및 이후의 운전에서 정확하게 반영되어야 하는 본질적인 특성이다. 앞에서 약술한 대로 토카막핵융합의 경제성을 높이기 위해서는 자장에 적게 투자하고도 가능한 한 많은 플라즈마전류, 높은 플라즈마온도와 밀도를 유지하는것이 이상적임은 두말할 것도 없다. 그러나 토카막의 MHD 안정성 때문에 여기에는 한계가 있다.

우선 아무리 토로이달 자장이 있다 하더라도 킥, 테어링 등 여러가지 MHD 불안정성 때문에 플라즈마전류를 지나치게 증강하는 것은 불가능하며 이 경우, 플라즈마전류 I_p 및 그 분포 $j(r)$, 다시말하면 가장자리 안전계수 q_a 및 안전계수분포 $q(r)$ 의 제어가 중요해진다. 어떤면으로는 토카막 MHD 안정성의 제어는 다름아닌 이 플라즈마 전류밀도분포 $j(r)$ 의 제어라고 하여도 과언이 아니다.

다행히도 $j(r)$ 의 정확한 측정 및 제어는 최근들어 精緻한 실험 연구를 통해 획기적으로 발전하

고 있는 분야의 하나이다. 이 방법은, 局所성이 아주 높은 ECH와 같은 가열법을 사용하여 플라즈마 내부 필요한 위치에서의 온도를 올려주면, Spitzer 저항모형을 따라 국소적으로 전기저항이 떨어져 전류가 증가하게 된다.

즉 전류분포 $j(r)$ 와 안전계수분포 $q(r)$ 을 국소적으로 제어할 수 있게 된다. 이러한 방법을 이용, 톱니파(Sawtooth Oscillation)로도 불리는 副붕괴(Minor Disruption)를 일으키는 MHD 불안정성을 발생 즉시 제거하는 실험이 여러 토카막에서 성공적으로 수행되었다. 같은 방법으로 주붕괴(Major disruption)와 연관된 선행 MHD모드의 제어기술개발이 현재 활발히 진행중이다.

JET나 발전로와 같은 대형토카막에서는 수십MJ에 이르는 플라즈마 열에너지가 수십 msec의 짧은 시간에 전량 진공용기벽으로 쏟아지는 엄청난 열충격효과를 갖는 주붕괴는 물론이고, 상대적으로 소규모인 Sawtooth 조차도 때로는 수 MW급의 에너지 충격을 진공용기 및 장치전반에 주게되어 장치의 최적인전과 나아가서는 장치의 수명에 심대한 영향을 끼치므로 이들의 제어는 지극히 중요하다.

토카막의 다른 중요한 MHD 특성인 값 한계(Beta Limit)(원형 단면적의 토카막의 경우 $\max \sim I/aB$. Troyon한계로도 불리며 현재까지 실험적 관측결과와 잘 일

j(r)의 측정법

Faraday Rotation이라는 자화 플라즈마 내에서 전자파가 겪는 광학현상을 이용하여 폴리달자장 Bp의 분포를 우선 측정된 뒤 전류분포 j(r)를 역산해 내고 또한 안전계수분포 q(r)를 계산해 낸다.

Spitzer 저항모델

이 간단한 모델에 의하면, 플라즈마 내부 한 점의 저항은 그점의 플라즈마온도에 1/Te^{3/2}로 연관되어 있다. 따라서 플라즈마온도가 높은 중앙(Core)에서는 저항이 낮아 상대적으로 많은 전류가 흐르게 되어 온도분포와 흡사한 전류분포를 이루게 된다.

치하는것으로 알려져 있다.)는 다음과 같은 중요한 현실적 의의를 갖는다. 즉 토카막 건설비용에서 토로이달 자장코일 및 그 전원이 일반적으로 차지하는 30-50%라는 비중을 생각할 때 토로이달 자장의 가동효율을 높이는 것은 경제성과 직결된다.

