KSTAR 핵융합 플라즈마의 장시간 정상 상태 지속을 위한 고성능 제어 연구

DOI: 10.3938/PhiT.26.045

한상희 · 전영무 · 윤시우

Selected Studies on Accessing to Long-pulse, Steady State Discharges in KSTAR

Sang-hee HAHN, Youngmu JEON and Si-Woo YOON

Selected recent research progress of KSTAR is discussed on accessing to long-pulse, steady-state discharges. A brief summary of strategies on the magnetic control required for the establishment of various stable discharges. Based on a discovery of pulse scenarios with highly non-inductive current drives, demonstrations of more than 1-minute long pulses are done repeatedly. Physics of fast ion transport explained a cause of hotspot generations on the outboard poloidal limiters, as well as practical methods of avoiding the excessive heat-load.

머리말

핵융합 발전은 원자번호가 가장 낮은 두 원자핵, 주로 중수소-중수소 혹은 중수소-삼중수소가 높은 온도에서 융합 시 질량-에너지 증가 법칙에 의해 생성되는 질량결손 에너지를 이용해 전기를 생산하는 기술로서, 연료가 거의 무한정이며서도 멜트다운 위험성이 없는 장점이 발전 기술로서의 매력이다. 1950년대 러시아에서 최초의 개념이 등장한 이후, 핵융합 연구장치는 크게 자기핵융합(magnetic fusion)과 관성핵융합(in-

ertial confinement fusion)으로 나뉘고, 자기핵융합에서 중대형 장치로 정립된 방식은 토카막(tokamak)과 스텔러레이터(stellarator)가 있다. 각 방식에는 나름의 장단점이 있으나, 핵융합 발전의 공학적 균형점을 실증하기 위한 국제 핵융합 프로젝트 ITER^[1,2](International Thermonuclear Experimental Reactor)에 토카막 방식이 채택되면서 ITER와 유사한 구성의 핵융합 연구장치의 역할이 실제적 문제 해결 및 기술 선도에 있어 매우 중요하게 되었다. 대한민국의 기술로 2007년도 9월 완공 후 지난 10여 년간 핵융합 관련 실험을 지속적으로 진행해 온, 토카막 방식의 핵융합 연구장치인 KSTAR^[3](Korea Superconducting Tokamak Advanced Research)는 초전도 자석, 이중 진공용기, 인베셀(in-vessel) 제어용 코일 등을 채택하여 ITER와 매우 유사한 장치 구성을 가지고 있으므로, 관련 플라즈마 제어 연구 및 분야 선도에 매우 유리한 연구장치이다. 본 기사에서는 최근에 KSTAR에서 수행한 장시간 플라즈마 지속 실험의 몇 가지 특징을 기술함으로써 관련 연구 현황과 향후 방향을 살펴보려 한다.

전류 및 형상 제어 연구

토카막 방식의 자기핵융합은 수 keV에서 많게는 10 keV 이상의 초고온 플라즈마를 생성, 도넛 모양의 고자장에 가두어 유지한다는 개념이 핵심으로, 도넛 모양의 자장 형태를 구성하기 위해 장치가 제공하는 높은 토로이달(toroidal) 자장 이외에도 플라즈마 전류로 인해 형성되는 폴로이달(poloidal) 자장을 필요로 한다.

이렇게 생성된 플라즈마를 가두고 성능을 유지하기 위해 제어 기술이 요구되는데, 자기장을 이용하는 핵융합의 경우 플라즈마를 생성, 유지하고 끄는 가장 기본이 되는 제어 기술이 바로 전류 및 형상 제어기술이다. 앞서 기술했듯, 토카막 방식의 핵융합

저자약력

한상희 박사는 2005년 KAIST 물리학과에서 박사학위를 취득 후 2006년부터 국가핵융합연구소(NFRI)에 근무하며 KSTAR의 플라즈마 제어 시스템 구축 및 제어 기법 개선 연구에 주로 기여해 왔다. 현재 동 연구소 소재 KSTAR 연구센터 책임연구원 및 과학기술연합대학원대학교(UST) 겸임교원으로 재직 중이다. (hahn76@nfri.re.kr)

전영무 박사는 2006년 서울대학교 원자핵공학과에서 박사학위를 취득하였으며, 같은 해 3월 시작하여 현재까지 국가핵융합연구소에 재직 중이다. 현재는 책임연구원으로서 고성능시나리오연구팀에서 핵융합 플라즈마의 고성능 운전시나리오 개발 및 물리기자 연구를 수행 중이다.

