

KAERI/TR-3656/2008

기술보고서

ITER에서 TBM이 토로이달 자장 리플에 미치는 영향 평가 및 리플 감소 방안 연구

Effect of a TBM on the Toroidal Magnetic Field Ripple
in the ITER and Measures to Reduce the Ripple

KAERI

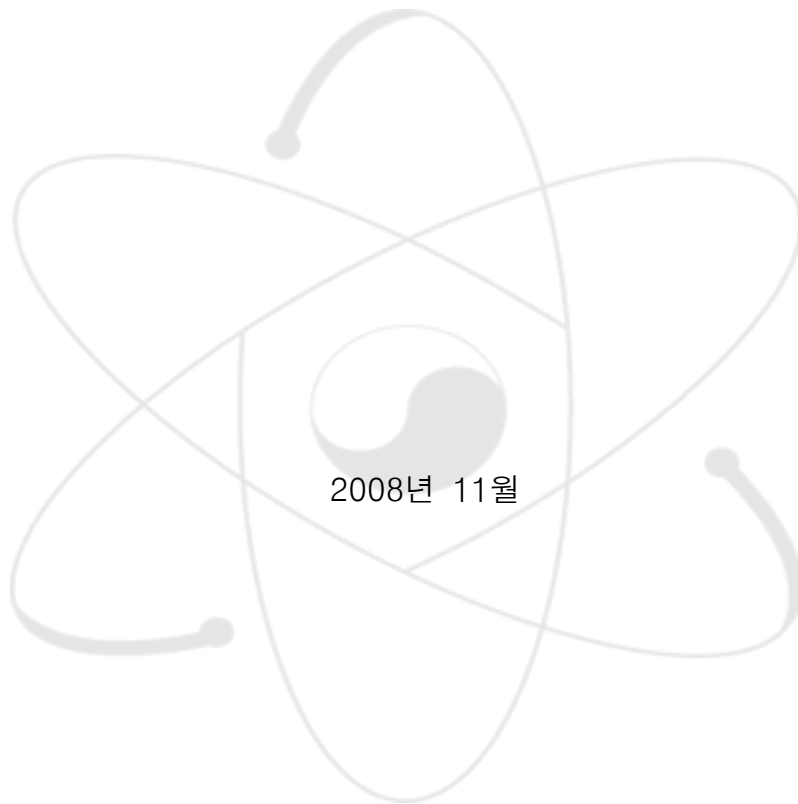
2008

한국원자력연구원

제 출 문

한국원자력연구원장 귀하

본 보고서를 “ITER에서 TBM이 토로이달 자장 리플에 미치는 영향
평가 및 리플 감소 방안 연구”에 관한 기술보고서로 제출합니다.



주저자 : 배영덕 (핵융합공학기술개발부, 책임연구원)

공저자 : 이동원 (핵융합공학기술개발부, 선임연구원)
김석권 (핵융합공학기술개발부, POST-DOC)
홍봉근 (핵융합공학기술개발부, 책임연구원)

요 약

ITER(International Thermonuclear Experimental Reactor) 토카막은 18개의 토로이달 자장 코일을 가지고 있으며, 그 개수의 유한성으로 인하여 토로이달 자장은 원주방향으로 볼 때 리플을 가지게 된다. 이 리플은 핵융합을 일으키는 데에 주된 역할을 하는 플라즈마 내의 고에너지 입자의 손실을 유발하며, 일차벽에 원치 않는 열부하를 가하게 된다. ITER의 건설 계획에는 진공용기의 이중벽 속에 강자성체를 삽입하여 리플을 줄이는 방안을 채택하고 있으며, 이를 FI(Ferritic Insert)라고 한다. 이에 대한 공간 분포에 대한 최적화 작업이 진행중이다. 또한 ITER 토카막에는 TBM(Test Blanket Module)이 설치되는데, TBM이 많은 양의 강자성체로 구성되어 있어 리플을 증가시키게 된다. 본 연구에서는 FI를 최적화하기 위해, FI의 두께에 따른 리플을 계산하였다. 또한 TBM이 토로이달 자장 리플에 미치는 영향을 평가하였으며, 이로부터 토로이달 리플을 요구 조건인 0.3% 이하로 감소시키는 방안에 대해 논의하였다. 리플을 감소시키기 위한 방안으로는 TBM의 위치를 주반경 방향으로 후퇴시키거나, TBM에서의 강자성체의 양을 줄이는 방안이 있다. 또한 보다 적극적인 방법으로는 TBM에 전자석을 설치하여 능동적으로 리플을 감소시킬 수 있다. 본 연구에서는 상기 세 가지 방안에 대해 계산을 통하여 그 효과를 분석하였으며, 토로이달 자장 리플을 요구 조건 이하로 감소시킬 수 있는 방안을 제시하였다.

SUMMARY

Effect of a Test Blanket Module on the Toroidal Magnetic Field Ripple in the ITER and Measures to Reduce the Ripple

Young-Dug BAE, Dong-Won LEE, Suk-Kwon KIM, Bong-Guen HONG

Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon 305-353

The ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) tokamak has 18 toroidal magnetic field (TF) coils, and the discreteness of these TF coils causes toroidally non-axisymmetric perturbations of the magnetic field. It is called a TF ripple and could lead to losses of high-energy particles, and an unfavorable heat load on the plasma facing components. In the ITER design, a ferromagnetic insert (FI) is employed to reduce the TF ripple, and an optimization of the FI design is ongoing. Also, since test blanket modules (TBMs) will be installed in the ITER, which are made of a ferromagnetic material, they also affect the TF ripple. We assessed the effects of the thickness of the FIs on the TF ripple in order to optimize the FI. And we analyzed how the TBMs distort the TF, and calculated the TF ripple for various amounts of a ferromagnetic material and the positions of the TBMs. A simple correction coil was adopted in order to reduce the TBM induced TF ripple to the required value of 0.3 %. We proposed technically available measures to reduce the TF ripple to the required value.

목 차

I. 서론	7
II. 토로이달 자장 리플 계산	10
II-1. 토로이달 자장 코일만에 의한 리플 계산	10
II-2. FI에 의한 토로이달 자장 리플 감소 효과	14
II-3. TBM이 토로이달 자장 리플에 미치는 영향	20
III. 토로이달 자장 리플 감소 방안	24
III-1. TBM 속의 강자성체의 양이 리플에 미치는 영향	24
III-2. TBM의 위치에 따른 토로이달 자장 리플	25
III-3. 보정 코일에 의한 리플 감소 효과	26
III-4. 두 가지 이상의 방안을 동시에 적용하는 경우	30
IV. 결론	35
Acknowledgements	37
참고문헌	38

그림 목 차

Fig. 1-1. Cut-away view of the ITER tokamak	7
Fig. 2-1. ITER magnet system	10
Fig. 2-2. Cross-sectional view of the toroidal magnetic field coil; inner leg section (upper) and outer leg section (bottom)	11
Fig. 2-3. Cross-sectional view of the ITER tokamak at the mid-plane	12
Fig. 2-4. Calculated magnetic field configuration at a coil current of 9.1 MA·turn per each coil	13
Fig. 2-5. Toroidal magnetic field profile at the plasma separatrix (R=8.28 m) for a coil current of 9.1 MA·turn per each coil	13
Fig. 2-6. Toroidal magnetic field ripple at a coil current of 9.1 MA·turn per each coil	14
Fig. 2-7. Inwall shielding arrangement for the inboard region (upper) and the outboard region (bottom)	15
Fig. 2-8. Magnetization curve for SS430	16
Fig. 2-9. Calculated magnetic field configuration at a coil current of 9.1 MA·turn for the FI's thickness of 535 mm	17
Fig. 2-10. Toroidal magnetic field profile at the plasma separatrix (R=8.28 m) along the toroidal angle for various thicknesses of the FIs	18
Fig. 2-11. Toroidal ripple as a function of the FI thickness at a coil current of 9.1 MA·turn	18
Fig. 2-12. Toroidal magnetic field profile at the plasma separatrix with a TF coil current of 4.55 MA·turn for various thicknesses of the FIs	19
Fig. 2-13. Toroidal ripple as a function of the FI thickness at the coil currents of 9.1 and 4.55 MA·turn	20
Fig. 2-14. Design of the Korean HCML TBM	21
Fig. 2-15. Cross-sectional view of the Korean HCML TBM (left) and the simplified model (right) for a magnetostatic analysis	21
Fig. 2-16. Calculated magnetic field configuration with two TBMs at a coil current of 9.1 MA·turn for the FI's thickness of 535 mm	22

Fig. 2-17. Toroidal magnetic field profile at the plasma separatrix with a TF coil current of 9.1 MA·turn with TFc only, with FIs, and with FIs and TBMs	23
Fig. 2-18. TF ripple as a function of the reduced amount of a ferromagnetic material	25
Fig. 2-19. TF ripple as a function of the recess distance from the position of the current design	26
Fig. 2-20. Cross-sectional view of the ripple correction coils installed inside TBM port frames	27
Fig. 2-21(a). Calculated magnetic field configuration with two TBMs and the correction coils at a TF coil current of 9.1 MA·turn and a correction coil current of 200 kA·turn for the FI's thickness of 535 mm	28
Fig. 2-21(b). Detail magnetic field configuration around the TBMs	29
Fig. 2-22. Toroidal magnetic field profiles at the plasma separatrix (R=8.28 m) for various CC (correction coil) currents	29
Fig. 2-23. Toroidal magnetic field ripple for various CC currents	30
Fig. 2-24. Toroidal magnetic field ripple as a function of the CC current for various amounts of the ferromagnetic material in the TBM	32
Fig. 2-25. Toroidal magnetic field ripple as a function of the CC current for various recess distances of the TBM	33
Fig. 2-26. Toroidal magnetic field ripple as a function of the CC current for the case of the reduced amount of the ferromagnetic material of 30 % in the TBM and the recess distance of +15 cm	34

I. 서론

우리나라를 비롯하여 러시아, 미국, 유럽연합, 인도, 일본, 중국의 선진 7개국이 참여하는 국제핵융합실험로(ITER, International Thermonuclear Experimental Reactor) 프로젝트는 차세대 에너지원인 핵융합에너지의 상용화를 위한 공학적 검증을 목표로 하는 사상 초유의 거대 국제협력 사업이다. 우리나라는 ITER Blanket 등 여러 부품에 대한 조달의 책임을 지고 있으며, 추후 상용 핵융합로를 위한 핵심 기술 중의 하나인 TBM(Test Blanket Module) 기술 개발에도 참여하고 있다. 본 보고서는 TBM을 ITER에 설치하였을 때, ITER의 주요 성능 변수 중의 하나인 토로이달 자장(toroidal magnetic field, TF) 리플(ripple)에 어떠한 영향을 미치며, 리플을 줄이기 위한 방안에 대해 다루고 있다.

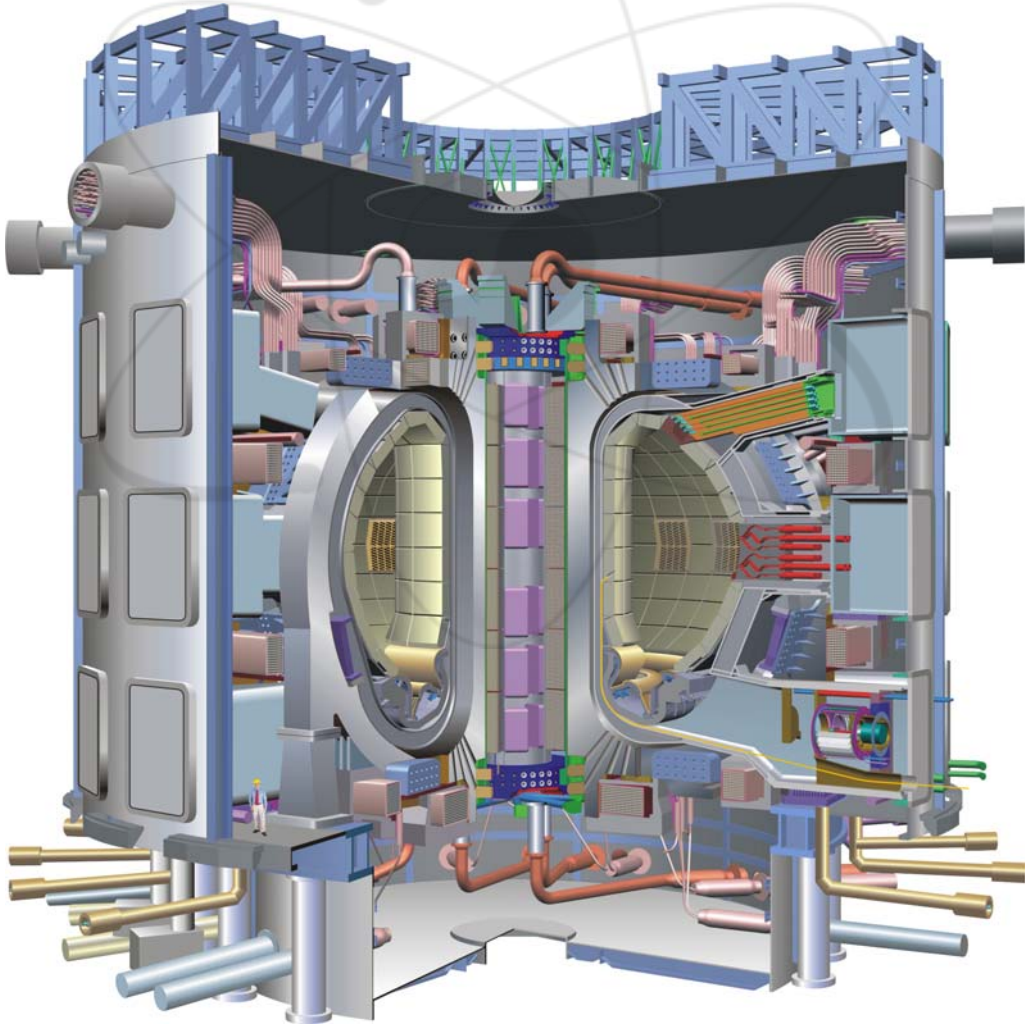


Fig. 1-1. Cut-away view of the ITER tokamak [1].