이는 주어진 토로이달자장으로 이왕이면 높은 밀도, 높은 온도의 플라즈마(즉 높은 값)를 가둘 수 있어야 함을 뜻하는데, 값 한계는 불행히도 발루닝(Ballooning)모드라는 MHD 불안정성 때문에 주어진 자장에 대해 가동가능한 플

주봉괴

주봉괴는 플라즈마 내부 특정 위치에서 발생한 MHD모드가 불안정하게 급속히 증폭되어 플라즈마 외부의 용기벽과 접촉하게 될 때 일어나는 급격한 열적 단락(Thermal Short)으로, 붕괴직전 수Msec 동안 이들 증폭하는 선형 MHD가 간섭계, ECE 수신기 등의 진단장치에 감지된다.

최외곽 등자속면

플라즈마 내부의 나선형자장은 마치 동축선 내부의 접지금속망과 같은 등자속면을 이루며, 이들 등자속면이 동심적으로 여러겹 겹쳐져 있는 것(Nested Flux Surfaces)으로 생각할 수 있다.

라즈마의 온도-밀도에 한계가 있음을 말하고 있다.

이 한계를 넘지않기 위해서는 앞서의 전류제어도 중요하지만, 특히 플라즈마 단면의 형태를 단순한 원형보다는 강낭콩 모양이나 D자꼴 형태로 유지하여 한계치 자체를 높이는 것이 중요하다. 같은 플라즈마전류값 및 토로이달 자장값에서 원형플라즈마에서의 한계치는 대개 3-4%이나, 이러한 D형 단면의 플라즈마에서는 10%를 넘는 베타값이 미국 General Atomics사에서 운영하는 대형토카막인 DIII-D에서

기록되어 있다. 이는 핵융합발전로 건설비용으로 볼 때 필요한 토로이달자장 장치에 드는 비용을 3%에서 10%로의 값 개선비율만큼, 즉 1/3로 줄인 것이라고 보아도 대체로 무방하다.

뿐만 아니라 최근에는 플라즈마 단면제어를 이용하여 토카막 자체의 수송효과로 나타나는 비유도성 전류성분인 「Bootstrap」 전류의 비율을 일단 최대한 늘여 놓은 다음에 LHCD를 실시하면 그 효율증대에 획기적으로 유리한 것으로 실험을 통해 알려져서, 플라즈마 단면제어를 통한 베타값의 개선의 중요성을 더해주고 있다.

이러한 플라즈마 단면의 신속한 제어를 위해서는 먼저 플라즈마 주위에 자장을 측정하는 자장탐침시스템을 설치하고 이 데이터와 다른 보조데이터를 MHD 안정성 해석 컴퓨터코드를 활용하여 분석한 뒤 플라즈마 단면모양, 더 정확히는 최외곽 등자속면(Outermost Magnetic Flux Surface)을 계산해 내게 된다. 그런뒤 토로이달자장 외에 더하여 설치되어 있는 여러가지형태(위치의 수평 수직자장코일)에서 발생하는 자장을 이들의 전원을 고속 능동제어(Feedback Control)를 통하여 조종하고, 이로써 원하는 자속면 분포 및 플라즈마단면을 얻게 된다.

이를 위하여 前述한 전류분포 제어가 병행되고, 또 토로이달자

석이나 진공용기의 형태가 이미 형상제어에 합당한 모양으로 설계되고 제작되어야 함은 말할 나위가 없다.

異常수송과 연료기체공급기술

과학적 임계점이나 점화를 위한 공학적 임계점 등 핵융합발전로에 필요한 조건을 단계적으로 얻기 위해서는 기본적으로 플라즈마밀도, 온도 및 가둠시간(즉 핵융합 3중계수)이 다같이 꾸준히 개선되어야 함은 앞서 약속한 바와 같다. 이러한 요청을 한마디로 요약하면 플라즈마의 수송특성(Transport Properties)을 개선해 나가야 한다는 것이다.

