

토카막 핵융합 플라즈마 연구의 현황과 전망  
장호진, 허남일, 박현기, 최인식, 김병철, 이경수, 정기정  
핵융합센터 ITER 사업단

Present Status and Prospect of Tokamak Fusion Plasma Research  
H. G. Jhang, N. I. Her, H. K. Park, I. S. Choi, B. C. Kim, G. S. Lee, K. J. Jung  
National Fusion Research Center, ITER-Korea Office

1. 서론

지구상에서 핵융합 반응을 일으켜 가용 에너지를 창출하려는 노력은 1950년대에 구소련에서 시작된 이후 현재까지 지속적으로 진행되어 왔다. 이러한 핵융합에너지는 자원의 무한성, 에너지를 얻는 과정의 친환경성, 그리고 발전소 운전과 방사능 안정성 등의 요인에 기인하여 인류 미래의 궁극적 에너지원으로 각광받고 있다. 핵융합 반응은 가벼운 원자핵 두 개가 결합하여 무거운 원자핵을 생성할 때 발생하는 미세한 질량 차이가 생성물의 운동에너지로 전환되면서 에너지 이득이 발생하는 과정이다. 지구상 핵융합 반응은 상대적으로 높은 핵융합 반응률 때문에 중수소 (D)-삼중수소 (T) 반응,



을 이용한다. 이 반응에서 중성자 (n)와 헬륨원자핵 ( $\alpha$  입자)은 각각 14 MeV 및 3.6 MeV의 운동 에너지를 가지고 생성된다.

열핵융합 반응은 양전하를 띤 원자핵을 초고온으로 가열하여 원자핵 사이의 쿨롱 반발력을 극복하고 핵융합 반응을 지속적으로 일으키도록 하는 과정이다. 이러한 초고온 상태에서 물질은 플라즈마 상태가 된다. 열핵융합 반응을 지구상에서 성공적으로 구현하기 위해서는 핵융합 반응률을 높여야 하며 이는 (1) 플라즈마 밀도 (n), (2) 온도 (T), 및 (3) 에너지 밀폐시간 ( $\tau$ )의 증가를 요구한다. 따라서 핵융합 플라즈마의 성능은 일반적으로 삼중곱  $nT\tau$ 로 나타낸다. 중수소-삼중수소 반응에서 외부 가열 없이 고에너지 알파입자에 의하여 플라즈마 연료의 가열이 진행되는 핵융합 점화조건을 달성하기 위해서는 Lawson의 판단기준으로 알려진

$$nT\tau > 5 \times 10^{21} \text{ m}^3 \text{keVsec} \tag{2}$$

을 만족하여야 한다[1]. 모든 핵융합 실험은 Lawson 판단기준의 충족이라는 목적하에서 진행된다.

자장밀폐핵융합은 자기장이 있을 때 하전입자가 선회운동을 하면서 속박되는 성질을 이용하여 플라즈마를 밀폐하는 방식이다. 플라즈마 밀폐를 위한 자기장은 외부 코일에 전류를 흘림으로써 얻는다. 플라즈마 입자의 3차원 밀폐는 토로이드 모양의 자기장 다발을 만들면 얻을 수 있고 따라서 대부분의 자장밀폐핵융합장치는 토로이드 형태를 취한다. 그러나 토로이드 코일을 이용한 자기장은 그 기하학적 구조상 극각단면 (poloidal cross-section) 상에서 비균질하며 이는 결국 플라즈마 안정성을 파괴하여 플라즈마 밀폐를 즉각적으로 파괴한다. 따라서 플라즈마를 안정적으로 가두기 위해서는 토로이드 자기장 이외에 극각 자기장 (poloidal field)이 추가로 필요하고 이러한 극각 자기장을 얻는 방식에 따라 토로이드 형태의 자장밀폐핵융합 장치는 크게 토카막과 스텔러레이터 방식으로 나뉜다.