ITER와 같은 토카막(tokamak)형 핵융합장치에서 토로이달 자장은 플라즈마를 구속하는 주된 자장이다. ITER의 경우 18개의 토로이달 자장 코일이 있으며, 그 개수의 유한성으로 인해 필연적으로 토로이달 자장에는 원주 방향 축을 따라 볼 때 리플이 발생한다. 토카막에서 주어진 반경(r)과 높이(z)에서 토로이달 자장 리플은

$$\delta_{TF}(r, z) = \frac{B_{max} - B_{min}}{B_{min} + B_{min}} \quad (1)$$

와 같이 정의된다. 여기서 B_{max} , B_{min} 은 주어진 위치(r , z)에서 원주를 따라가면서 볼 때 최대 및 최소 자장 값이다. 토로이달 자장 리플은 토로이달 자장 코일의 수가 많을수록 줄어드는 것은 자명하나 핵융합장치의 크기, 필요한 포트(port)의 크기와 개수에 의해 제한되며, ITER의 경우 18개이다. 토로이달 자장 리플은, 플라즈마 내에서 핵융합 반응에 결정적인 역할을 하는 고에너지 입자의 손실을 유발하며, 토카막 진공용기의 일차벽에 원치 않는 열부하를 가하게 된다. 따라서 ITER에 있어서 토로이달 자장 리플을 0.3 % 이하로 감소시킬 것을 요구하고 있으며[2], 이는 해결해야 할 주요 문제 중의 하나이다.

ITER의 설계안에는, 토로이달 자장 리플을 감소시키기 위해 진공용기의 이중벽 속에 강자성체를 삽입하는 방안을 채택하였으며, 이를 FI(ferromagnetic insert)라 한다. 원래 ITER 진공용기의 이중벽 속에는 in-wall shielding이라고 하는 차폐체가 판재 형태로 여러 겹 설치되는데, 이중의 일부를 FI로 교체하여 리플을 감소시키는 것이다. FI는 진공용기의 outboard 쪽 토로이달 자장 코일 안쪽에만 설치되며, 코일과 코일 사이에는 설치되지 않는다. 현재 FI의 공간적 배치에 대한 최적화 연구가 진행 중이다. FI에 의해 토로이달 자장 리플을 감소시켜 플라즈마 성능을 향상시킨 사례는 JFT-2M[3]와 JT-60U[4]가 있다. FI는 구조적으로 in-wall shielding과 같은 형상을 가지며, 본 연구에서는 FI의 두께에 따른 토로이달 자장 리플의 변화를 계산하였다. FI의 적절한 배치에 의해 리플을 요구 조건 이하로 감소시켰다 하더라도, ITER의 경우 핵융합 반응의 주연료인 삼중수소(tritium)의 증식을 공학적으로 입증하기 위해 TBM을 설치하게 되는데, 이에 의해 리플이 다시 증가하게 된다. TBM은 ITER 진공용기의 2, 16, 18번 포트에 각각 2개씩 총 6개가 설치된다. TBM은 여러 참여국이 각자 지향하는 바에 따라 형태가 결정되며, 모두 그 형태와 성능이 다르다. 하지만 구조체로는 모두 중성자에 의한 방사화율이 작은 강자성체를 사용하는 것으로 되어있다[5]. 따라

서 TBM이 설치됨에 따라 그 주위의 토로이달 자장이 심하게 왜곡되어 리플이 증가하게 된다. 본 연구에서는 TBM이 설치되었을 때의 토로이달 자장 분포를 계산하였으며, TBM에 의해 리플의 증가 현상을 평가하였다. 또한 TBM에 의해 증가된 리플을 감소시키기 위해 제시된 여러 가지 방안에 대해 토로이달 자장 리플을 계산하여 그 효과를 분석하였다. 본 연구에서는 세 가지 방안에 대해 검토하였는데, TBM 속의 강자성체의 양을 감소시키거나, TBM의 설치 위치를 변경하거나, 또는 TBM에 보정 코일을 설치하여 리플을 감소시킬 수 있다. TBM 내의 강자성체의 양을 변화시키면서 리플을 계산하였으며, TBM의 반경 방향 위치 변화에 대해서도 검토하였다. 또한 TBM의 위치와 강자성체의 양을 동시에 변화시키면서 리플이 어떻게 감소하는지도 살펴보았다. 보다 능동적인 리플 감소 대책인 보정 코일을 설치하는 경우에 대해서는 코일에 흐르는 전류를 변화시키면서 리플이 어떻게 변하는지 검토하였다. 또한 상기 세 가지 방법 모두를 동시에 적용하여 리플을 요구 조건 이하로 감소시키는 방안을 제시하였다. 상기의 모든 계산에는 상용 2-D FEM 코드인 QuickField를 사용하였다. 보다 정확한 계산을 위해서는 3-D 코드를 사용해야 하나, 본 연구의 목적이 주어진 조건에서 정밀한 자장 분포를 구하는 것이 아니라 조건을 변화시키면서 리플을 줄일 수 있는 방안을 모색하는 것이므로, 빠른 시간 내에 많은 계산이 가능한 2-D 코드를 사용하였다. 본 보고서의 제II장에서는 여러 가지 상황에서의 토로이달 자장 리플을 계산하였으며, 제III장에서는 TBM 설치시에 리플을 감소시킬 수 있는 방안에 대해 서술하였다. 제IV장에서는 본 연구의 결론과 함께 앞으로의 과제에 대해 언급하였다.

Ⅱ. 토로이달 자장 리플 계산

Ⅱ-1. 토로이달 자장 코일만에 의한 리플 계산

앞서 언급한대로 ITER에는 18개의 토로이달 자장 코일이 20°의 등간격으로 배치되어 있으며, 각 코일은 D자형의 형상을 가지고 있다. Fig. 2-1은 ITER의 토로이달 자장 코일 및 폴로이달(poloidal) 자장 코일과 central solenoid로 이루어진 자장 계통을 보이고 있다. 각각의 토로이달 자장 코일은 Fig. 2-2에서 보는 바와 같이 134개의 원형 초전도 도체를 감아 놓은 것으로서, 그 배치 단면은 사다리꼴 형태로 되어 있다. 본 연구에서 2-D 코드를 이용하여 ITER 토로이달 자장 분포를 계산하기 위해 ITER 토카막의 중간 단면(mid-plane)을 Fig. 2-3과 같이 모델링하였으며, 20° 주기로 그 구조가 반복되므로 포트 #17 중간부터 포트 #1 중간 사이의 40° 섹터에 대해 정자장(magnetostatic) 계산을 수행하였다.

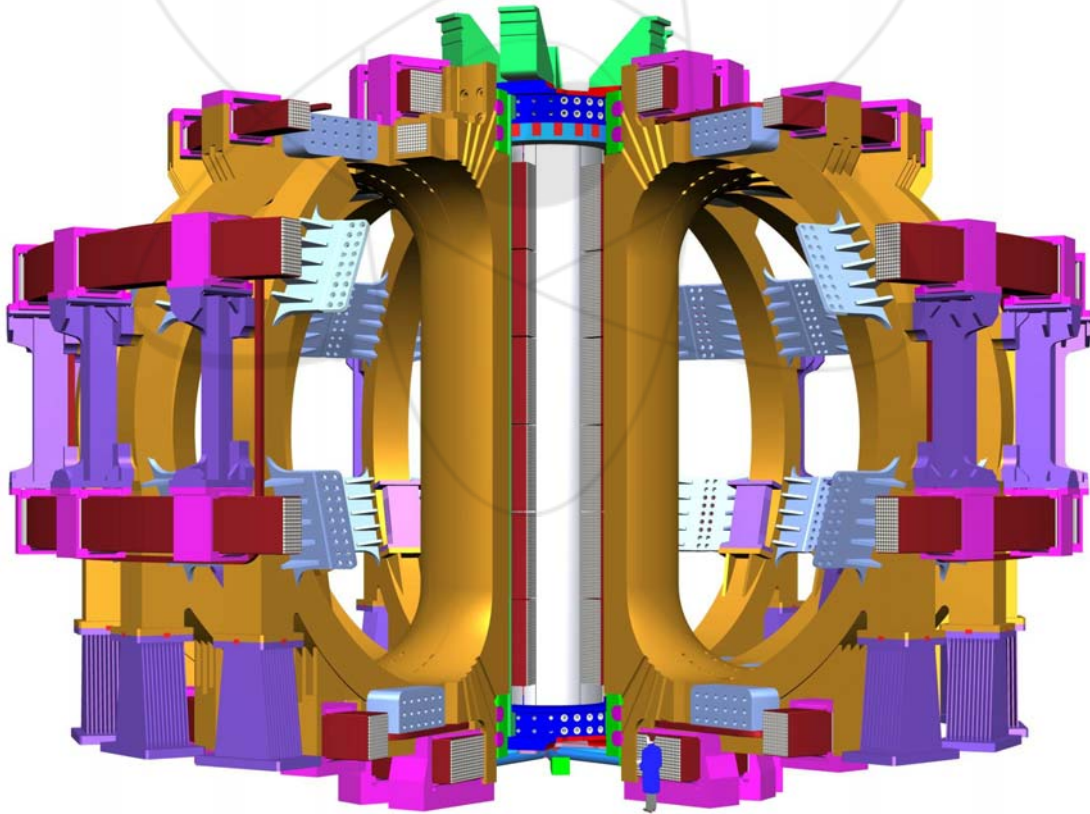


Fig. 2-1. ITER magnet system [1].

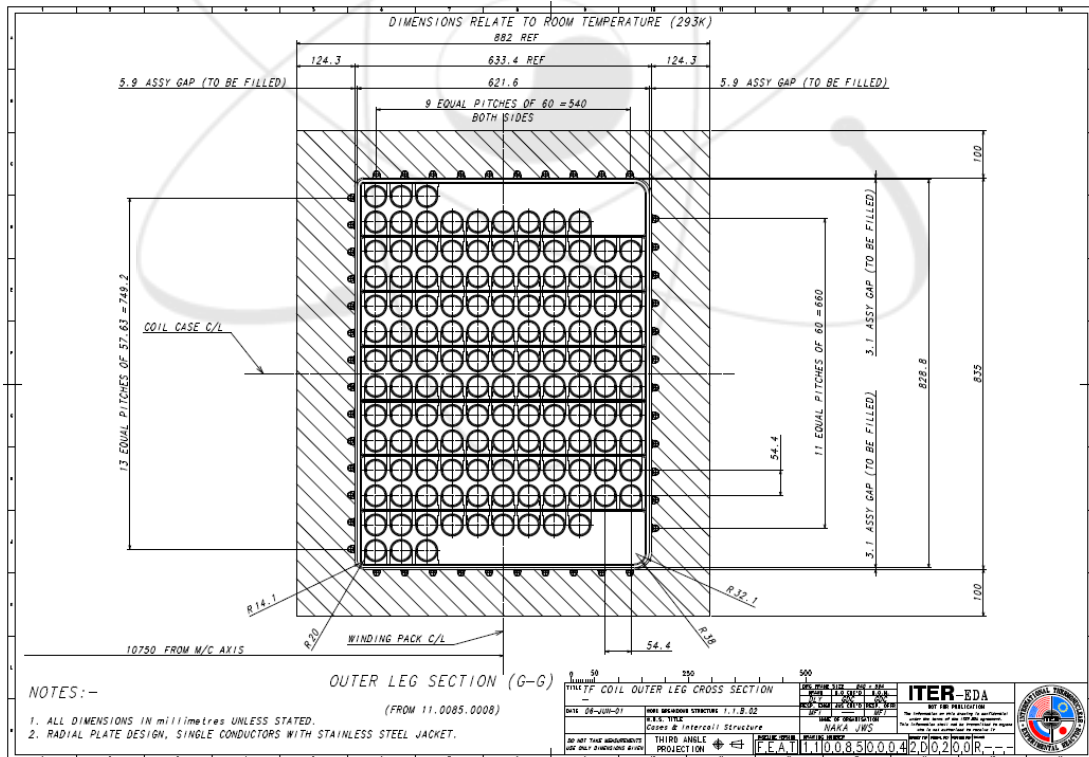
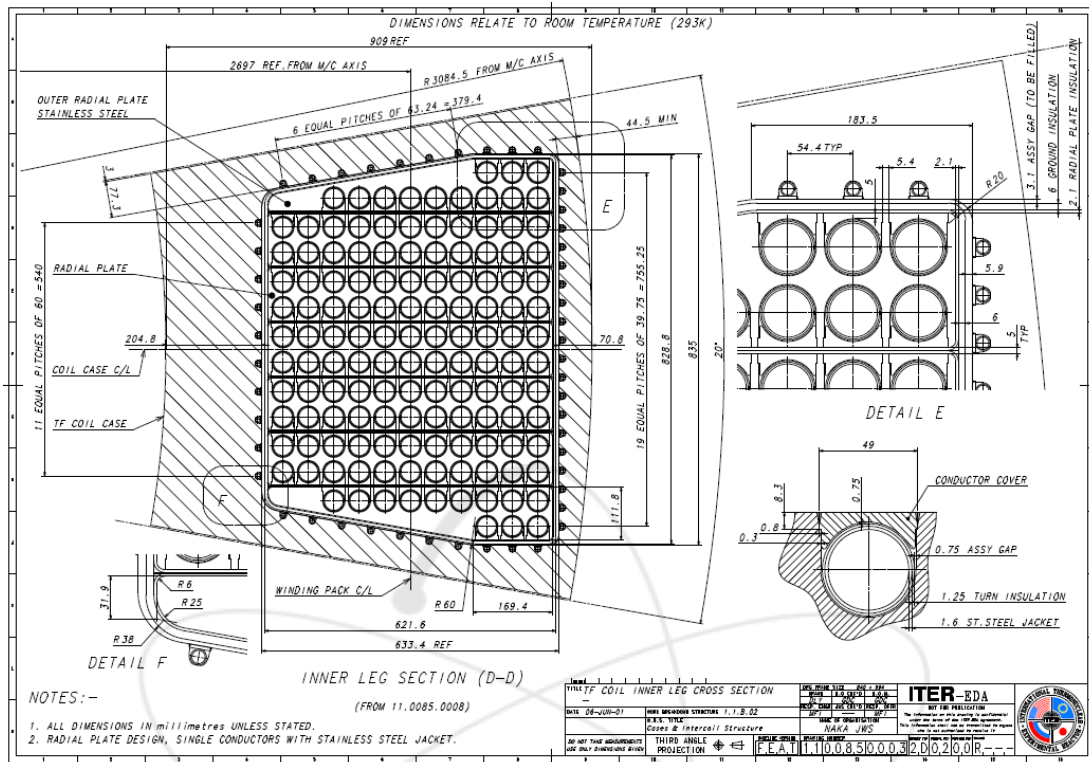


Fig. 2-2. Cross-sectional view of the toroidal magnetic field coil; inner leg section (upper) and outer leg section (bottom) [6].