윤시우 박사는 2003년 독일 뮌헨공대 물리학과에서 핵융합플라즈마 실험 물리연구로 박사학위를 취득한 후 현재 KSTAR 토카막 플라즈마의 수송/안정성/운전시나리오 관련 연구를 수행 중이다.

REFERENCES

- [1] homepage: <http://www.iter.org>.
- [2] K. J. Jung, Phys. High Technol. **19**(12), 14 (2010), doi:10.3938/PhiT.19.062.
- [3] G. S. Lee, J. Kim, S. M. Hwang, et al., Nucl. Fusion **40**, 575 (2000).

유지에는 플라스마 전류의 생성이 필수적이다. 플라스마 전류를 생성하는 방식에는 폴로이달 코일을 사용, 자기 유도(magnetic induction)의 원리에 따라 발생하는 플라스마에 줄(Joule)열을 공급함으로써 전류를 증감하는 유도 전류구동(inductive current drive) 방식과, 중성입자빔 또는 라디오파(RF) 가열과 플라스마 사이의 상호작용을 이용하여 전류를 유도하는 비유도 전류구동(non-inductive current drive) 방식이 있다. 통상적으로 토카막 핵융합 플라스마의 발생 및 초기 전류 구동은 유도 방식을 사용하는데, 이는 비유도 전류구동의 경우 적절한 밀도와 온도의 플라스마가 이미 생성되어 있지 않으면 가열 소스와와의 충분한 상호작용 및 구동 효율이 보장되지 않기 때문이다.

유도전류구동은 비교적 짧은 시간과 적은 에너지로 플라스마 전류를 생성할 수 있지만, 이 방법으로 생성할 수 있는 전류의 최대량 및 펄스의 길이는 폴로이달 코일로 공급할 수 있는 최대 자속 및 일주전압에 의해 제한된다. KSTAR를 비롯해 2000년대 중반에 건설된 주요 중형 토카막에서 채택된 초전도 자석의 채용은 가용한 전자석 전류 최대량을 한 단계 높였을 뿐 아니라 코일 자체의 온도 상승으로 인한 장치 운전의 제한 시간을 몇 배 이상 늘려 주었지만, 초전도 상태에서 자속 변화에 필연적으로 수반되는 교류손실(AC loss) 때문에 높은 일주전압을 지속적으로 만들기에는 또한 불리한 점이 있다.

따라서 보다 긴 시간 플라스마를 유지하기 위해서는 유도전류구동으로 일정 수준의 전류를 발생한 뒤, 중성입자빔 또는 전자기파 가열 소스를 사용하여 비유도 전류구동의 비율을 높이고 일주전압을 최소화하는 방향으로 제어 설계를 하는 방식이 최적의 방법으로 제안된다.

형상 제어의 경우 자기진단(magnetic diagnostics) 및 실시간 EFIT^[4] 재구성(real-time Equilibrium Fit Reconstruction)^[5]으로 진단된 플라스마의 경계면 혹은 중심 위치를 기준으로 하여 플라스마 별크의 위치 및 벽과의 거리, 자장의 saddle point 위치 등을 미리 정의된 제어 포인트 에러를 피드백하는 방식으로 주변의 폴로이달 코일 및 인베셀(in-vessel) 코일을 움직여 제어하게 된다. 그림 1에 KSTAR의 단면과 사용되는 코일의 위치를 도시하였다. 실시간 EFIT 재구성 알고리즘은 EFIT의 방식을 따라 Grad-Shafranov 방정식을 만족하는 33×33 격자 포인트에서의 자속 값을 도출하고, 이에 따라 플라스마의 경계면, 전류 프로파일 및 형상 제어에 필요한 제어 포인트에서의 피드백 에러를 실시간으로 계산한다. 이때 형상 제어의 제어 포인트 피드백 에러는 자속(magnetic flux)으로 계산하고 있는데, 이는 거리로 계산할 경우 필요해지는 부정확한 근사계산을 배제하고 바로 필요한 자속을 선형 중첩(linear superposition)으로 정확하게 계산, 보다 정확하면서도 정밀한 제어를 할 수 있기 때문이다.