이러한 토카막 플라즈마의 수송기작에 대한 이해는 다음 단계에는 어떤 특성을 가진 장치를 제작할 것인가를 올바르게 계획하는 잣대가 되는 소위 여러가지 수송비례칙(Scaling Law)-F. Engelmann et. al., 「Tokamak global confinement data: Special Topic」, Nuclear Fusion 30, 1951. (1990)-들의 정확한 해석 및 취사선택에 필수적이기도 하다.

여기서 말하는 비례칙이란, 국제적 협력의 결과로 전 세계 주요 토카막에서 시행되는 모든 실험 데이터를 취합한 뒤 추차분석(Regression) 등을 사용, 유형별로 정밀분석한 뒤 수송특성과 실험조건과의 현상론적(Phenomenological)인 비례관계를 도출한

것으로, 명백한 이론적인 근거는 없으나 실험 데이터 간의 비교연구, 장기적 연구계획에 결정적인 역할을 하고 있다.

현재 자주 인용되는 비례칙 중 하나는 OH에 추가하여 NBI, ICH, ECH, LHH 등의 보조가열이 시행된 데이터들을 분석한 결과로서 통상 L-mode 비례칙이라 불린다. 이에 의하면 수송특성은 플라즈마 가열에 사용된 출력에 Paux-1/2로 반비례하여 나빠진다. 다른 하나는 독일의 ASD-EX토카막에서 F. Wagner에 의해 발견된 H-mode계열의 데이터만 모두 모아서 분석한 결과이다.

여기서 H는 High란 뜻인데, 앞의 Low라는 뜻의 L-mode 방전보다 수송특성이 2-3배 더 좋은 방전상태를 말한다. 그러나, 문제는 이러한 H-mode에서의 비례칙 역시 온도를 올리기 위해 가열출력이 늘어날수록 수송특성이 나빠진다는 비관적인 전망을 하게 한다는 것이다. 더욱 심각한 것은 이러한 H-mode에서도, 플라즈마의 수송특성은 현재 알려진 신고전수송론(Neoclassical)-S. P. Hirshman and D. J. Sigmar, 「Neoclassical transport of impurities in tokamak plasmas」, Nuclear Fusion 21, 1079, 1981 (review article)-이라는 이론이 예측하는 바 보다 전체적으로 볼 때 훨씬 나쁘다는 것이다.

H-mode

애초에는 (1)고에너지 중성입자빔(Neutral Beam, NB)으로 가열되고, (2)자장을 이용하여 가장자리 플라즈마를 처리하는 diverter라는 설비가 갖추어진 토카막들에서만 발견되었으나, 오늘날에는 별도가열 없는 OH방전을 포함한 거의 모든 가열방식과 Diverter 없는 토카막에서도 발견되고 있다.

그러나 현재 알려진 모든 H-mode 방전들의 한가지 공통점은 진공용기가 아주 깨끗하거나 용기내벽을 탄소나 붕소 등으로 피막처리하여, 진공의 순도가 높고 기체재순환(Gas Recycling)특성이 뛰어나야 한다는 점이다.

좀 더 상술하면, 전자에 의한 열손실은 계산치보다 10~100배, 이온에 의한 열손실은 2~3배, 전자-이온을 망라한 입자의 손실은 2~10배 높다. 이는 모든 토카막 플라즈마에 공통적인 관측결과이다. 가장 문제가 되는 것은 異常(Anomalous)수송이란 이름이 의미하듯이 아직도 그 원인을 확실히 알고있지 못하다는 점이다. 한마디로 말하면, 해결책이 아직도 없다는 것이다.

그러나, 특히 지난 5~6년간 전 과학적연구자원을 이상수송과 관련된 분야에 쏟아시피 하였으며, 그 결과 가까운 미래에 원인 규명 및 해결책이 이루어지리라 기대할 수 있는 상황에 와 있다.

그렇게 되면 현재 이상수송을 포함한 비관적 분석에 의한 예측이 획기적으로 개선되어 앞서 약속한 대로 실용화가 당겨지거나 발전효율을 높이는 데 큰 전기를 마련하게 될 것이다.