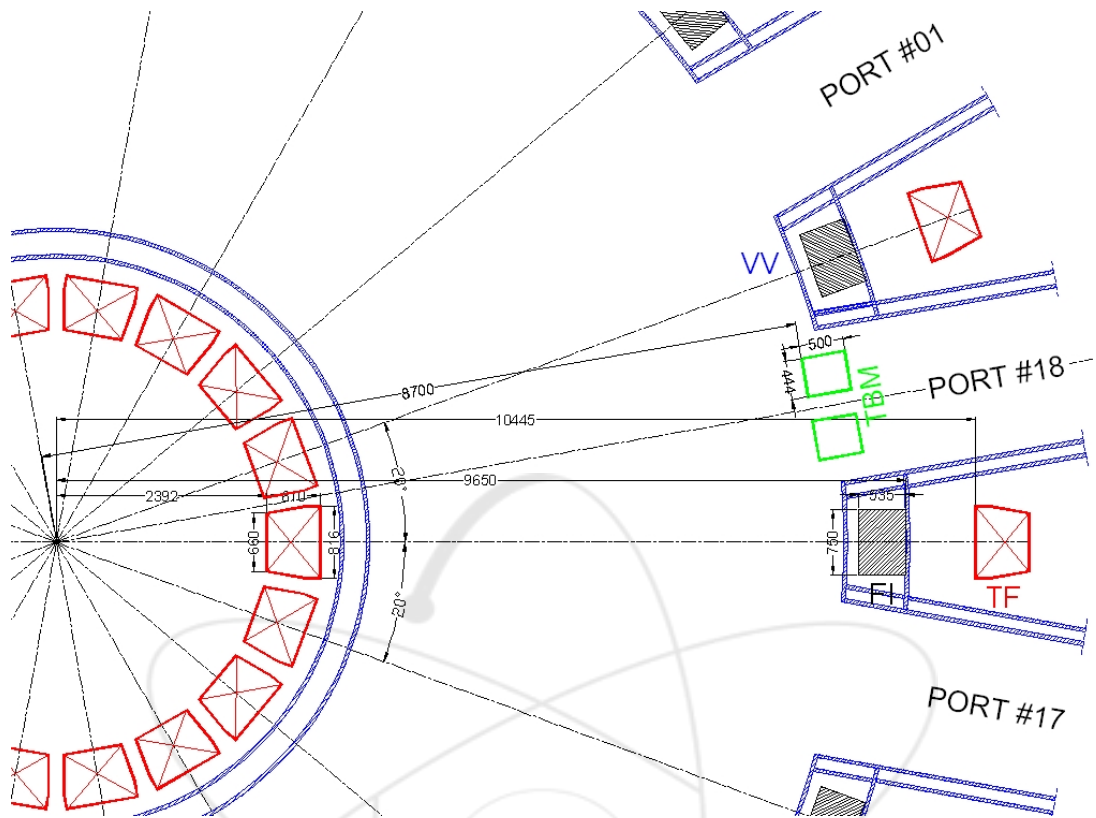


Fig. 2-3. Cross-sectional view of the ITER tokamak at the mid-plane.

우선 토로이달 자장 코일만 있을 때의 자장 분포를 계산하기 위해 토로이달 자장 코일 단면 전체에 균일하게 전류가 흐르는 것으로 가정하였으며, 진공용기와 토로이달 자장 코일의 case와 지지구조는 그 재질이 SS316L(relative permeability 1.02)이므로 진공과 같이 취급하였다. 자장 계산은 ITER의 기준 전류인, 각 코일당 $9.1 \text{ MA} \cdot \text{turn}$ 에 대해 수행하였으며, 그 결과는 Fig. 2-4와 같다. 토로이달 자장 코일이 있는 0° 와 20° 에서 자장이 강하고 그 사이에서 약함을 알 수 있으며, 이는 플라즈마 최외각 표면(sepratrix)에서의 토로이달 자장 값을 나타내는 Fig. 2-5에서 확실히 알 수 있다. 즉, 토로이달 자장 코일이 있는 각도에서 최대값을 나타내고, 코일 사이에서 최소값을 보여준다. 이로부터 플라즈마 최외각 근처에서의 토로이달 자장 리플을 계산하면 Fig. 2-6과 같다. 플라즈마 최외각에서 리플이 1.04 %이며, 그로부터 반경이 증가할수록 리플이 급격히 증가함을 알 수 있다. 이러한 계산 결과는 다른 연구자들의 3-D 계산 결과[7,8]와 잘 일치하고 있다. 플라즈마 내에서 최대 리플이 1 %이므로 요구 조건인 0.3 %에 비해 너무 높은 값이다.

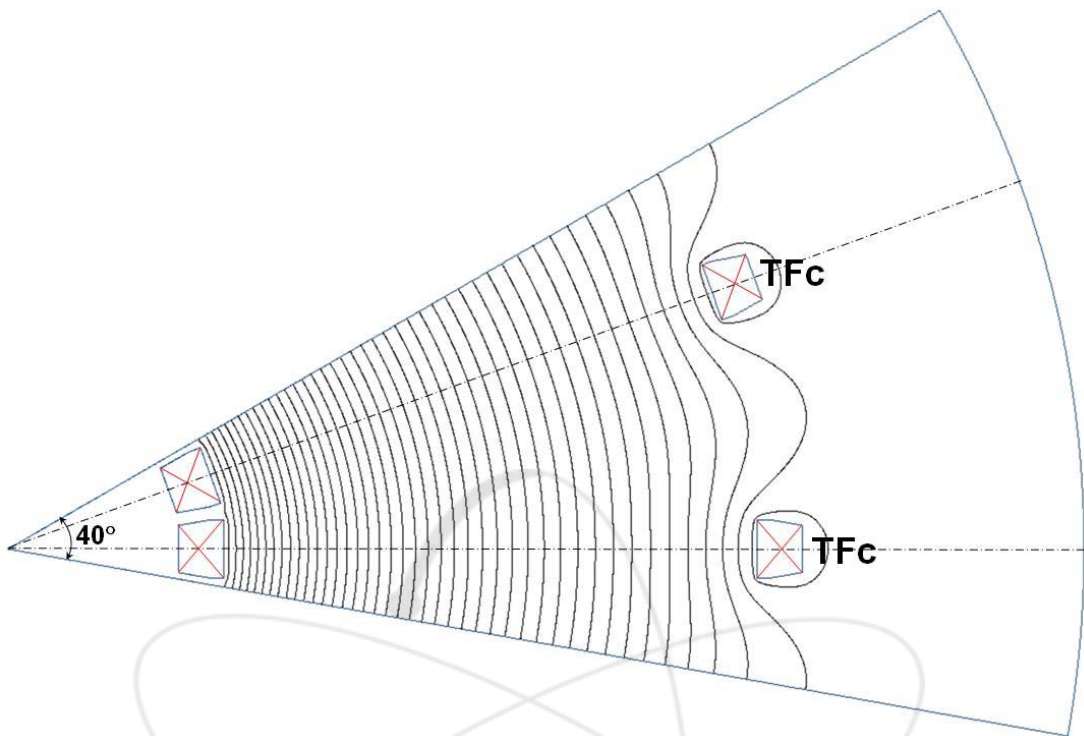


Fig. 2-4. Calculated magnetic field configuration at a coil current of 9.1 MA·turn per each coil.

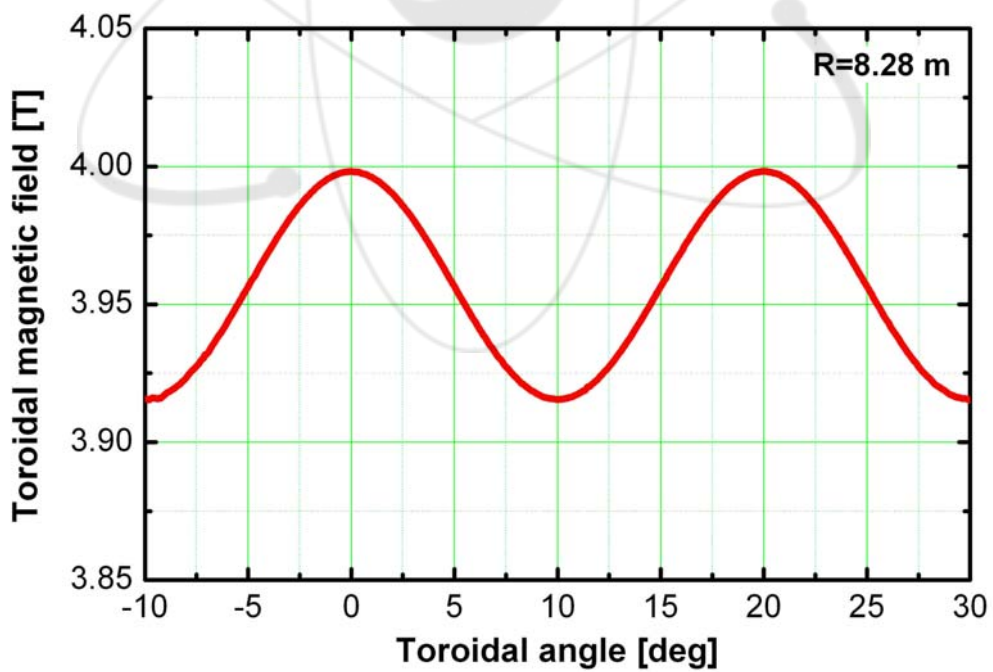


Fig. 2-5. Toroidal magnetic field profile at the plasma separatrix (R=8.28 m) for a coil current of 9.1 MA·turn per each coil.

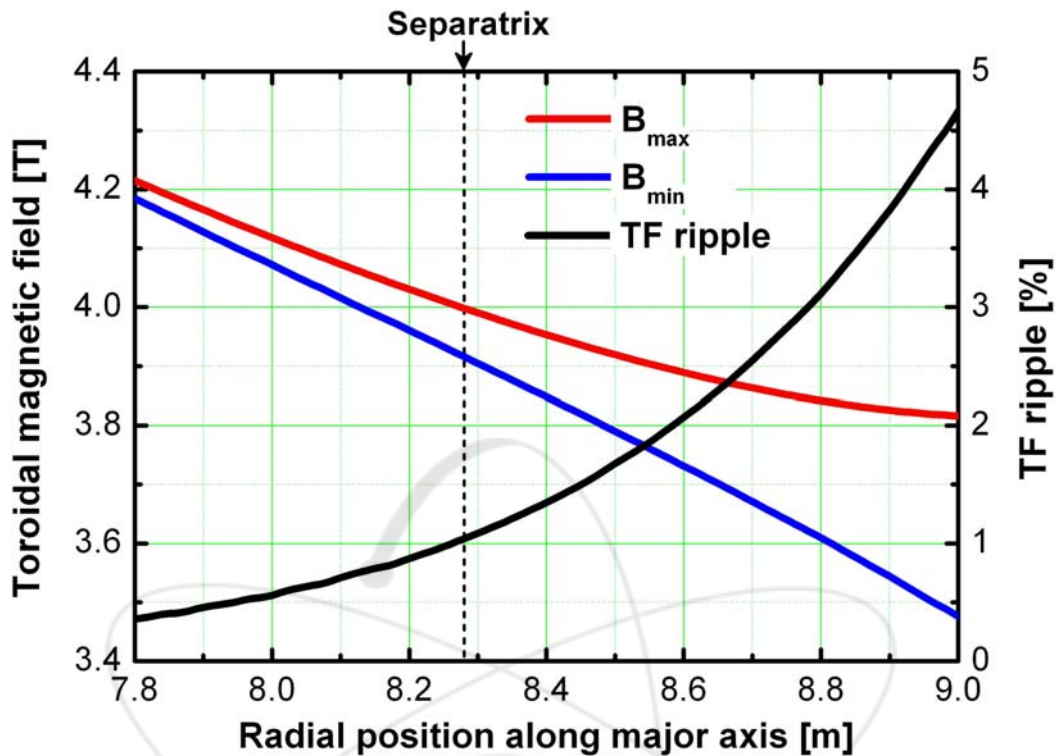


Fig. 2-6. Toroidal magnetic field ripple at a coil current of 9.1 MA·turn per each coil.