Fig. 1. Poloidal cross-section of KSTAR with poloidal coil configurations and a plasma boundary in 2017. The superconducting coils [PF1-7] are located outside the vacuum vessel, and the in-vessel copper coils (IVCU/L and IRCU/L) are installed inside the vacuum vessel.

신장도(elongation)가 1을 넘는 플라스마 형상의 경우 수직불안정성(Vertical Instability)이라 불리는 현상에 대한 특별한 고속 제어가 필요하다. 수직불안정성의 경우 측정 growth rate이 약 $50 \sim 200 \text{ rad/s}$ ^[6]에 달해 앞서 설명한 실시간 EFIT 재구성 계산 속도의 유효 범위를 벗어나므로, 별도의 자기진단 센서 조합을 구성하여 20 kHz의 사이클로 빠르게 진단한 다음 인베셀 코일만을 활용하여 억제한다.

다른 상전도 장치와 달리, KSTAR의 폴로이달 코일은 플라스마가 존재할 수 있는 지역에서 상대적으로 멀리 있어 각각의 제어 포인트에 여러 개의 코일이 영향을 미치는 특수성이 존재한다. 이런 이슈를 해결하기 위해 먼저 간단한 모델링으로부터 해당 형상을 유지하기 위해 필요한 코일 전류 조합 및 시간에 따른 피드포워드(feed-forward) 코일 전류 타겟을 계산하여 제어기의 인풋으로 주고, 특정 제어 포인트에 인가되어야 할 코일

REFERENCES

- [4] Acronym for 'Equilibrium fit'. See L. L. Lao, H. S. John, R. D. Stambaugh, *et al.*, Nucl. Fusion **25**, 1611 (1985).
- [5] J. R. Ferron, M. L. Walker, L. L. Lao, *et al.*, Nucl. Fusion **38**, 1055 (1998).
- [6] S.-H. Hahn, D. A. Humphreys, D. Mueller, *et al.*, "Measuring and extending vertical stabilization controllability of KSTAR", in proceedings: 26th IAEA Fusion Energy Conference (2016), EX/P4-12.

Fig. 2. Examples of various plasma shapes available in KSTAR: The solid bold lines indicate the plasma boundary determined by real-time EFIT.^[4,5] (left) The shape used for high- β_p mode with highly non-inductive current drives. (center) The ITER baseline shape scaled for KSTAR. (right) The shape with highest elongation ($k=2.16$).

전류의 조합을 별도 계산해 피드백 루프의 아웃풋으로 부여하는 작업을 한다. 이러한 MIMO(multi-input multi-output) 방식은 앞서 기술한 특수성과 다른 제어와의 간섭을 최소화하지만, 여러 변수를 한꺼번에 다루는 관계로 쉽게 최적화되기 힘든 요소가 있다. MIMO 방식의 제어 디자인을 보다 수월하게 하기 위해, non-rigid axisymmetric plasma response model^[7] 기반으로 실험 전에 미리 플라즈마 제어 시스템 형상 제어 셋업을 구성하고 테스트해 볼 수 있는 시뮬레이션 환경^[8]을 구축하였고, 요구되는 피드포워드 코일 전류 타겟을 약 100-300 ms마다 실시간으로 계산해 제어기에 반영하는 실시간 피드포워드 알고리즘^[9]을 도입, ITER baseline shape의 생성^[10]에 사용하였다.

마지막으로, 수직불안정성 제어 피드백 루프를 형상 제어용 피드백으로부터 분리하기 위해 주파수 도메인에서의 분리 알고리즘을 설계, 적용한 결과 수직방향으로 가용한 플라즈마 신장도의 범위를 2.16까지 크게 늘릴 수 있었으며 이에 따라 가용한 플라즈마의 용적이 20-25% 더 증가될 수 있었다.^[11] 그림 2에 KSTAR에서 최근 생성된 플라즈마 형상의 몇 가지 예시를 나타내었는데, 앞으로도 더 많은 다양성과 유연한 실험 조건을 위해 더 많은 개선이 매년 요구되고 있다.