이상수송에 대한 현재의 이해는 이러하다.

한마디로 신고전수송론은 모든 플라즈마에서 발생하는 갖가지 불안정성에 의한 난류(Turbulence)의 수송효과를 전혀 포함치 않고 있기 때문에 정확한 記述 모델이 못된다. 따라서 의심스러운 불안정성들을 포함한 非線形 난류수송(Turbulent Transport) 모델을 확립하여 실험연구결과와 비교연구되어야 하며 이러한 방향으로 해석적 연구, 슈퍼컴퓨터를 이용한 모의실험, 소형 전문토카막에서의 분업적 연구 등 총력이 경주되어 왔다.

이 결과에 의하면, 문제는 플라즈마 난류가 얼마나 정전적(Electrostatic), 혹은 전자기적(Electromagnetic)인가 하는 질문(정전적이면 전하밀도 搖動(Fluctuation)과 그에 따른 전장요동이 중요해지고, 전자기적이면 전류요동 및 자장요동이 중요해진다. 물론 정전성과 전자기성이 혼재된 난류도 가능하다.)인데 이에 따라 주범으로 지목되고 있는 불안정성으로 테어링모드나 Drift波 등을 꼽을 수 있다.

입자주입법을 이용하면 Murakami한계로 알려진 밀도한계를

연료기체의 입자주입법

연료기체를 냉각하여 직경 수 Micron의 고체입자와 한 뒤 음속의 3~4배의 고속으로 플라즈마 내부로 쏘아주면 고온의 중심근처에 도달할 때만 기화 및 이온화가 일어나게 된다. 따라서 가장자리 플라즈마를 지나치게 냉각시키는 이전의 기체주입(Gas Puffing)에 대비하여 이 방법은

가장자리 플라즈마를 손대지 않으므로 따라서 MHD 안정성에 대한 영향이 상대적으로 적다.

C. Chang et. al., 「The feasibility of pellet re-fuelling of a fusion reactor」, Nuclear Fusion 20, 859 (1980)의 review article 참조.

넘어서서 소위 Reo-Alcator 비례칙과 일치하는 높은 플라즈마 밀도에 이를 수 있다. 이 Murakami한계는 복사손실(Radiative Loss)과 밀접하게 연결된 수송현상의 결과이다.

이러한 맥락하에 현재 焦眉의 관심사 중의 하나는 연료기체의 입자주입(Pellet Injection)에 의한 방전이 왜 실험적으로 관측된 바와 같은 뛰어난 수송특성을 갖는가 하는 것이다. 이에 대하여 Drift파와 옹호론자들은 플라즈마중심(Core)으로 직접 연료공급이 되므로 중심에서 높은 밀도가 되는(Center-Peaked) 밀도분포를 초래하여 Drift파의 증폭을 강력히 억제하기 때문이라는 주장을 펴고 있으며 최근의 활발한 측정연구를 통하여 실험적으로도 많은 근거를 갖게 되었다.

이상을 요약하자면, 난류에 의한 수송을 규명해야 하는 어려운

문제임에도 불구하고 이상수송현상의 이해에 많은 진전이 이루어지고 있으며, 대개 정전적 불안정성을 원인으로 지목하는 방향으로 흐르고 있다는 것이다.

그리하여, 최근에는 연료입자주입에 의한 밀도분포제어가 앞으로의 핵융합로에 필수적인 것으로 인식되어 NET, ITER 등의 프로그램에 모두 포함되어 있으며, 현재도 보다 더 정확한 현상 이해와 기술개발을 목표로 연구가 진행되고 있다. 한가지 시사적인 것은 수소-중수소의 Pellet가공 및 이를 진공상태에서 고속으로 토카막에 사출하는 기술은 작은 나라인 덴마크의 Ris 연구소가 꾸준히 연구개발하여 현재 세계 최고이며, 이 기술을 JET 등에 공급함으로써 EC의 핵융합프로그램에 지분을 확보하고 있을 뿐 아니라 미국에까지 기술지원을 하고 있다는 점이다.