토카막은 플라즈마 내부에 전류를 흘려서 플라즈마 밀폐에 필요한 극각 자기장을 발생시킨다. 토카막 내부 자기장은 외부 코일에서 발생하는 자기장 (토로이드 자기장)과 플라즈마 전류에 의한 자기장 (극각 자기장)의 합으로 주어지며 자속면을 나선형으로 선회하면서 플라즈마가 밀폐용기 벽에 닿지 않도록 한다 (그림 1). 토카막 장치는 플라즈마 성능의 우수성으로 인하여 현재 핵융합

연구의 중심에 서 있는 장치이며 현재까지 제안된 많은 자장밀폐핵융합 장치 중 상용핵융합로의 가능성이 가장 큰 장치로 전망되고 있다.

1968년 구소련의 T-3 토카막 장치가 당시 미국의 스텔러레이터 장치에 비해 10배의 성능을 보이는 것이 확인되면서 전세계적으로 확산된 토카막 플라즈마 연구는 이후 1984년 독일 ASDEX-U 장치의 H-모드 운전[2] 발견을 기점으로 1990년대에 비약적으로 발전하였다. 특히 세계 3대 토카막 장치로 일컬어지는 미국의 TFTR, 유럽연합의 JET, 일본의 JT-60U 장치에서 에너지 증폭율 (= 핵융합에너지/외부가열에너지) 1 이상을 상회하는 실험결과들을 산출하면서 대용량 핵융합에너지 생산의 가능성을 보여주었고 이러한 실험연구 결과에 따른 자신감을 바탕으로 핵융합에너지를 이용한 전기생산의 과학적, 기술적 가능성을 실증하기 위하여 범세계적으로 국제열핵융합로 (ITER) 프로젝트가 수행되었다. 우리나라에서도 1995년부터 차세대초전도핵융합연구장치 (KSTAR) 토카막 건설을 시작으로 본격적으로 토카막 핵융합 연구에 착수하였다.

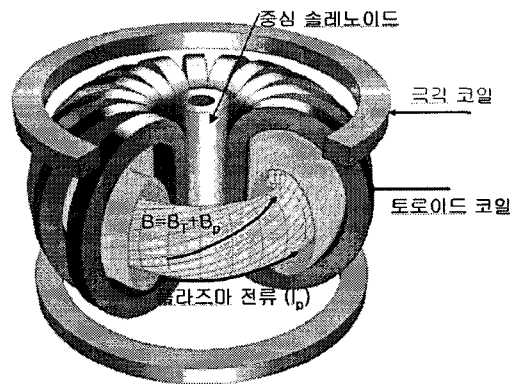


그림 1. 토카막 자기장 및 코일 개요

본 논문에서는 이러한 토카막 플라즈마 핵융합 연구의 최신 연구동향을 소개하고 아울러 ITER 장치와 ITER 이후 실제 핵융합로 설계 및 건설을 위해서 선결되어야 하는 플라즈마 물리학적 연구 과제에 대하여 고찰하고자 한다.

## 2. 토카막 플라즈마 핵융합 연구의 최신동향

핵융합 플라즈마 연구는 플라즈마 발생, 가열 및 밀폐의 문제로 귀착된다. 한정된 공간 안에 초고온 입자를 밀폐함에 따라 토카막 플라즈마는 본질적으로 열역학적 비평형 상태로 존재한다. 이러한 열역학적 비평형성에 기인하여 토카막 플라즈마는 밀폐 파괴의 원인이 되는 다양한 형태의 자유에너지를 가지며 자유에너지가 플라즈마의 운동에너지로 전환되면서 밀폐는 파괴된다. 서론에서 언급한 삼중곱 각각의 인자인 밀도, 온도, 밀폐시간은 각각 그 한계치를 가지고 있어 핵융합 장치 운전의 제한요소로 작동한다. 따라서 토카막 핵융합 연구의 근본 목적은 밀폐에 영향을 주는 물리적 요인을 파악하고 더 나아가 이러한 요인을 제어하여 운전영역의 확장을 도모하여 궁극적으로 식 (2)에 주어진 Lawson 판단기준을 만족하는 안정한 플라즈마를 얻는 것을 목표로 한다고 볼 수 있다.