장시간 정상 상태(long-pulse, steady-state)로의 이행 연구

머리말에서 상술한 핵융합 발전의 목표를 고려할 때, 토카막 기반 핵융합 플라즈마 제어의 목표는 높은 핵융합 반응률이 가능한 한 장시간 지속되면서 플라즈마 붕괴(disruption) 가능성을 최소화하는 것이 되겠다. 이를 위해 연구자들은 정상 상

태(steady-state) 운전의 개념을 도입하였는데, 문헌에서의 정상 상태는 ‘물리적 혹은 공학적 한계 범위 내에서 하루 전력 공급 필요량에 따라 플라즈마 펄스 길이가 정해질 수 있는 상태’^[12]로 정의된다. 쉬운 말로 다시 풀어 쓴다면, 유지보수 혹은 경제성 등의 이유로 중단할 사유가 없다면 핵융합을 지속할 수 있는 플라즈마를 원하는 시간만큼 유지할 수 있는 상태라 볼 수 있다. 이런 정의의 필요조건으로서, 정상 상태 펄스는 핵융합 장치의 여러 물리적/공학적 characteristic time보다 긴 시간 동안 유지될 수 있어야 한다.

KSTAR의 2015년도 실험에서 10초 이상 지속이 가능한 100% 완전 비유도 전류구동 방식의 펄스 시나리오^[13]가 발견되면서 정상 상태 및 장시간 펄스 연구의 접근 방식에 근본적인 변화가 있었다. 그림 3은 해당 실험의 물리 파라미터를 간략히 도시한 것으로서, 총 5.1 MW의 중성입자빔(NBI)과 0.5 MW의 170 GHz 전자공명가열(ECH, electron cyclotron heating)을 사용하여 2.9 테슬라의 중심 토로이달 자기장 하에서 약 400 kA의 플라즈마 전류를 일주전압 없이 완전 비유도 전류구동 방식으로 10초 이상 운전한 결과이다. 그림 3에 도시된 것처럼, 해당 시나리오는 H-mode와 유사하면서도 플라즈마의 자기 압력(magnetic pressure)의 세기를 나타내는 척도인 β_p 가 기존 관측된 H-mode 수준에 비해 훨씬 높은 2.5-3.0 수준의 값을 보이는 것이 특징이다. 해당 시나리오는 high- β_p 모드로 명명되었으며, 일주전압이 최소화되면서도 가열 조건이 맞는 한 지속적으로 재현 가능하였으므로 곧 1분

REFERENCES

- [7] A. S. Welander, R. D. Deranian, D. A. Humphreys, *et al.*, *Fusion Science and Technology* **47**, 763 (2005).
- [8] S.-H. Hahn, A. S. Welander, S. W. Yoon, *et al.*, *Fusion Engineering and Design* **89**, 542 (2014).
- [9] M. L. Walker, M. J. Lanctot, S. H. Hahn, “Online feedforward calculation for plasma shape control in tokamaks with superconducting coils”, in *proceedings: 2016 IEEE Conference on Control Applications (CCA)* (2016), pp. 605-610.
- [10] N. W. Eidietis, J. Barr, S. H. Hahn, D. A. Humphreys, Y. K. In, Y. M. Jeon, *et al.*, “Control advances for achieving the ITER baseline scenario on KSTAR”, in: *Bulletin of the American Physical Society, APS-DPP* (2017), Milwaukee, WI, USA.
- [11] D. Mueller, J. G. Bak, M. D. Boyer, N. Eidietis, S. H. Hahn, D. A. Humphreys, *et al.*, “Improvement of vertical stabilization on KSTAR”, in: *Bulletin of the American Physical Society, APS-DPP* (2017), Milwaukee, WI, USA.
- [12] J. B. Lister, P. L. Bruzzone, A. E. Costley, *et al.*, *Nuclear Fusion* **40**, 1167 (2000).
- [13] Y. M. Jeon *et al.*, “Distinctive features of KSTAR stationary high poloidal beta sceario”, talk in: 16th international workshop on H-mode Physics and Transport Barriers, St. Petersburg, Russia, Sept. 13-15 (2017).

Fig. 3. The first full non-inductive high- β_p discharge sustained for 12 seconds in KSTAR (#13008).^[13,19] From the top, the plasma current (I_p) and total auxiliary heating power, the averaged loop voltage, β_p and β_N , H_{89} and edge safety factor (q_{95}), and D_α emission. (Reuse of Fig. 4 in [19]).