II-2. FI에 의한 토로이달자장 리플 감소 효과

ITER에서 토로이달 자장 리플을 줄이기 위해 채택한 방안은 앞서 언급한대로 강자성체(FI)를 적절히 설치하는 것이다. 이를 위해 outboard쪽 진공용기의 이중벽 안에, 토로이달 자장 코일 바로 안쪽에만 강자성체를 삽입하는 안을 확정하였다. 진공용기의 이중벽 안에는 원래 Fig. 2-7에서 보는 바와 같이 ‘inwall shielding’이라는 차폐체가 들어가 있다. 이 중에서 outboard 쪽에 일부를 FI로 교체하는 것이다. FI의 위치별 두께에 대한 최적화 연구는 진행 중에 있다[9]. Inwall shield 및 FI의 두께는 진공용기 이중벽 내에서 냉각수의 원활한 흐름을 고려하여 일정한 filling factor를 넘지 못하도록 되어 있다. ITER의 승인된 설계 안에 의하면, FI의 재료는 SS430으로 되어 있으며, 그 이유는 본 재료가 중성자에 대한 방사화율이 낮고 열전도도가 좋기 때문이다. SS430은 약 1.5 T의 포화 자속밀도를 가지며, B-H 곡선을 그려보면 Fig. 2-8과 같다.

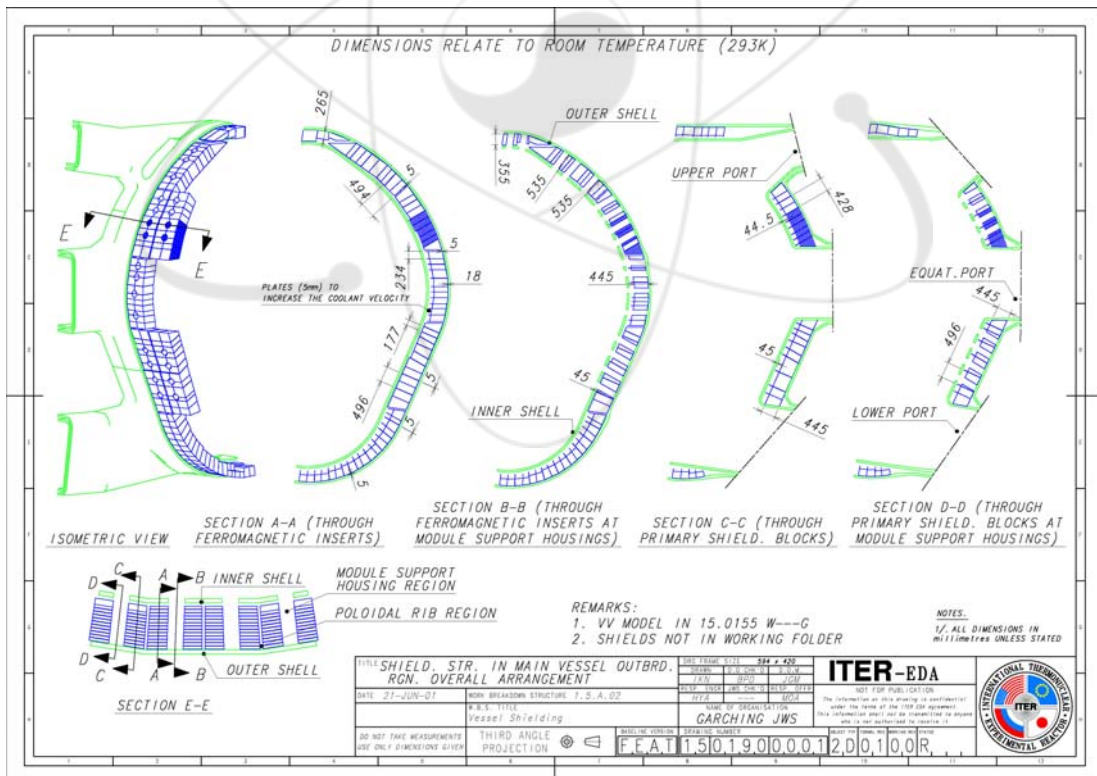
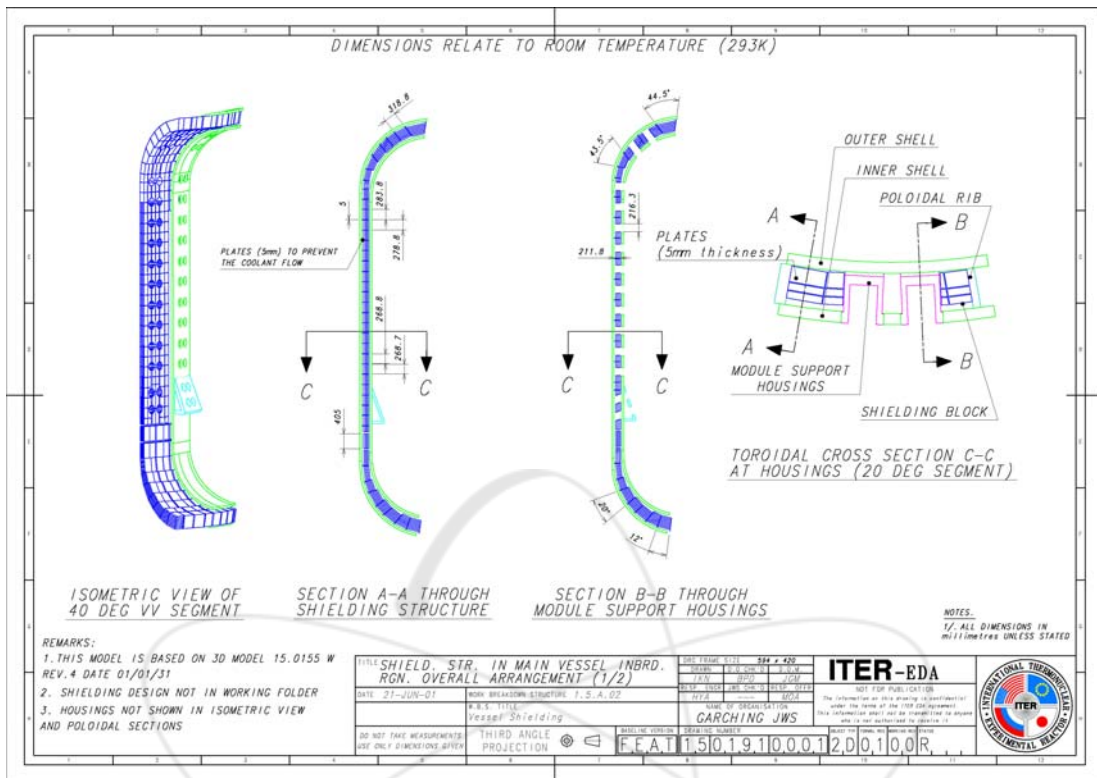


Fig. 2-7. Inwall shielding arrangement for the inboard region (upper) and the outboard region (bottom) [6].

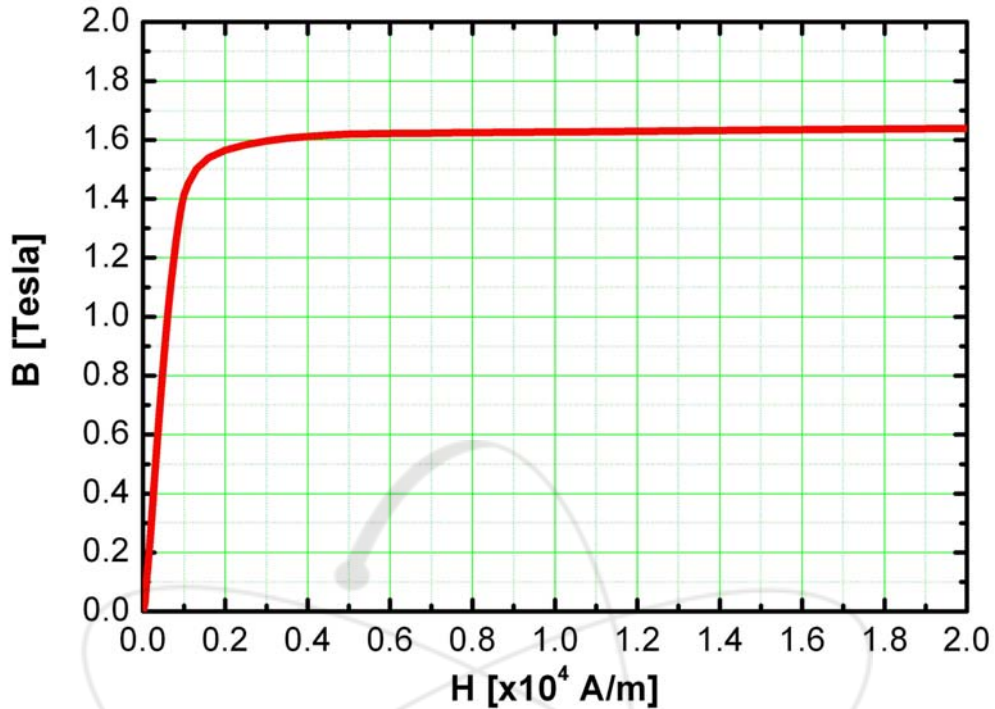


Fig. 2-8. Magnetization curve for SS430.

FI의 두께에 따른 토로이달 자장 리플의 감소 효과를 보기 위해 FI의 여러 두께에 대해 정자장 계산을 수행하였으며, 이 때 두께의 변화는 FI의 바깥쪽 위치는 고정하고 안쪽으로 두께를 증가시켰다. 본 계산에서 토로이달 자장 코일의 전류는 $9.1 \text{ MA} \cdot \text{turn}$ 으로 하였으며, FI의 두께 535 mm에 대해 자장 분포를 계산한 결과는 Fig. 2-9와 같다. 그림에서 볼 때 FI가 등자속밀도 곡선을 바깥쪽으로 끌어당김으로서 플라즈마 separatrix($R=8.28 \text{ m}$)에서 보다 원에 가까워짐을 알 수 있다. FI의 여러 두께에 대해 $R=8.28 \text{ m}$ 에서 토로이달 자속밀도 분포를 계산한 결과는 Fig. 2-10과 같다. 두께를 증가시킴으로서 토로이달 각도 $0, 20^\circ$ 에서의 최대값이 점차 감소하고, $-10, 10, 30^\circ$ 에서의 최소값은 증가함을 알 수 있다. 따라서 토로이달 자장 리플을 구하는 (1)식의 분자 값이 점차 감소하여 리플이 감소함을 알 수 있다. 그러나 FI의 두께가 600 mm인 경우, 그림에서 보듯이 $0, 20^\circ$ 에서의 자장 값이 최대가 되는 것이 아니라 도리어 최소가 되고 $-5, 5, 15, 25^\circ$ 에서 최대값이 됨을 알 수 있다. 즉, FI의 두께가 너무 큰 경우, 자장 분포를 지나치게 교정하여 도리어 리플이 증가하게 된다. 두께에 따른 리플을 계산한 결과는 Fig. 2-11과 같다. FI의 두께가 550 mm인 경우 리플이 최소가 되며, 그 값은 0.22 %

로서 ITER의 요구조건을 만족하는 값이다. 요구조건을 만족하는 FI의 두께 범위는 493~619 mm이다. FI의 두께를 550 mm보다 크게 하는 경우 리플은 다시 증가하게 되며, FI의 두께가 700 mm일 때 리플은 0.57 %가 된다. 한편, 앞서 언급한 바대로 진공용기 이중벽 내에서 FI의 두께는 최대 허용 filling factor에 의해 제한되는데, 그 값이 0.8이다[7]. 이는 냉각수의 흐름을 원활하게 하기 위한 공간이 확보되어야 하기 때문이다. 따라서 FI의 최대 두께는 535 mm가 되며, 이 경우 토로이달 자장 리플은 0.24 %로서 여전히 요구조건을 만족한다.

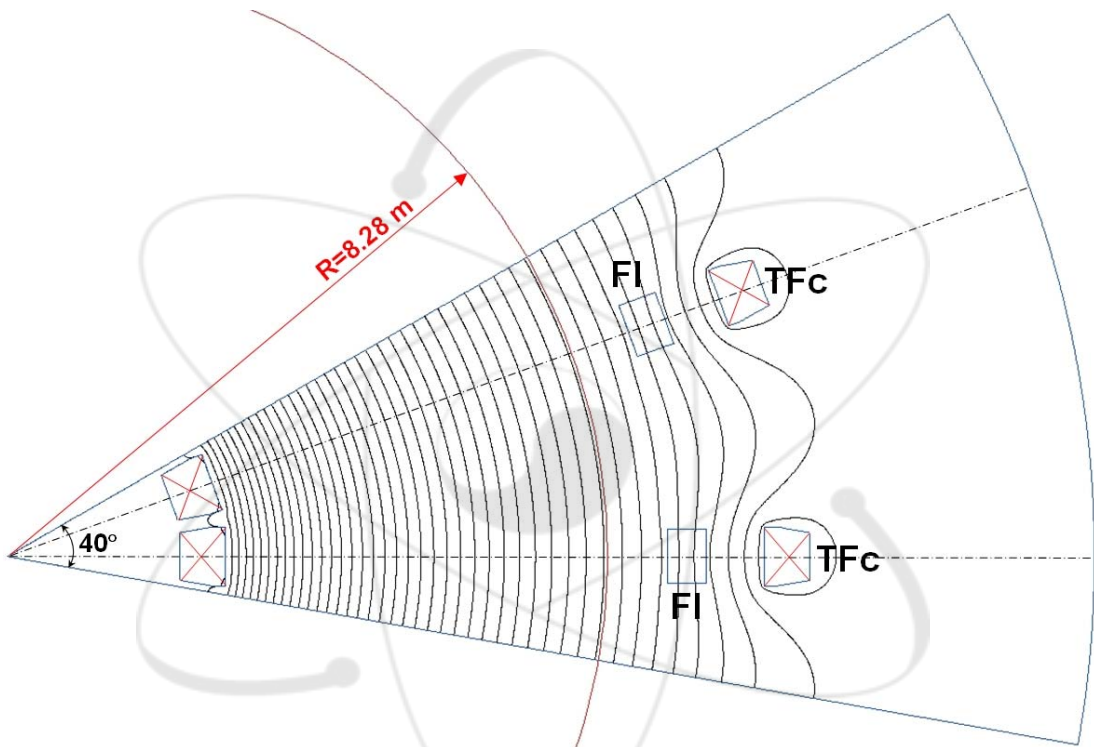


Fig. 2-9. Calculated magnetic field configuration at a coil current of 9.1 MA·turn for the FI's thickness of 535 mm.