토카막 실험에 필요한 연료는 통상적으로 플라즈마 인저리에서 연료기체를 분사 (gas puffing) 하여 공급한다. 이러한 기체분사 방식 연료주입으로 얻을 수 있는 플라즈마 밀도는 Greenwald 제한밀도 ( $n_G$ )로 알려진,

$$n < n_G = I_p / \pi a^2 (10^{20} \text{ m}^{-3}) \quad (3)$$

관계식을 따름이 실험적으로 알려져 있다. 여기서  $I_p$ 는 플라즈마 전류 (MA) 그리고  $a$ 는 플라즈마

부반경 (m)을 각각 의미한다. 이러한 플라즈마 밀도 제약조건은 극각면에 비균질한 복사형 불안정성 (MARFE)에 기인한다고 알려져 있다[3]. 플라즈마 밀도 증가는 성능과 밀접하게 연관되므로 (ITER 및 핵융합로는 1~1.5nG에서 운전하여야 한다) nG 이상으로 밀도를 증가시키기 위한 노력이 지속되었으며 최근에 플라즈마 삼각도 (triangularity) 증가나 혹은 기체분사가 아닌 총알 (pellet) 형태로 연료를 플라즈마 내부에 주입함으로써 1.5nG 운전을 성공적으로 수행한 결과가 발표되었다.

플라즈마 온도를 증가시키면 열에너지가 커지고 이는 자유에너지의 증가로 이어져 플라즈마의 불안정성을 야기한다. 토카막 플라즈마의 열에너지 척도로는 보통 밀폐자기장 에너지에 대한 열에너지의 비로 정의되는  $\beta=2\mu_0 T/B^2$  변수를 사용한다. 여기서 B와  $\mu_0$ 는 밀폐 자기장의 세기 및 진공의 투자율을 각각 의미한다.  $\beta$  값이 어떤 임계값을 초과하면 이상자기유체역학적 (Ideal Magneto Hydrodynamic, MHD) 안정성 조건을 위배하게 되어 심할 경우 플라즈마 붕괴를 초래한다. 따라서 이러한  $\beta$  임계값의 존재는 토카막 플라즈마 운전에도 하나의 제약조건을 부여한다.

이상자기유체역학적 불안정성의 성장시간은 통상적인 토카막 실험조건에서  $10^{-6}$  초이므로 플라즈마는 불안정성이 나타나자마자 곧 붕괴한다.  $\beta$  한계를 극복하여 플라즈마 성능을 향상하려는 시도는 1990년대 이후 지속되어 중요한 연구결과들이 지속적으로 발표되었다. 대표적인 사례는 플라즈마의 에너지 손실과 플라즈마 회전의 결합은 안정한 운전영역을 확장한다는 이론[4] 및 실험적 [5] 사실의 발견이다. 중성입자빔 (NBI)을 주사하면 플라즈마에 토로이드 방향으로 운동량을 인가할 수 있고 이러한 운동량 전이에 따른 빠른 회전은 이상자기유체역학적  $\beta$  한계를 초과한 토카막 플라즈마 운전을 가능하게 한다. 또 다른 중요한 연구 성과는 불안정성의 능동적 제어방법을 개발한 것이다. 진공용기나 기타 전도체가 플라즈마 주위에 있으면 도체에 와전류가 유도되어 플라즈마 불안정성 성장시간이 전도체의 L/R 시간으로 늘어나게 된다. 이를 저항성 벽모드 (Resistive Wall Mode, RWM)라고 하며 여기서 L (R)은 전도체의 자체유도계수 (저항)을 각각 의미한다. 보통 토카막 전도체의 L/R 시간은 10~100 msec 이므로 현대 제어공학 기술이 이용하면 이러한 시간 내에서 플라즈마 불안정성을 제어할 수 있다. 이러한 방법으로 플라즈마의  $\beta$  한계를 극복하려는 노력은 1990년대 이후 미국 DIII-D 장치를 중심으로 계속되어 왔으며 장시간 운전을 목표로 하는 차세대 토카막 장치들에서는 보다 개선된 형태로 RWM 제어가 실현될 수 있을 것으로 전망된다.