이상 장시간 펄스 실험 디자인의 기본으로 사용되게 되었다. 유사 특성을 보인 #17355 펄스의 밀도 및 온도 프로파일 기준으로 CRONOS^[14] 코드를 이용, 비유도전류의 비율을 계산한 결과는 중성빔에 의한 것이 약 52%, 플라스마 밀도 구배에 의해 자가 유도된 부트스트랩(bootstrap) 전류가 약 48%인 것으로 추정되었다.^[15] 부트스트랩 전류의 비율이 높은 것은 KSTAR 플라스마의 단면이 삼각도(triangularity)가 높은 D형상으로 구성되어 바깥쪽의 압력 및 밀도 구배(gradient)가 높기 때문인 것으로 생각된다.

이와 같은 high- β_p 모드 기반 시나리오에 기반하여 2016-17년도에 장시간 펄스 실험을 수행한 결과 2016년도에는 최장 71초,^[13] 2017년도에는 최장 73초에 걸쳐 플라스마 유지에 성공하였다. 그림 4는 2016년도에 수행된 최장시간 실험 결과인 #17321의 주요 파라미터를 나타낸 것으로, 중성입자빔 3.8 MW+ 전자공명가열 0.8 MW를 사용하였고, 플라스마의 특성 혹은 가열장치의 제한에 도달하는 일 없이 진공 용기 내 인베셀(in-vessel) 구조물 중 하나가 온도 제한에 도달할 때까지 유지되어 KSTAR에서 정상 상태 장시간 펄스의 상시적 연구 가능성을 열었다.

고속 이온 특성 연구를 통한 내벽 온도 및 핫스팟 제어

앞서 기술한 대로, KSTAR의 정상 상태 장시간 플라스마 연구에서 가장 큰 제약 요소로 지적되어 온 사항은 특정 내벽

Fig. 4. One of the longest discharges (#17321)^[13] achieved in KSTAR, which lasted for approximately 71 seconds using the high- β_p mode.

구조물의 온도 상승으로, 특히 비교적 펄스 초반에 일어나는 바깥쪽(outboard) 폴로이달 리미터의 과열이 문제가 되어 왔다. 정밀도 1센티 이하의 EFIT에 의해 플라스마 경계가 내벽에 직접 닿지 않는 것으로 진단되는데도 불구하고 과열이 펄스 초기에 일어나는 현상을 분석한 결과, 70-100 keV 정도의 고속 입자로 구성된 중성입자빔으로부터 생성된 고속이온의 일부가 즉각적 손실(prompt loss)의 형태로 바깥쪽 폴로이달 리미터에 충돌함으로써 과열이 일어나는 것으로 해석되었다.^[16,19] 해당 결론은 고속 이온의 로렌츠 운동 궤적을 계산하는 LORBIT^[17] 코드 및 중성빔의 효율을 계산하는 NUBEAM^[18] 코드 해석의 결과로 도출되었는데, 또한 KSTAR처럼 플라스마 전류와 토로이달 자장이 같은 방향으로 평행하게 배열된 상태

REFERENCES

- [14] J. F. Artaud, V. Basiuk, F. Imbeaux, M. Schneider, J. Garcia, G. Giruzzi, *et al.*, Nucl. Fusion **50**, 043001 (2010).
- [15] S.-H. Hahn *et al.*, "Access to long-pulse high-beta operation regime in KSTAR", talk in: 9th IAEA-TM on Steady State Operation of Magnetic Fusion Devices, Vienna, Austria, 20-23 Mar (2017).
- [16] Jun Young Kim, T. Rhee, J. Kim, S. W. Yoon, B. H. Park, M. Isobe, *et al.*, AIP Advances **6**, 105013 (2016).
- [17] M. Isobe, D. Funaki and M. Sasao, J. Plasma Fusion Res. **8**, 330 (2009).
- [18] R. J. Goldston *et al.*, J. Comp. Phys. **43**, 61 (1981).
- [19] S. W. Yoon *et al.*, "Extension of operational boundary of high-beta long-pulse operation at KSTAR", in proceedings: 26th IAEA Fusion Energy Conference (2016), EX/P4-1.

Fig. 5. Examples of prompt loss orbits and deposition locations, which account for the heat-load of the high-field/low-field sides: (a) Orbits lost at the high-field side and (b) at the low-field side. The direction of the ion Grad-B drift is toward the bottom of the figure. (Reuse of Fig. 6 in [16]).