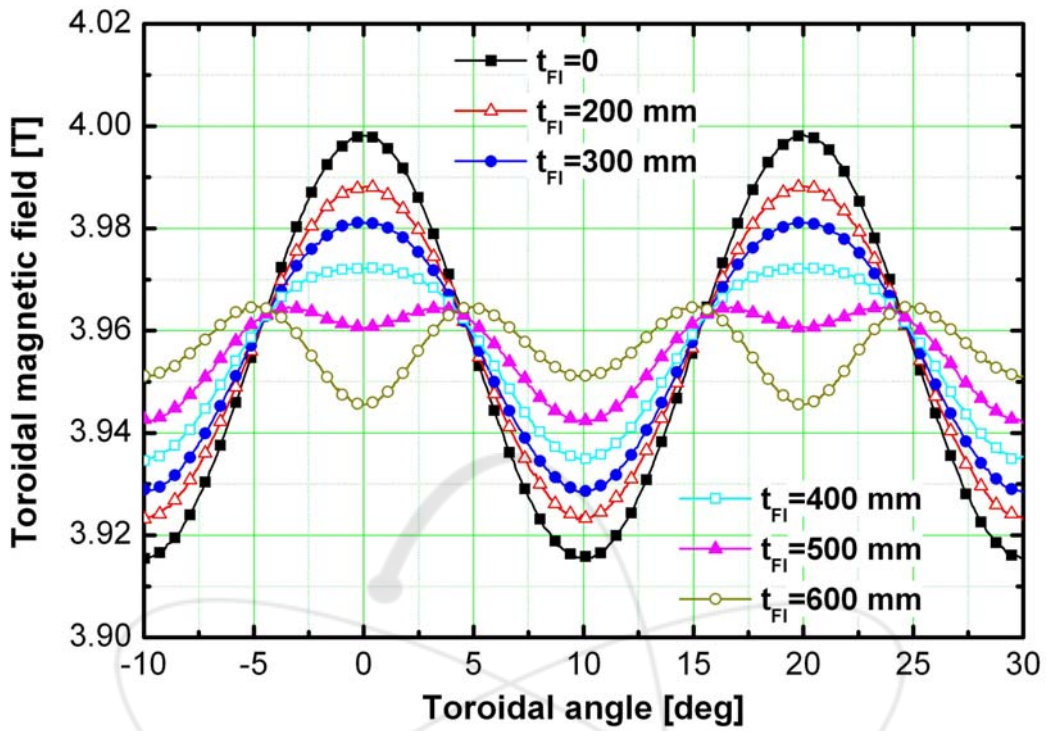


Fig. 2-10. Toroidal magnetic field profile at the plasma separatrix ($R=8.28$ m) along the toroidal angle for various thicknesses of the FIs.

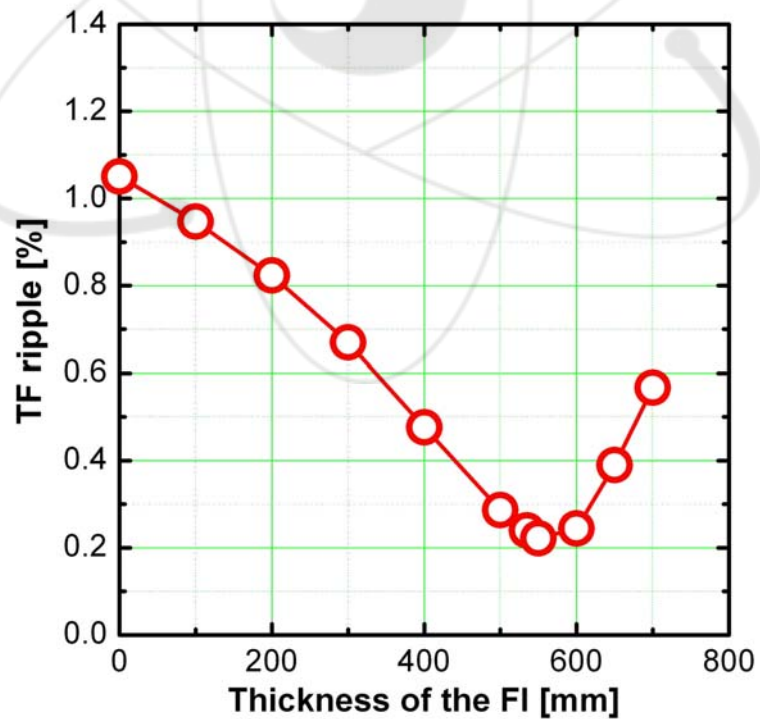


Fig. 2-11. Toroidal ripple as a function of the FI thickness at a coil current of 9.1 MA·turn.

FI의 두께를 결정하는데 있어 고려해야할 또 다른 요소는 ITER 운전 시나리오에 따라 결정되는 자속밀도 값이다. 즉, 어떤 경우에는 기준이 되는 자장 값보다 낮은 자장에서 운전하게 되는 것이다. 본 연구에서는 ITER 운전 시나리오 중의 하나인 half field 운전의 경우에 대해 리플을 조사하였다. 즉, 토로이달 자장 코일에 흐르는 전류를 9.1 MA·turn의 1/2인 4.55 MA·turn으로 하였을 때 동일한 계산을 수행하였다. 자장 분포를 계산한 결과는 Fig. 2-12와 같으며, 리플은 Fig. 2-13과 같다. 이 경우에는 FI의 두께가 350 mm일 때 리플이 최소가 되며, 그 값은 0.16 %이다. 낮은 자장일 때 FI에 의해 리플 교정이 보다 얇은 두께로 가능함을 알 수 있다. 또한 교정이 지나쳐서 리플이 다시 증가하게 되는 두께도 보다 얇음을 알 수 있다. 상기 두 가지 운전 시나리오 모두에 대해 리플이 0.3 % 이하가 되는 두께는 얻을 수 없으며, 423 mm일 때 두 경우 모두 리플이 0.43 %가 되었다. 기준 시나리오의 경우에 요구조건을 만족하는 최소 FI 두께인 493 mm일 때 half field에서는 리플이 0.79 %가 된다. 리플의 관점에서 볼 때, 두 경우 모두를 만족하는 FI의 두께를 결정할 수 없으므로, 우선 기준이 되는 시나리오에 대해 요구 조건을 만족하는 두께를 정하고, 그 외의 경우에 대해서는 추가 연구를 통해 입자 손실량이 요구조건을 만족하는지를 살펴볼 필요가 있다.

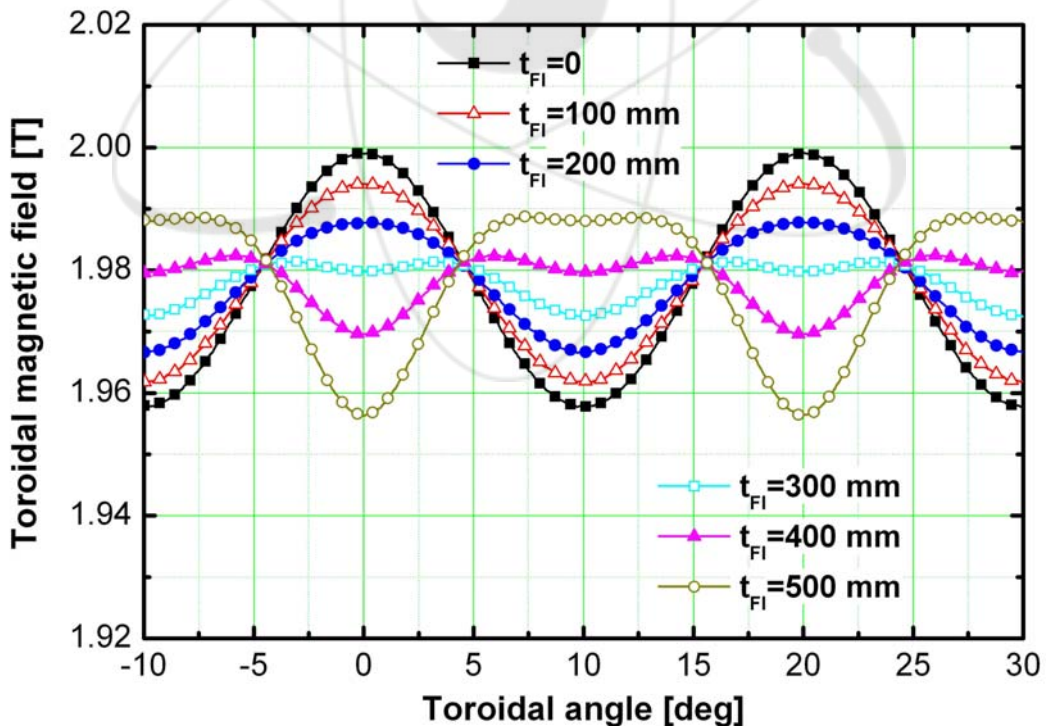


Fig. 2-12. Toroidal magnetic field profile at the plasma separatrix with a TF coil current of 4.55 MA·turn for various thicknesses of the FIs.

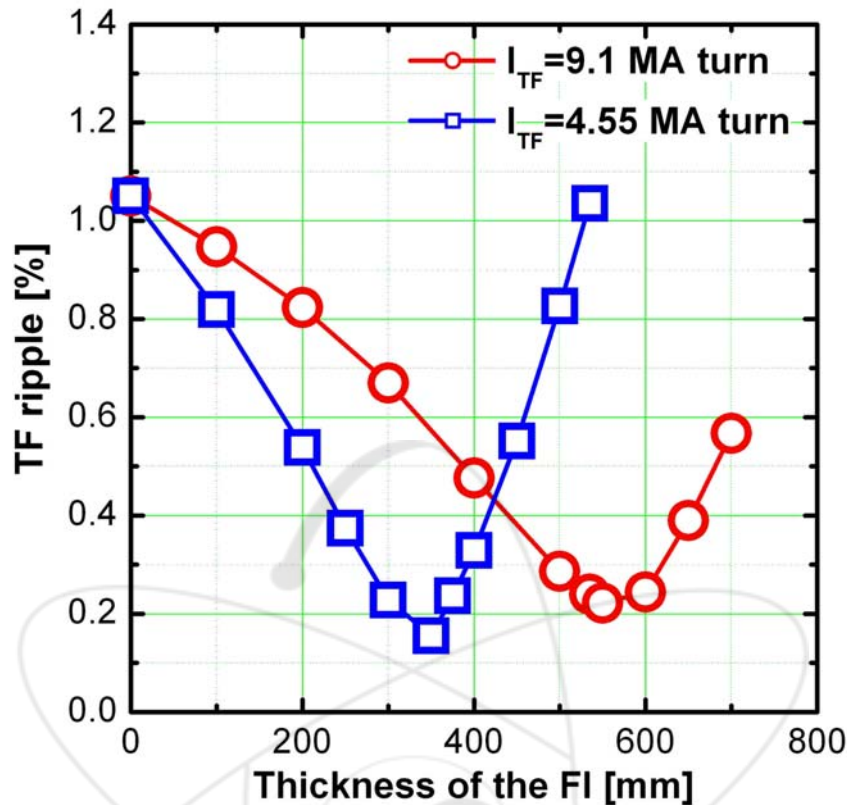


Fig. 2-13. Toroidal ripple as a function of the FI thickness at the coil currents of 9.1 and 4.55 MA·turn.

II-3. TBM이 토로이달 자장 리플에 미치는 영향

우리나라는 두 가지 개념의 TBM(Test Blanket Module)을 개발해 왔으며, 그것은 He-Cooled Molten Lithium (HCML) Blanket [10, 11]와 He-Cooled Solid Breeder (HCSB) Blanket [12]이다. 두 가지 TBM 모두 구조제로는 EUROFER 나 F82H 등과 같은 ferritic steel을 사용하는 것으로 되어 있다. 이 중에서 본 연구원에서 개발 중인 HCML형 TBM을 ITER에 설치하였을 때 리플에 어떤 영향을 주는지 검토하였다. HCML형 TBM의 구조는 Fig. 2-14와 같으며, 단면 형상은 Fig. 2-15의 왼쪽 그림과 같다. 여기서 토로이달 자장에 영향을 주는 ferritic steel 부분만을 고려하여 자장 계산을 위한 간단한 모형을 Fig. 2-15의 오른쪽 그림과 같이 설계하였다. 이 모형은 설계된 TBM과 같은 크기의 외형을 가지며, ferritic steel의 단면적 또한 실제 TBM과 같도록 하였다.