자기장에 속박되어 있는 플라즈마 입자는 실제로는 충돌, 표류, 난류 등을 통하여 자기장을 가로질러 빠져나가 결국 플라즈마를 감싸고 있는 용기벽과 충돌한다. 토카막 플라즈마의 에너지 밀폐시간이 거의 플라즈마 난류에 의하여 결정된다는 사실은 토카막 실험 초기부터 알려져 왔다[6]. 플라즈마 난류에 의한 양이온의 에너지 손실은 이온온도구배 (Ion Temperature Gradient)에 의한 정전표류파 (electrostatic drift wave) 불안정성에 기인한다[7]. 따라서 플라즈마 난류수송에 의한 이온 에너지 밀폐시간에 관한 연구는 ITG 모드에 관한 연구를 중심으로 진행되어왔다. 플라즈마 난류수송은 현재까지 이론적으로 명확히 규명되지 않고 있지만 수십년 간의 토카막 실험으로부터 얻어진 경험법칙을 통하여 ITER 장치 등 차세대 대형장치 설계에 외삽하는 것이 현재 가능하다 (그림 2). 또한 최근 대용량 병렬 계산의 발달로 입자 전산시뮬레이션을 통하여 플라즈마 난류의 형성 및 플라즈마 밀폐에 관한 해답을 컴퓨터 시뮬레이션을 통하여 발견하고 있다[8]. 향후 보다 발전된 컴퓨팅 파워를 이용하면 3차원 입자시뮬레이션을 통하여 난류수송의 진실에 보다 근접할 수 있으리라 예상되며 이를 이용하여 토카막 핵융합로 조건에서의 수송현상에 대한 보다 진보된 예측이 가능할 것으로 보인다. 최근에는 이온에너지수송에서 한걸음 나아가 전자에너지수송 및 입자수송에 관한 연구도 활발하게 진행되고 있다[9].

플라즈마 난류수송 연구는 ASDEX-U 장치에서 발견된 H-모드[2] 운전의 원인을 밝히는 과정에서 비약적으로 발전하였다. H-모드 플라즈마는 언저리 부근에서 반경방향으로 강한 전기장 구배를 형성하며 이러한 전기장 구배에 의하여  $E \times B$  층밀림 ( $E \times B$  shear) 회전이 유도된다.  $E \times B$  층밀림 회전은 플라즈마 난류의 맴돌이를 찢어 반경방향 상관길이 (correlation length)를 감소시키고 이는 결과적으로 에너지수송의 저하로 나타난다[10]. 이러한  $E \times B$  층밀림 이론은 실험적인 많은 관측 사실

과 부합하기 때문에 현재 과학적 사실로 받아들여지고 있다. H-모드 운전은 1990년대를 거치면서 전세계의 거의 모든 토카막 장치에서 재현되었으며 현재 ITER 장치의 기준운전모드로 확정되어 있다. H-모드 운전을 성공적으로 수행하려면 H-모드에 수반하는 언저리 불안정성 (Edge Localized Mode, ELM)을 이해하여야하며 따라서 1990년대 말에서 현재에 이르기까지 ELM의 정체성 및 성질을 규명하고 ITER 플라즈마에 외삽하기 위한 연구가 활발하게 진행되어왔다[11].