표 1. 토카막제어에 필요한 플라즈마진단기술

측 정 대 상	진 단 기 법	
	현 재	개 발 중
전자밀도분포	多채널 원격외선 간섭분극계통산란, LIDAR	mm-wave reflectometer
전자온도 및 분포	mm-파 hetrodyne 수신기 통산란, LIDAR	LIDAR
플라즈마전류분포, 플라즈마 자장	多채널 원격외선 간섭분극계 이온빔 Zeeman분광계	ECE 분극분석
평균전하(Zeff)	X선분광계	
복사율	bolometer	
핵융합반응율	중성자선속 측정 중성자에너지분광	
플라즈마 전위	중이온빔 탐침(HIBP)	HIBP
알파입자 수송		고속력 mm-파 집합산란
난류수송	mm-파 집합산란 ECE수신기, FIR 간섭계	HIBP mm-wave reflectometer

플라즈마 진단기술

플라즈마를 핵융합에 적합하게 제어하기 위해서는 위의 예와 같은 직접적으로 관련된 기술 이외에도, 핵심적인 플라즈마 물성을 항상 모니터링하기 위한 진단장치가 기본적으로 필요하다. 이를 <표 1>에 요약하였다.

이들 진단기술은 그 자체 고도의 과학적 공학적내용을 갖지만, 상호연관이 큰 대형복합과제가 아니라 독립적이며 자체 완결적 이면서도 전체 핵융합 프로그램에 필수불가결한 특성을 가지므로 작은 나라에서도 전문성을 가지고 연구할 경우 국제공동연구에 실질적으로 참여할 수 있는 한 분야이다.

실제로 EC의 네델란드, 덴마크,

크, 벨지움 등 소국들은 이러한 전략을 통하여 EC Program에 자신의 지분을 확보해 나가고 있다.

앞으로의 전망

공학전문제연구가 주도적역할

현재의 추세와 같이 앞으로도 당분간은 공학분야에 대비되는 과학분야에서는 이상수송의 규명 및 이와 관련된 플라즈마계측 제어기술 개발에 대부분의 연구자원이 투입될 것이다. 그러나 80년대 초반 JET가 가동되고 NET 설계팀이 활동을 시작하면서 활발해진 핵융합 발전로에서의 공학전문제연구는 이제 JET 등 현세대 토카막에서 과학적임계점이 달성되었으며 ITER설계팀이 구성되어 활동을 개시한 현 시점부

터는 더욱 더 활발해 질 것이다.

즉, 일차벽이나 블랭킷문제를 같은 핵심공학문제를 위시하여, 핵융합반응에 따른 부산물인 헬륨이온(알파입자)이 플라즈마 수송에 미치는 영향연구 및 이의 계측·제어기술, 초전도체를 이용한 고효율 토로이달 전자석 개발 등에 더욱 많은 연구자원이 투입될 것이다.

또한 중성자에 의한 구조물, 일차벽 및 블랭킷의 방사화문제, 이를 개선키 위한 세라믹 및 신탄금 등의 소재개발, Decommisioning과 관련된 환경효과(R. W. Conn et. al., 「Status of Fusion: economic, safety, and environmental prospects of fusion reactors」, Nuclear Fusion 30, 1919 (1990)) 등에서도 앞으로 지금보다 더 활발한 연구가

체계적으로 이루어질 것이다.

이를 위하여 국제 핵융합프로그램에 참여하는 선진각국, 특히 부존자원이 적으며 에너지자립이 국가존망에 지대한 의미를 갖는 EC와 일본이 어려운 경제적, 정치적 여건 하에서도 적극적으로 노력하고 있음은 주지의 사실이다. 이러한 공학적측면에 대해서는 해당 전문가께서 자세히 언급해 주시리라 믿으며, 본고에서는 생략코자 한다.

맺 음 말

이제까지의 논의는 다음과 같이 요약할 수 있을 것이다.