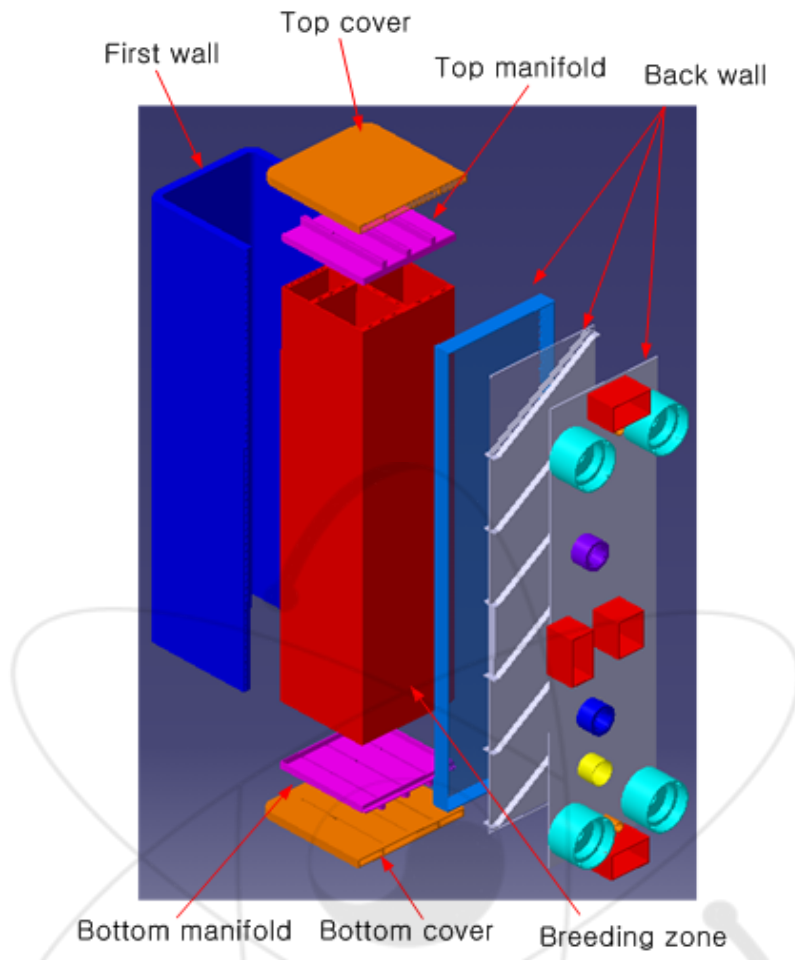


Fig. 2-14. Design of the Korean HCML TBM.

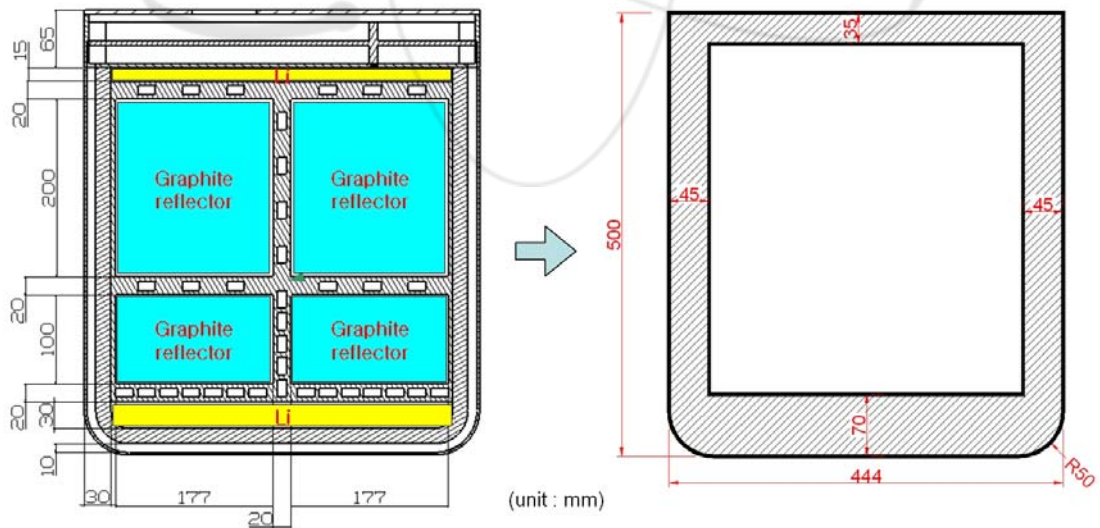


Fig. 2-15. Cross-sectional view of the Korean HCML TBM (left) and the simplified model (right) for a magnetostatic analysis.

ITER에서 TBM은 각각 다른 형태로 2, 16, 18번 포트에 각각 2개씩 설치되는데, 본 연구에서는 Ko HCML TBM 6개가 설치된다고 가정하고 토로이달 자장 계산을 수행하였다. 본 계산에서 토로이달 자장 코일의 전류는 $9.1 \text{ MA}\cdot\text{turn}$ 로 하였으며, FI의 두께는 535 mm 로 하였다. 자장 분포를 계산한 결과는 Fig. 2-16과 같다. FI에 의해 교정된 자장이 다시 TBM에 의해 왜곡되는 것을 알 수 있다. 플라즈마 최외각에서의 자장분포를 Fig. 2-17에 나타내었다. TBM이 설치된 10° 근처에서 보다 심하게 왜곡된 것을 알 수 있다. 즉, FI에 의해 최소 자장값을 상당히 증가시켜 리플을 줄였으나, 다시 TBM에 의해 최소 자장값이 급격히 감소하였으며, 2개의 최소 지점이 발생하였다. 하여 토로이달 자장 리플은 처음에 토로이달 자장 코일만 있을 때 1.04% 이었다가, FI에 의해 0.24% 로 감소했다가, 다시 TBM에 의해 0.82% 로 증가하였다. 이 값은 요구 조건인 0.3% 보다 훨씬 큰 값으로서 플라즈마 성능에 지대한 악영향을 미칠 것이다. 또한 TBM에 의한 자장 왜곡은 TBM이 있는 세 곳에만 국부적으로 발생함으로 인해 보다 복잡한 문제를 야기할 것으로 예상된다. 고에너지 입자의 구속과 손실의 관점에서 재평가가 요구된다. 어떤 경우에도 0.82% 는 너무 큰 값이므로 리플을 감소시킬 대책이 요구된다.

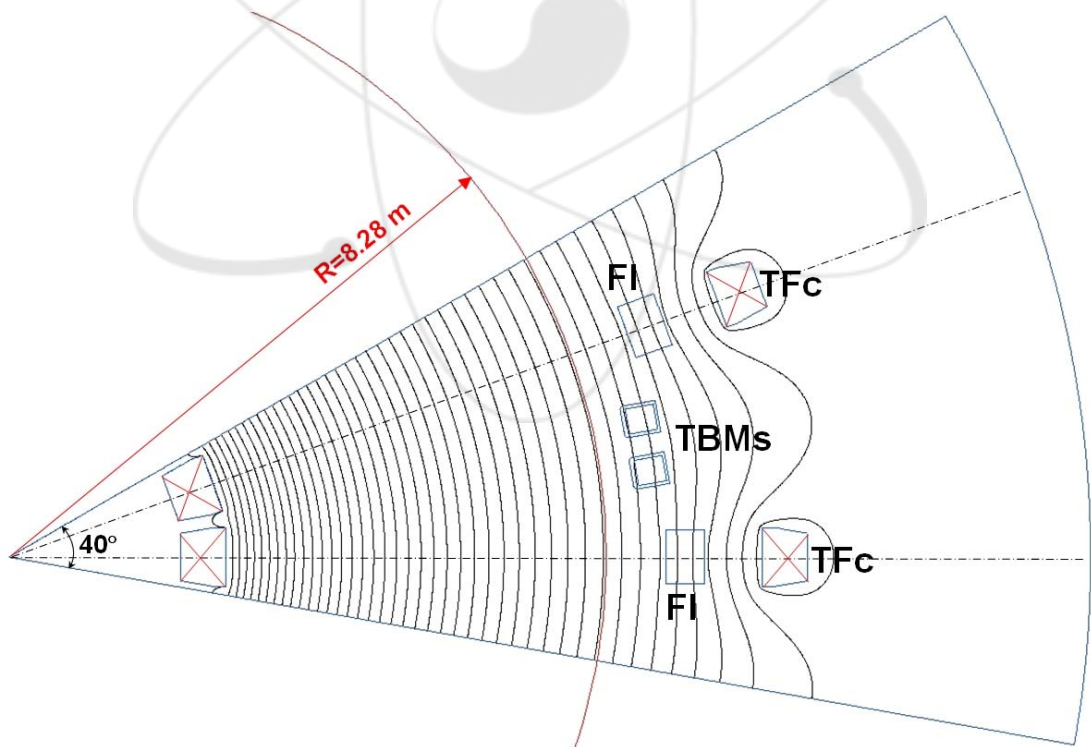


Fig. 2-16. Calculated magnetic field configuration with two TBMs at a coil current of $9.1 \text{ MA}\cdot\text{turn}$ for the FI's thickness of 535 mm .

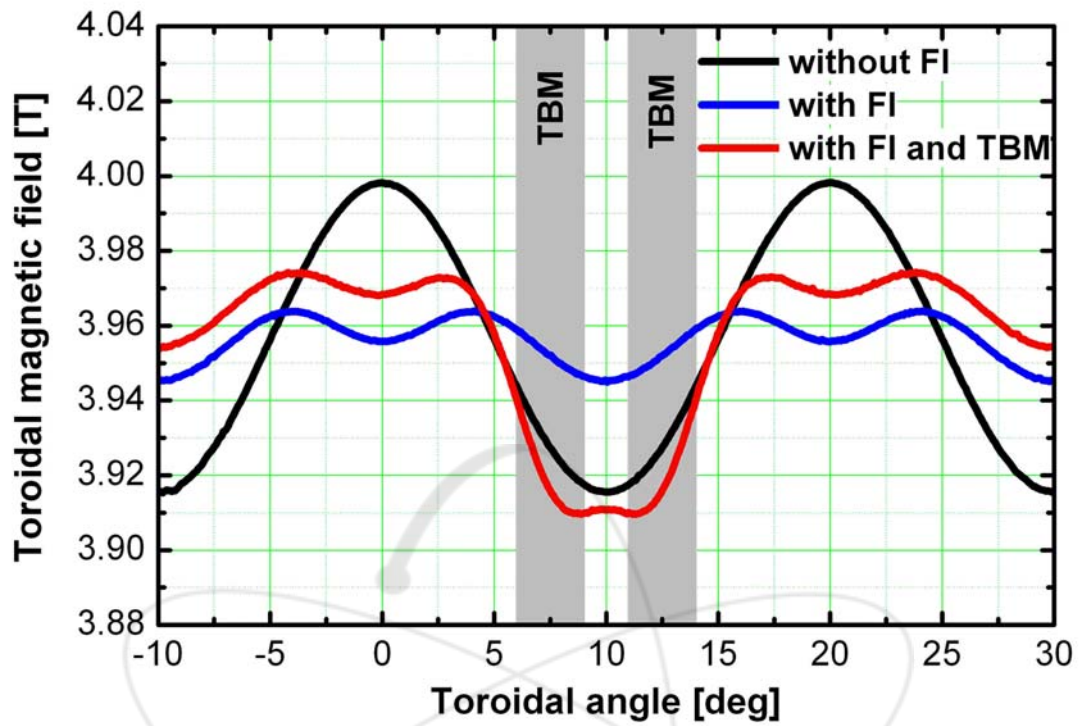


Fig. 2-17. Toroidal magnetic field profile at the plasma separatrix with a TF coil current of 9.1 MA·turn with TFc only, with FIs, and with FIs and TBMs.

Ⅲ. 토로이달 자장 리플 감소 방안

서론에서 언급한대로 TBM에 의한 리플 증가에 대한 대책으로는 세 가지가 제시되어 있는데[13,14], 첫째로는 TBM 속에 포함되어 강자성체의 양을 줄이는 것이며, 둘째는 TBM의 위치를 플라즈마로부터 반경 방향으로 더 멀리 떨어진 위치에 설치하는 방안이며, 셋째로는 TBM 속에 왜곡된 자장을 보정하는 코일을 설치하는 것이다. 본 연구에서는 세 가지 방안에 대해 그 효과를 평가하였으며, 여러 가지 방법을 동시에 적용했을 때의 효과에 대해서도 검토하였다.

Ⅲ-1. TBM 속의 강자성체의 양이 리플에 미치는 영향

Fig. 2-15에서 보는 바와 같이 Ko HCML TBM에는 구조체로서 강자성체를 사용하고 있는데, 전체 양은 약 760 kg이며, 강자성체가 차지하고 있는 단면적은 $8.11 \times 10^4 \text{ mm}^2$ 이다. 본 계산을 위해 설계한 TBM 모형(Fig. 2-15의 오른쪽 그림)은 이 단면적이 같도록 설계한 것이다. 본 TBM에서 강자성체의 양을 줄이기 위해서는 높이와 폭을 줄이는 방법도 강구될 수 있으나, 이 경우 삼중수소 증식이 라는 TBM의 본래 목적을 반감시키므로 좋은 방법이라 할 수 없다. 따라서 강자성체가 차지하는 단면적을 줄이는 것이 의미있는 방법이라 할 것이다. 본 연구에서는 Fig. 2-15의 TBM 모형에서 TBM 외형은 그대로 유지하고 사방 벽의 두께를 일정한 비율로 줄이는 방법으로 단면적 감소를 모사하였다. TBM의 벽 두께를 앞쪽은 7 mm씩, 양 옆은 5 mm씩, 뒤쪽은 4 mm씩 감소시키면서 계산을 수행하였으며, 그 결과는 Fig. 2-18과 같다. 토로이달 자장 리플이 강자성체의 감소량에 거의 선형으로 비례하여 낮아짐을 알 수 있다. 강자성체의 양을 52 % 감소시켰을 때 플라즈마 separatrix에서 토로이달 자장 리플은 0.51 %이었다. 강자성체의 양을 많이 줄였음에도 리플이 대폭 감소하지 않는 이유는 TBM이 그 목적상 플라즈마에 상당히 가까이 설치되어 있기 때문이다. 강자성체의 양을 줄이는 방안으로 리플을 줄이고자 한다면, 요구되는 기계적, 열적 특성을 지닌 대체 구조체를 확보해야 하며, TBM 전체의 열 및 구조 해석을 통해 건전성을 재확인해야 할 것이다.