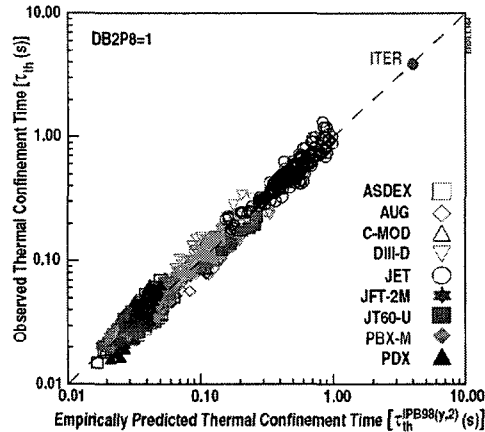


그림 2. 경험칙에 의한 에너지 밀폐시간 및 ITER 플라즈마로의 외삽

H-모드 운전과 더불어 고성능 토카막 (Advanced Tokamak) 운전의 또 다른 후보로 각광받는 것은 내부수송장벽 (Internal Transport Barrier, ITB)을 가지는 토카막 운전모드이다. H-모드가 플라즈마 언저리 부근에 수송장벽을 갖는데 비해 ITB 플라즈마는 수송장벽이 플라즈마 내부에 존재한다. ITB 운전은 플라즈마 전류밀도 구배와 밀접하게 연관되어 있는 것으로 밝혀졌으며 H-모드와 같이  $\mathbf{E} \times \mathbf{B}$  층밀립 이론을 이용하여 ITB 형성을 설명하고 있다. 이러한 사실에 고무되어 최근에는 H-모드 운전을 개량하여 보다 고성능 운전을 얻기 위한 다양한 운전모드들이 개발되었다. 대표적인 예로는 ITB와 H-모드 운전을 결합하여 플라즈마 운전성능을 H-모드에 비해 대략 2배 정도 향상시킨 향상된 H-모드 운전 (Improved H-mode)[12]과 신고전 찢어짐 모드 (Neoclassical Tearing Mode, NTM) 예방을 통한 플라즈마 성능향상을 꾀하는 복합운전시나리오 (Hybrid scenario) 등을 들 수 있다[13]. 현재 운전중인 중대형 토카막 실험 결과를 ITER 장치로 외삽하는 이론적, 실험적 연구가 전세계적으로 활발하게 진행되고 있다. 이러한 노력을 통하여 토카막 플라즈마 밀폐의 전통적인 문제에 대한 물리학적 이해에 한걸음 더 나아갈 수 있을 것으로 전망된다.

#### 4. 핵융합로 물리학 연구과제

토카막 플라즈마 밀폐에 관한 물리학적 이해는 ITER 장치 및 이후의 상용핵융합로 설계와 운전에 결정적인 역할을 담당한다. 상용핵융합로 건설을 위해 KSTAR 등 차세대 연구장치와 ITER 장치에서 수행하여야 하는 중요한 물리학적 과제로는 (1) 정상상태 고성능 토카막 운전 실현, (2) 고에너지 알파입자 밀폐 및 플라즈마 운전에 미치는 영향 연구, (3) 자기유체역학적 안정성 제어 및 플라즈마 붕괴 회피, 그리고 (4) 고성능 플라즈마 실시간 제어 등을 꼽을 수 있다.

토카막 장치 운전을 위해서는 지속적인 플라즈마 전류가 필요하다. 통상적인 토카막 운전에서 플라즈마 전류는 그림 1.에 주어진 중심 솔레노이드 전류의 급격한 변화에 의한 유도기전력 발생을 통하여 얻어진다 (유도방식 운전). 그러나 플라즈마 저항의 존재로 전류는 계속적으로 감소하므로 결국 이러한 유도방식 운전만으로는 토카막 장치는 펄스 형태로 외에는 운전이 어려운 단점이 있다. 상용핵융합로를 건설하려면 토카막 장치를 연속적으로 운전하여야 하므로 이러한 단점을 극복하려면 외부에서 플라즈마 전류를 연속적으로 구동할 필요가 있다. 다행히 플라즈마 압력

구배는 부트스트랩 전류라는 자체 전류를 생성하므로 부트스트랩 전류를 제외한 나머지 성분은 외부에서 중성입자빔이나 라디오파(Radio Frequency Wave)를 인가하여 얻을 수 있다. 고성능 토카막 운전이란 높은 플라즈마  $\beta$ , 높은 부트스트랩 전류를 갖는 토카막 플라즈마를 연속적으로 운전함을 의미한다. 이러한 고성능 플라즈마의 정상상태 운전은 KSTAR를 비롯한 차세대 토카막 장치의 핵심 연구목표이다. JET, DIII-D, JT-60U, ASDEX-U 등의 장치에서 기간에 많은 연구 진척이 있었으며 ITER 장치에서는 연소 플라즈마(burning plasma) 환경에서 이러한 실험을 수행할 예정이다.

ITER 장치에서는 핵융합 반응에 의하여 고에너지 알파입자가 생성된다. 이러한 고에너지 입자의 밀폐 및 플라즈마에 미치는 영향은 현재까지 경험하지 못한 물리학적 사안으로 ITER 장치에서만 연구가 가능하다. 알파입자는 비록 그 수는 상대적으로 적지만 높은 에너지 때문에 플라즈마 수송, 안정성 등에 직접적으로 영향을 주리라고 예측되고 있다. 또한 이러한 고에너지 알파입자를 플라즈마 가열을 위해서 충분히 오랜 시간동안 밀폐하는 문제도 대두되고 있다. 알파입자가 야기하는 집단적 불안정성이 과연 핵융합로 조건에서 심각한 문제를 초래할 것인지에 대한 근본적 연구가 ITER 플라즈마 실험 연구를 통하여 밝혀질 것으로 예상되며 이는 ITER 플라즈마 실험에서 핵심목표의 하나로 자리매김하고 있다.