에서는 Grad-B 드리프트가 아래쪽으로 이온의 궤도를 수정하게 되므로 고자장 사이드(high field side)에서 나타난 고속이온이 보다 바깥쪽의 자기 플럭스 표면(magnetic flux surface)으로 이동, 플라스마 바깥으로 빠져나가게 된다. 계산에 의하면 그림 5와 같이, 즉각적 손실로 생성된 고속이온 중 상당량이 바깥쪽 폴로이달 리미터로 빠져나가지만, 일부는 안쪽 하부의 내벽으로 빠져나가 또 다른 핫스팟을 생성하게 된다.^[16] 이러한 즉각적 손실 프로세스에 의한 과열은 실험으로도 입증되었는데, 즉각적 손실로 생성된 이온들이 바깥쪽 폴로이달 리미터에 충돌해 생성되는 핫스팟의 위치 분포에 대해 LORBIT 코드를 통한 전산모사와 고속 적외선 카메라 진단(IRTV)으로부터 관측한 핫스팟 측정 결과가 잘 일치하는 것이 그림 6처럼 관찰되었다.^[19]

이와 같은 고속 이온의 영향을 최소화하기 위해 전류 및 형상 제어에 변화를 적용하여 좋은 결과를 보았다. 첫째는 형상 제어에서 플라스마의 바깥쪽 경계면을 약 2-4센티 가량 안쪽으로 더 이동시켜 자기플럭스면을 따라 이동하는 고속 이온의 궤도를 직접 바꾸는 방법이다. 이 방법은 이론적 계산으로 확인되었고, 실험을 통해 플라스마를 안쪽으로 축소할 경우 폴로이달 리미터의 최종 온도 증가분이 섭씨 90-100도 사이가 되어 축소하지 않았을 때의 250도에 비해 절반 이상 줄어드는 것을 실증하였다.^[13] 둘째는 플라스마 전류가 증가하면 즉각적 손실의 양이 줄어드는 사실에 기반하여 플라스마 전류를 높임으로써 해당 손실을 줄이는 방안이다. 이 경우 중성입자빔의 비유도전류구동 효율은 고정되어 있으므로, 2016-17년도의 가용한 가열장치 하에서 약 50 kA 정도(전체 전류의 12% 수준)의 상승이 실제 가능한 수준으로

Fig. 6. (top) Fast ion losses on the poloidal limiters calculated by LORBIT^[17] for plasma currents $I_p = 600$ kA & 400 kA and (bottom) the measured temperature rise at the corresponding limiters, with $I_p = 400$ kA, by the KSTAR high-speed IRTV. (Reuse of Fig. 5(a) in [19]).

과약되었다.^[19] 폴로이달 리미터 부근에 중성기체 연료(D_2)를 추가로 주입하는 방안도 시험되었다. 마지막으로, 전자공명가열의 공명(resonance) 위치 및 launcher 각도 활용에 따라 관련 MHD 불안정성 특성 및 고속 이온 가둠의 효율이 변화되는 현상^[13]을 관찰하였고, 이에 대한 메커니즘 이해 및 최적화를 위한 물리 연구가 향후 지속적으로 필요할 것으로 보인다.

맺음말

KSTAR의 최근 장시간 플라스마 제어 연구 결과를 살펴봄으로써 핵융합 플라스마를 유지하는 최적 조건에 대한 고찰을 해보았다. 전류 및 형상 제어의 경우 일주전압 최소화 및 형상제어의 안정화를 통해 자속소모를 최소화하는 것이 지속 시간을 최적화할 수 있으며, 비유도전류구동 위주의 시나리오 발견 및 최적화를 통해 1분 이상의 플라스마 지속 달성 및 정상 상태 지속에 대한 상시적 연구 가능성을 열었다. ITER와 유사한 환경을 가진 초전도 핵융합 연구장치로서, 장시간 운전에서의 즉각적 손실로 생성되는 고속이온의 발생 및 특성 연구의 필요성을 바깥쪽 폴로이달 리미터의 핫스팟 제어를 통해 알 수 있었다. 이외에도 지면 부족으로 언급하지 않은 많은 연구 주제가 있으며, KSTAR의 고성능 제어 연구를 지속, 발전시켜 나감으로써 핵융합 발전 첨단 기술의 연구에 지속적 기여를 할 수 있을 것으로 여겨진다.