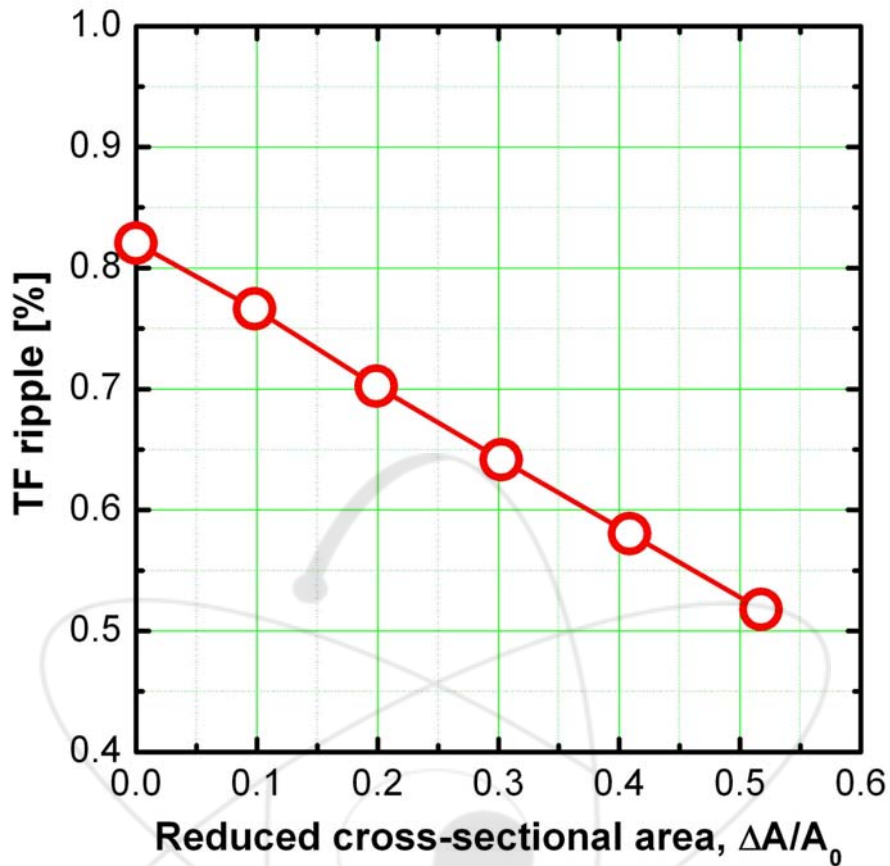


Fig. 2-18. TF ripple as a function of the reduced amount of a ferromagnetic material.

Ⅲ-2. TBM의 위치에 따른 토로이달 자장 리플

TBM의 위치는 삼중수소 증식이라는 본래의 목적을 위해서는 중성자속이 높은 안쪽으로 설치하는 것이 유리하나, TBM에 의해 전체 ITER 장치에 미치는 안전성을 고려하여 일차벽(first wall) 뒤쪽으로 약 30 mm 들어가 있다. 리플을 줄이는 두 번째 방안으로 TBM의 위치를 플라즈마로부터 보다 먼 위치에 설치하는 것이다. 이 효과를 살펴보기 위해 TBM의 위치를 원래의 위치에서 반경 방향으로 10 cm씩 이동하면서 리플을 계산하였으며, 그 결과는 Fig. 2-19와 같다. TBM을 현재 위치에서 60 cm 이동함으로써 리플을 1.05 %에서 0.54 %로 줄일 수 있음을 알 수 있다. 하지만 이 방안으로도 요구되는 리플 값 이하로 낮출 수는 없었다. 또한 이 경우 TBM 본래의 목적을 반감시키게 되므로 neutronics 계산을 통해 삼중수소 증식 효과를 재검토해야 한다. 뿐만 아니라 TBM을 이동하

여 설치하는 경우 포트내의 공간 문제도 같이 해결해야 할 것이다.

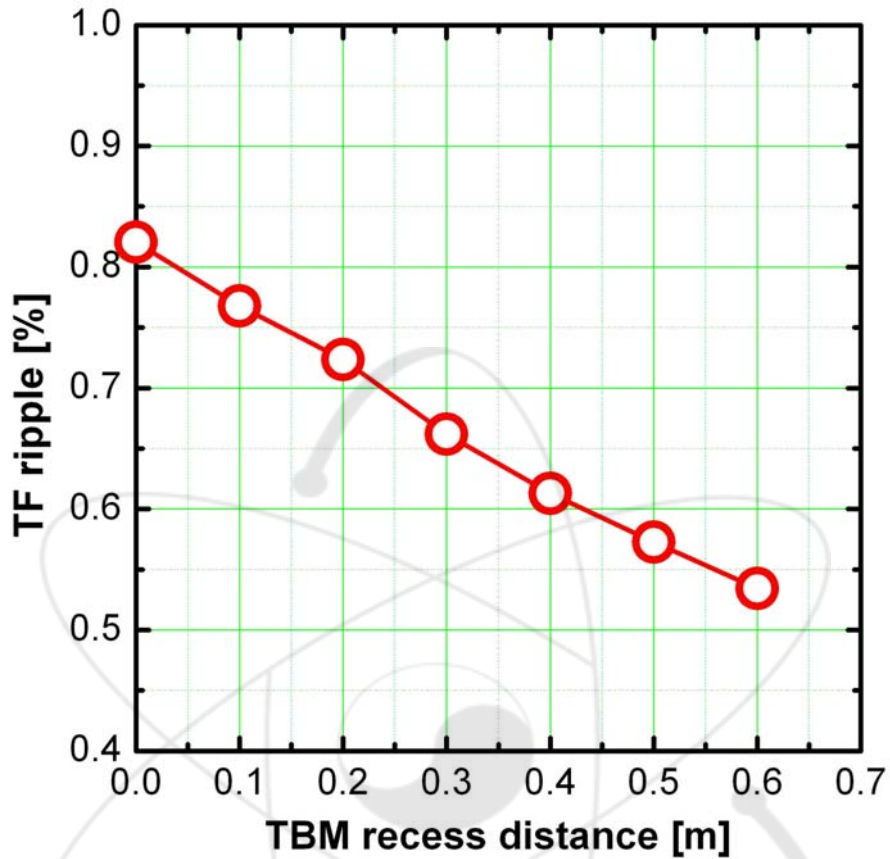


Fig. 2-19. TF ripple as a function of the recess distance from the position of the current design.

TBM에서 강자성체의 양을 줄이거나, TBM의 위치를 이동하는 각각의 방법으로는 토로이달 자장 리플을 요구되는 수준 이하로 낮출 수 없음을 확인하였다. 이에 두 가지 방법을 동시에 적용하는 경우에 대해 동일한 계산을 수행하였으며, 그 결과, TBM에서 강자성체의 양을 52 % 줄이고, TBM의 위치를 바깥쪽으로 60 cm 이동시켰을 때 토로이달 자장 리플을 0.38 %로 감소하였다. 하지만 아직도 요구조건을 만족하지 못하는 수준이다.

Ⅲ-3. 보정코일에 의한 리플 감소 효과

앞서 살펴본 바와 같이 TBM에서 강자성체를 사용하는 한 TBM 자체적으로는

토로이달 자장 리플을 요구되는 수준 이하로 낮출 수 없음을 확인하였다. 따라서 TBM에 보정코일(correction coil, CC)을 설치하여 보다 능동적으로 TBM에 의해 왜곡된 자장을 보정하는 방안이 제시되었다[13]. 본 연구에서는 TBM에 양쪽 port frame 속에 보정 코일을 설치하는 방안에 대해 검토하였다. 포트 프레임 속에는 복잡한 냉각관로가 내장되는데, 이를 고려하여 Fig. 2-20과 같이 보정 코일을 설계하였다. 보정 코일의 크기는 작을수록 설치하기 유리하겠지만, 자장 보정을 위해 필요한 전류를 흘릴 수 있기 위해서는 일정한 크기 이상이 되어야 한다. ITER ELM 코일의 경우 냉각 등을 고려하여 기술적으로 가능한 3000 A/cm^2 의 전류밀도로 설계되어 있다[15]. 본 자장 보정 코일의 경우 단면적이 $500 \text{ mm} \times 50 \text{ mm}$ 이므로 ELM 코일과 동급으로 설계하는 경우 750 kA 까지 가능하다. TBM 사이에 있는 보정 코일의 전류 방향은 원리적으로 바깥쪽 토로이달 자장 코일의 전류 방향과 같아야 하며, 바깥쪽의 보정 코일의 전류 방향은 그 반대이다. 즉, 중앙의 코일은 Fig. 2-17에서 10° 근처의 최소 자장 부분을 끌어 올리는 기능을 하며, 양쪽의 두 보정 코일은 최대가 되는 영역의 자장을 끌어내리는 역할을 하게 된다.

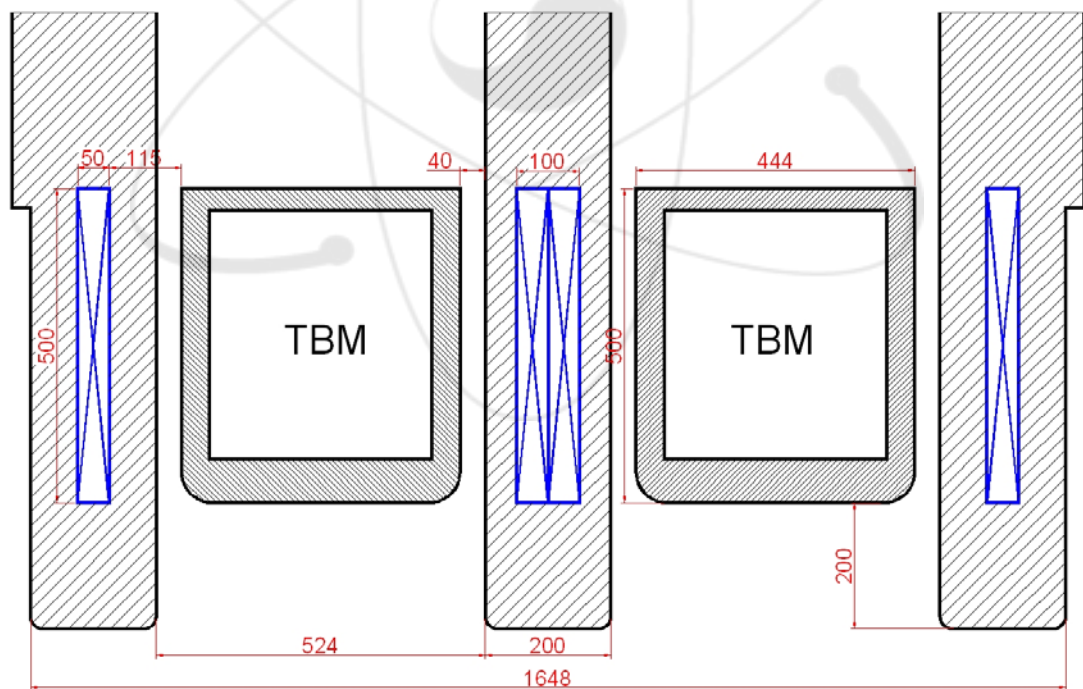


Fig. 2-20. Cross-sectional view of the ripple correction coils installed inside TBM port frames.

각 보정 코일에 흐르는 전류가 $200 \text{ kA}\cdot\text{turn}$ 일 때 토로이달 자장 분포를 계산한 결과는 Fig. 2-21(a), (b)와 같다. Fig. 2-21(b)는 Fig. 2-21(a)의 TBM 근처에서의 상세 자장 분포이다. TBM 근처에서 보정 코일에 의해 자장이 미세하게 교정되는 것을 볼 수 있다. 전류를 변화시키면서 동일한 계산을 수행하였으며, 플라즈마 separatrix에서의 자장 분포는 Fig. 2-22와 같다. 전류를 증가시킴에 따라 10° 근처의 최소값은 점차 증가하고 0° 와 20° 근처의 최대값은 점차 감소하여 리플이 감소함을 알 수 있다. 그러나 $150 \text{ kA}\cdot\text{turn}$ 이상에서는 10° 근처의 최소값이 증가하여 0° 와 20° 근처의 자장 값보다 커지게 된다. 따라서 리플이 다시 증가하게 되며, 그러한 경향은 보정 코일의 전류에 따른 리플을 나타내는 Fig. 2-23에 잘 나타나 있다. 토로이달 자장 리플은 보정 코일의 전류가 $150 \text{ kA}\cdot\text{turn}$ 일 때 최소가 되며, 그 값은 0.49% 이다. 전류를 $150 \text{ kA}\cdot\text{turn}$ 이상으로 증가시키면 리플은 다시 급격히 증가하게 된다. 결론적으로 현재의 설계안으로는 보정 코일만으로 ITER에서 요구하는 토로이달 자장 리플, 0.3% 이하로 낮출 수가 없는 것이다.

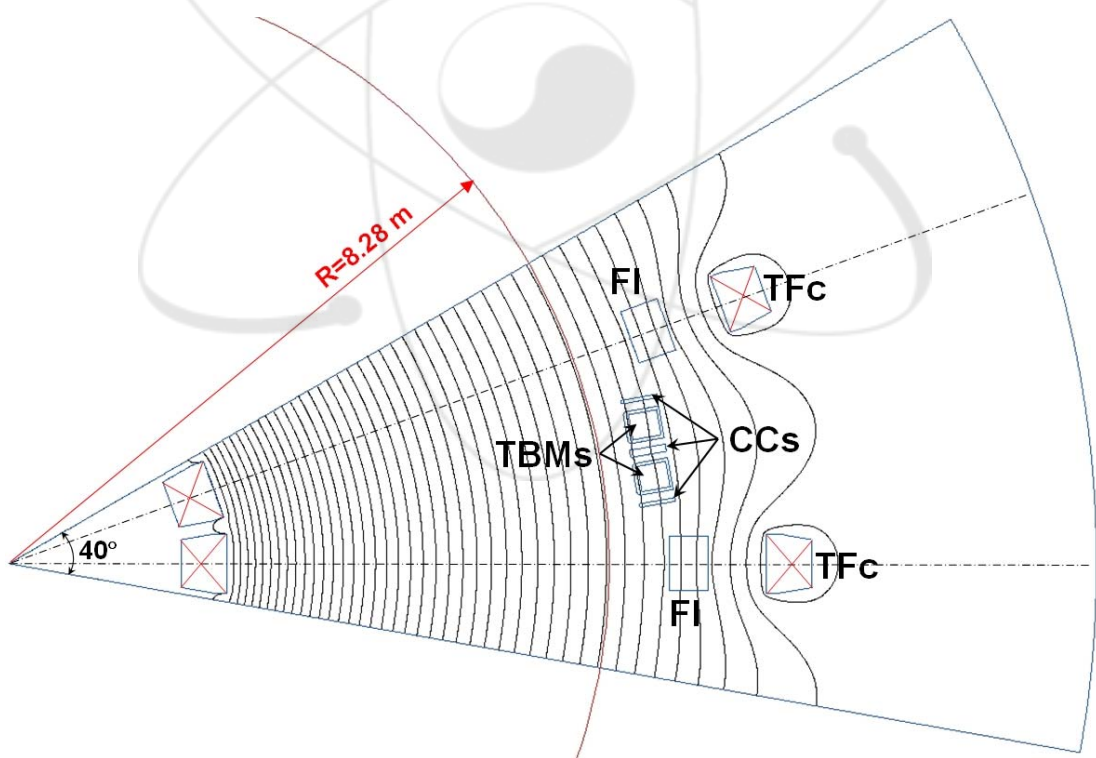


Fig. 2-21(a). Calculated magnetic field configuration with two TBMs and the correction coils at a TF coil current of $9.1 \text{ MA}\cdot\text{turn}$ and a correction coil current of $200 \text{ kA}\cdot\text{turn}$ for the FI's thickness of 535 mm .