제 3장에서 기술한 바와 같이 플라즈마  $\beta$ 를 증가시켜서 고성능 토카막 운전을 실현하기 위해서는 이상자기유체역학적 안정성 경계를 넘어 플라즈마를 운전해야한다. 따라서 RWM 제어계 개발 및 플라즈마 연소 환경하에서 안정적 제어는 경제성있는 상용핵융합로를 건설하기 위해서는 반드시 극복하여야 할 과제이다. 현재 ITER는 이 문제 해결을 위해서 18개의 오차보정 및 RWM 제어 코일을 설계에 반영하고 있다. 또한 H-모드 운전조건에서  $\beta$ 를 증가시키기 위해서는 전술한 NTM 제어가 필수적인 것으로 밝혀졌으며 이를 위해서는 유리수 자속면에 국부적으로 전류를 흘려주어야 한다. 현재 전자공명 전류구동(Electron Cyclotron Current Drive, ECCD)을 통하여 NTM 제어 문제를 해결하고자 하고 있으며 DIII-D와 ASDEX-U의 결과에 의하면 결과는 낙관적이지만 ITER 토카막 플라즈마로의 외삽이 성공적이기 위해서는 보다 면밀한 연구가 필요하다고 보여진다.

앞에서 언급한 정상상태 운전과 안정성 제어를 위해서는 신뢰성있는 플라즈마 제어계의 설계와 운영이 필수적이다. 향후 플라즈마 제어계는 위치, 모양, 플라즈마 전류 등 플라즈마 평형 제어 뿐만 아니라 MHD, 운동학적 변수, 플라즈마 붕괴 등을 통합적으로 제어할 수 있어야 한다. 또한 장시간 운전을 위해서는 토카막 운전 성능을 스스로 판단하여 실험 이전에 설정한 목표 달성이 어려울 경우 실험 목표를 자체적으로 갱신하여 운전성능을 최대화 하는 성능최적화 제어 방식이 특히 ITER와 같은 장시간 고비용 플라즈마 운전을 위하여 필요하다. 이러한 지능제어시스템의 성공적 개발 및 운전은 향후 건설된 핵융합로 운전의 신뢰성을 담보함에 있어 중요한 요소가 될 전망이다.

토카막 상용핵융합로는 수십여 년의 실험에서 획득한 토카막 플라즈마 행동에 관한 현재 지식과 향후 ITER 장치 실험을 통하여 얻을 것으로 예상되는 연소 플라즈마 경험 및 물리학적 지식을 근간으로하여 추진될 것이다. 현재 유럽, 미국, 일본 등에서 주도하고 있는 핵융합에너지 지름길 정책[14]의 최우선 과제는 핵융합로 공학설계를 위한 핵융합로 재료에 관한 연구와 더불어 상술한 AT 운전시나리오를 차세대 연구장치 및 ITER 장치에서 구현하는 것이다. 따라서 AT 운전목표 달성을 위한 토카막 플라즈마 연구는 상용핵융합로 건설을 위한 노정에 중요한 역할을 담당하고 있으며 현존 장치 및 차세대 장치에서 꾸준히 연구되어야 할 것이다.