토카막 핵융합로의 MHD안정성이나 베타한계 등에 대한 실험적(이론적 이해는 차세대 토카막 및 핵융합원형로의 선정)건설에 적절한 근거를 제공하고 있다. 그러나 이상수송에 대한 이해는 아직 명백한 현실적 해결책을 제시할 수준에 도달해 있지는 않으나, 거의 그러한 단계에 가까와 지고 있다는 느낌은 공감대를 형성하며 연구에 활기를 더해주고 있다 (B. B. Kadomtsev, 「Status of Fusion 1990: Tokamaks」, Nuclear Fusion 30, 1675 (1990) (review article)).

현재의 핵융합로 건설계획 및 설계안은 모두 이상수송에 대한 이해를 배제한 소위 L-Mode 비례칙에 근거를 둔 안전위주의 (Conservative) 예측이므로, 앞으

로 이상수송에 대한 이해 및 이를 제어키 위한 기술개발이 진행됨에 따라 토카막 핵융합로의 효율이나 경제성은 크게 개선될 것이며, 그 시점에 따라서는 핵융합 에너지의 상용화를 앞당길 수도 있을 것이다.

토카막 플라즈마의 계측 및 제어와 직접 관련된 것은 아니나, 본격적인 핵융합발전로에 밀접히 관련된 1차벽, 블랭킷, 초고진공 재료, 저방사화 세라믹 및 합금 등 제반 공학적 문제들은 장기적 계획에 입각하여 차근차근 진행되고 있다.

즉 차세대 토카막인 NET의 기본설계가 마무리 되어가고 있고, 핵융합원형로인 ITER 설계팀이 본격활동을 개시하였으며, JET나 TFTR과 같은 현세대 실험로가 계획된 그 임무의 마지막 단계인 중수소-삼중수소 반응실험을 곧 시작할 예정으로 있는 현시점에 적절하게도 이러한 공학적 문제 해결을 위한 조직적이고 본격적인 인력 및 예산 등 연구자원의 투자가 시작되고 있다. 실용화에 대비하는 본격적인 공학적 연구가 핵심적인 역할을 하며 전체를 주도하게 되는 종합적 과학기술 과제로서 핵융합이 진지하게 추진되고 있는 단계에 와 있다.

여기서 우리나라가 취할 수 있는 연구전략에 대하여 잠깐 생각해 보고자 한다. 대형토카막을 포함한 총체적인 핵융합프로그램은 일본, 미국 등 강대국에서만 가능

한 것이므로 이들 국가를 제외하면, 이태리, 화란, 덴마크와 같은 작은 EC국들의 전략은 우리에게 시사하는바 크다. 즉 대외적으로 전문성을 담보할 수 있을만한 인력과 기술수준을 가진 분야를 선택 육성한 뒤, 이를 통하여 국제 공동연구나 지역공동연구에 기여하며 반대급부로 전체 프로그램의 성과에 대하여 일정한 지분을 확보하는 것이다.

우리로서 이러한 전략이 가능한 분야는 플라즈마 진단기술 개발, 이상수송의 이론과 실험적 연구 및 발전로 1차벽용 신소재 개발 등을 들 수 있을 것이다. 이러한 전략적연구에 못지않게, 그 시의성 및 전문성을 확보하기 위하여 첫째로 중형규모 토카막의 자체적운영을 통하여 국제적 연구 추세에 지나치게 낙후되지 않게 노력하는 것과 아울러, 둘째, 명백하게 임무가 정의된 전문화된 소형토카막 연구가 활성화 되어야 할 것이다.

이러한 전체전략은 대형토카막을 독자적으로 운영중인 선진국에서는 물론이고, 앞서 예로 든 EC의 작은 나라들 뿐 아니라, 80년대에 이르러서는 중국, 인도, 브라질 등의 개발도상국에서조차도 채택하여 실천되고 있다. 이들 국가가 모두 원자력산업이 상대적으로 활발한 나라들인 점도 우리에게 시사하는 바 크다.