## 5. 결 론

토카막 플라즈마 과학연구는 지난 60여년 간의 연구결과에 힘입어 많은 진보를 이루어냈다. 토카막 핵융합로 건설을 위해 필수적인 플라즈마 수송 및 안정성 등 전통적인 밀폐 문제에 대하여 다방면으로 많은 진보를 이루었고 또한 미해결 과제에 대해서는 많은 실험결과를 반영한 경험법

칙을 보유하고 있다. 이러한 경험과 자신감을 바탕으로 현재 우리나라를 포함한 세계 7개국이 토카막 방식 핵융합로의 과학적, 기술적 타당성 실증을 위해 ITER 장치의 공학설계를 마치고 장치 건설을 목전에 두고 있다. ITER 장치의 기준 운전모드는 지난 20여년 간의 실험으로 현존 장치에서 다량의 경험과 데이터를 보유하고 있는 H-모드 운전이다. 또한 ITER 크기 정도의 상용핵융합로 건설과 운전을 위하여 필요한 고성능 토카막 운전 실험도 하나의 대안으로 두고 운전계획을 설정하고 있다. ITER 장치는 이후 이어질 것으로 예상되는 DEMO 장치 등에서의 운전에 필수적인 연소 플라즈마 성질 및 제어에 관한 기본 데이터를 제공할 것으로 기대된다.

핵융합에너지 개발을 앞당기기 위한 지름길정책이 성공하기 위해서는 핵융합로 재료 등 공학적 내용과 더불어 고등 토카막 운전의 실현이 필수적이다. 이미 기존 장치를 통해서 구현된 많은 고성능 운전모드를 현재 완공을 앞두고 있는 KSTAR, EAST, NCT 등 차세대 핵융합장치들에서 정상상태로 실현하고 이러한 경험이 ITER 장치 운전에 활용되어 고성능 핵융합 플라즈마 운전이 실현된다면 토카막을 이용한 상용핵융합로 개발계획은 보다 큰 확신을 가지고 추진될 수 있을 것이다.

## 6. 참고문헌

1. Wesson, J.; Tokamaks, Clarendon Press - Oxford, 1997, 11
2. Wagner, F; Becker, G.; Behringer, K. *et al.*, Regime of Improved Confinement and High Beta in Neutral-Beam-Heated Divertor Discharges of the ASDEX Tokamak, Phys. Rev. Lett., 1982, 49, 1408-1412
3. Lipschultz, B.; LaBombard, B.; Marmor, E.S. *et al.*, MARFE : An Edge Plasma Phenomena, Nucl. Fusion, 1984, 24, 977-989
4. Bondeson, A.; Ward, D.J.; Stabilization of External Modes in Tokamaks by Resistive Walls and Plasma Rotation, Phys. Rev. Lett. 1994, 72, 2709-2712
5. Garofalo, A.M.; Strait, E.J.; Johnson, L.C. *et al.*, Sustained Stabilization of the Resistive-Wall Mode by Plasma Rotation in the DIII-D Tokamak, Phys. Rev. Lett. 2002, 89, 235001
6. Liewer, P.C., Measurements of Microturbulence in Tokamaks and Comparisons with Theories of Turbulence and Anomalous Transport, Nucl. Fusion, 1985, 25, 543-621
7. Horton, W., Drift Waves and Transport, Rev. Mod. Phys., 1999, 71, 735-778
8. Lin, Z; Hahm, T.S.; Lee, W.W. *et al.*, Turbulent Transport Reduction by Zonal Flows: Massively Parallel Simulations, Science, 1998, 281, 1835-1837
9. Jenko, F., Heat and Particle Transport in a Tokamak: Advances in nonlinear Gyrokinetics, Plasma Phys. Control. Fusion, 2005, 47, B195-B206
10. Biglari, H.; Diamond, P.H.; Terry, P.W., Influence of Sheared Poloidal Rotation on Edge Turbulence, Phys. Fluids B 1990, 2, 1-4
11. Huysmans, G.T.A., ELMs: MHD Instabilities at the Transport Barrier, Plasma Phys. Control. Fusion, 2005, 47, B165-B178
12. Gruber, O.; Wolf, R.C.; Dux, R. *et al.*, Stationary H-Mode Discharges with Internal Transport Barrier on ASDEX Upgrade, Phys. Rev. Lett., 1999, 30, 1787-1790
13. Sips, A.C.C.; Conway, G.D.; Dux, R. *et al.*, Progress Towards Steady-State Advanced Scenarios in ASDEX Upgrade, Plasma Phys. Control. Fusion, 2002, 44, A151-157
14. Cook, I.; Taylor, N.; Ward, D., *et al.*, Accelerated Development of Fusion Power, UKAEA Report FUS 521, 2005