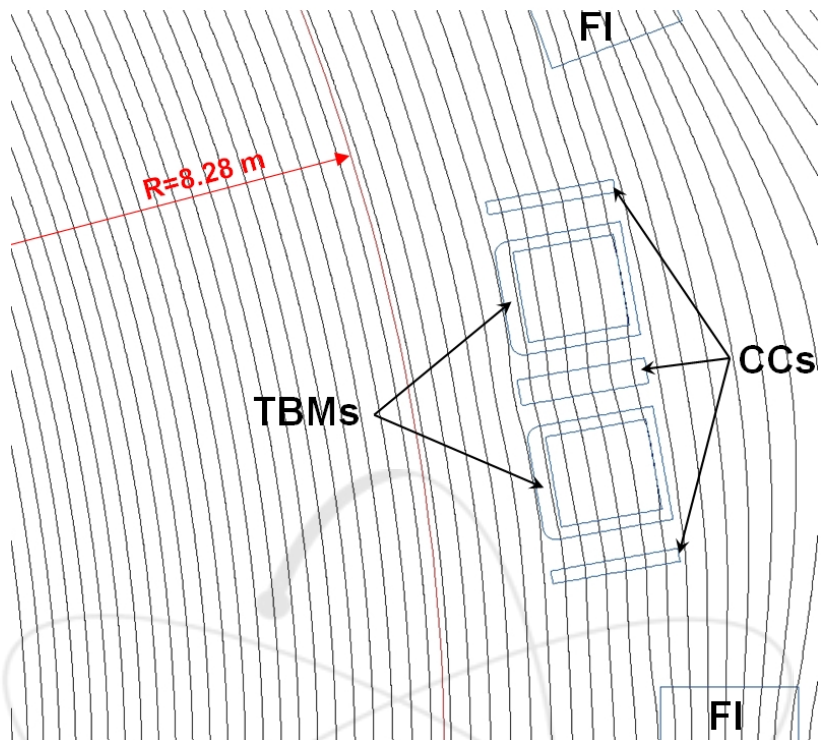


Fig. 2-21(b). Detail magnetic field configuration around the TBMs.

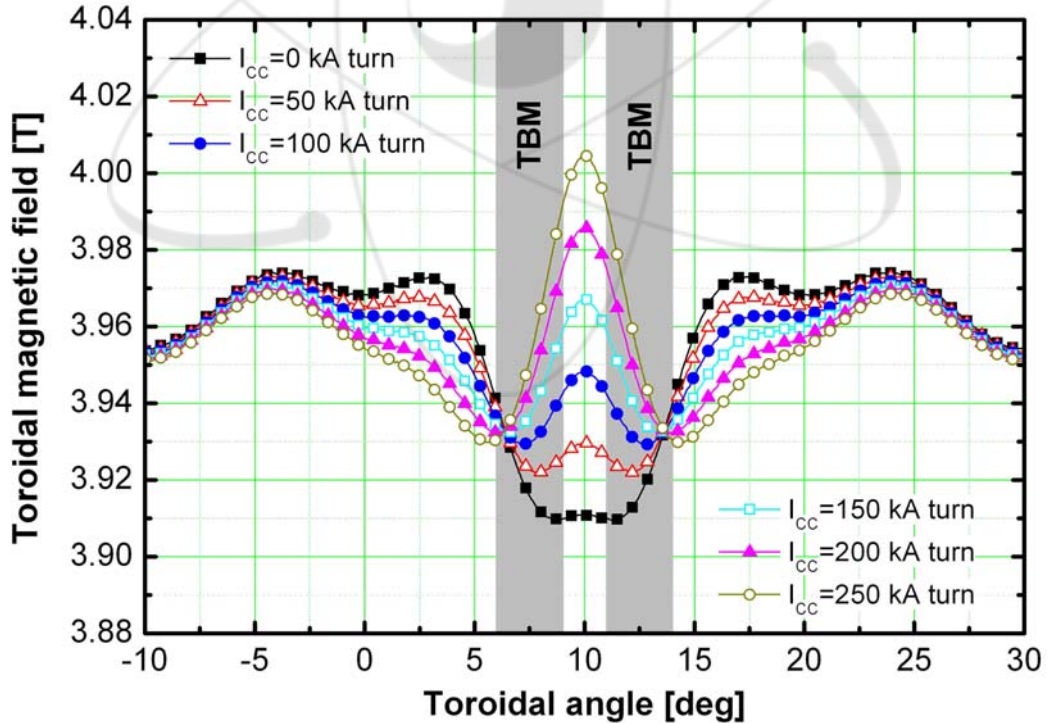


Fig. 2-22. Toroidal magnetic field profiles at the plasma separatrix ($R=8.28\text{ m}$) for various CC (correction coil) currents.

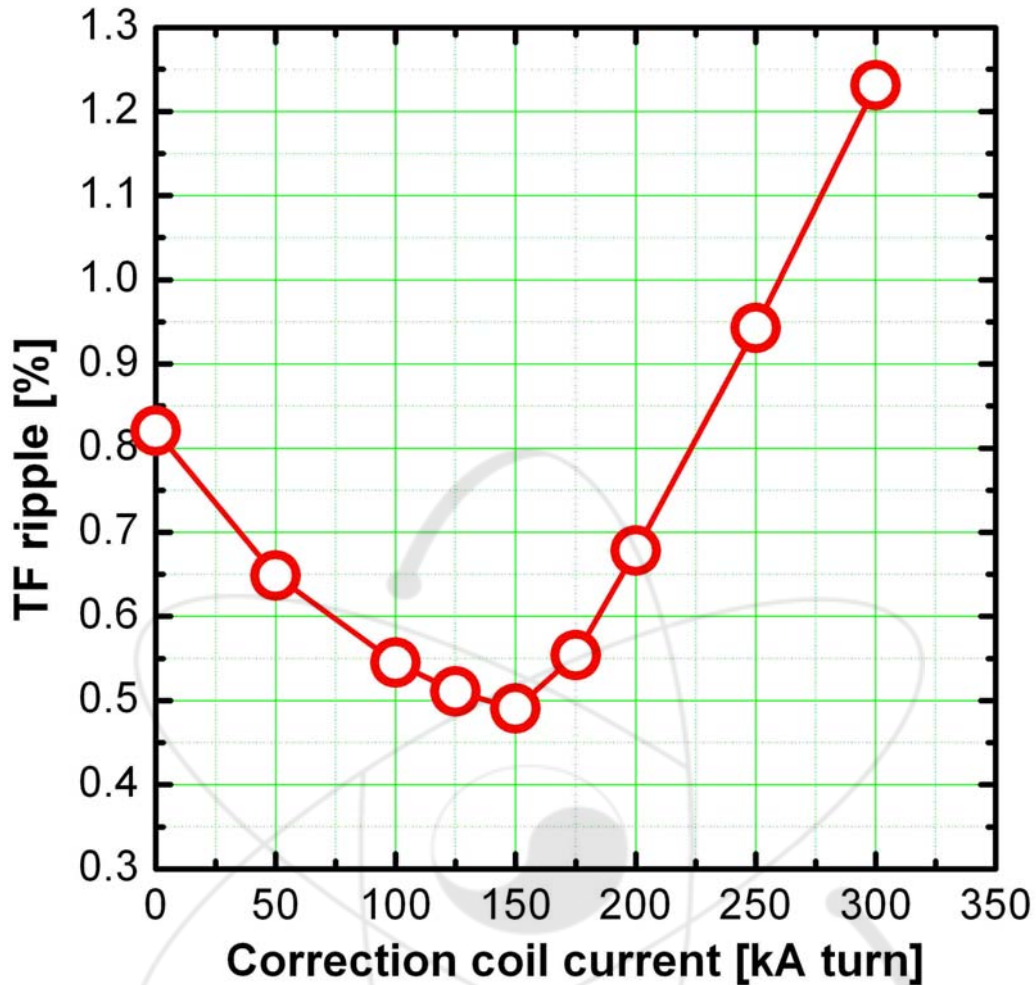


Fig. 2-23. Toroidal magnetic field ripple for various CC currents.

Ⅲ-4. 두 가지 이상의 방안을 동시에 적용하는 경우

앞서 살펴 본 바와 같이, 토로이달 자장 리플을 줄이기 위해 제시된 세 가지 방안 모두 각각의 방법으로는 요구조건을 만족시킬 수 없었다. 또한 TBM 자체적으로 강자성체의 양을 줄이고 동시에 반경 방향의 위치를 이동하여도 원하는 수준 이하로 줄어들지 않았다. 따라서 이와 함께 보정 코일을 추가해야함을 알 수 있었으며, 우선 TBM 내의 강자성체의 양을 줄이면서 보정 코일을 사용하는 경우에 대해 검토하였다. 강자성체의 양을 30 % 또는 52 % 줄이고 보정 코일의 전류를 변화시키면서 토로이달 자장 리플을 구하면 Fig. 2-24와 같다. TBM 내의 강자성체의 양을 30 % 줄이는 경우, 보정 코일을 이용하여도 리플의 요구 조

건인 0.3 % 이하로 낮출 수가 없음을 알 수 있다. 강자성체의 양을 52 % 감소시킨 경우에는 보정 코일의 전류 범위 77~109 kA·turn에서 리플을 0.3 % 이하로 낮출 수가 있다. 리플의 최소값은 보정 코일 전류 100 kA·turn에서 0.28 %이다.

TBM의 위치를 변경하고 보정 코일을 사용하는 경우에 대해서도 동일한 계산을 수행하였으며, TBM의 위치를 반경 방향으로 15, 30, 60 cm 이동하였을 때 보정 코일 전류에 대한 리플을 계산한 결과는 Fig. 2-25와 같다. TBM의 위치를 15 cm 이상 바깥쪽으로 이동해야만 보정 코일에 의해 리플을 0.3 % 이하로 줄일 수 있음을 알 수 있다. 이동 거리가 15 cm인 경우, 리플의 최소값은 보정 코일 전류 200 kA·turn일 때 0.32 %이다. TBM의 현재 위치에서 30 cm 바깥쪽으로 이동하여 설치하는 경우, 보정 코일 전류 250 kA·turn일 때 리플은 0.23 %로 최소가 되며, 보정 코일 전류 165~315 kA·turn의 비교적 넓은 범위에서 0.3 % 이하의 리플 값을 가짐을 알 수 있다. 또한 60 cm 이동한 경우에는 보정 코일 전류 350~400 kA·turn일 때 리플은 0.22 %로 최소가 되며, 보정 코일 전류 190~490 kA·turn의 넓은 범위에서 0.3 % 이하의 리플 값을 가짐을 알 수 있다. 이동시킨 거리가 30 cm 이상에서는 최소 리플 값이 0.22 % 이하로 더 이상 감소하지 않고 보정 코일의 전류 범위만 늘어남을 알 수 있다. TBM의 위치를 바깥쪽으로 멀리 이동할수록 중성자속이 감소하므로 가능한 범위 내에서 플라즈마와 가까울수록 유리하다. 따라서 이 경우 TBM을 30 cm 이동하고, 보정 코일의 전류를 250 kA·turn로 운전한다면 토로이달 자장 리플을 요구 조건 이하로 만족시킬 수 있을 것이다. 하지만 현재의 설계에서 TBM을 30 cm 이동하는 것은 기술적으로 실현하는데 있어 많은 난관이 있을 것으로 판단되며, 삼중수소 증식의 목적이 상당히 반감되리라 본다.

따라서 본 연구에서 제시된 세 가지 방안을 모두 적용하여 기술적으로 실현 가능한 방법을 제안하고자 한다. TBM내의 강자성체의 양을 30 % 줄이고, TBM의 위치를 현재의 설계안에서 반경 방향으로 15 cm 이동하여 설치하는 것이며, 이 때 토로이달 자장 리플은 Fig. 2-26과 같다. 보정 코일 전류 100~200 kA·turn의 범위에서 0.3 % 이하의 리플 값을 가지며, 175 kA·turn 근처에서 0.24 %의 리플 값을 가짐을 알 수 있다. 따라서 이 경우가 가장 실현 가능성이 있는 것으로 판단되며, 필요한 보정 코일의 전류 값도 작아서 코일의 크기도 상당히 줄일 수 있을 것으로 판단된다. 보정 코일의 최대 허용 전류밀도를 앞서 언급한 바대로 3000 A/cm²로 한다면 Fig. 2-20의 보정코일 크기를 1/4 정도로 줄일 수 있으므로 제작, 설치하기에도 용이할 것이다.

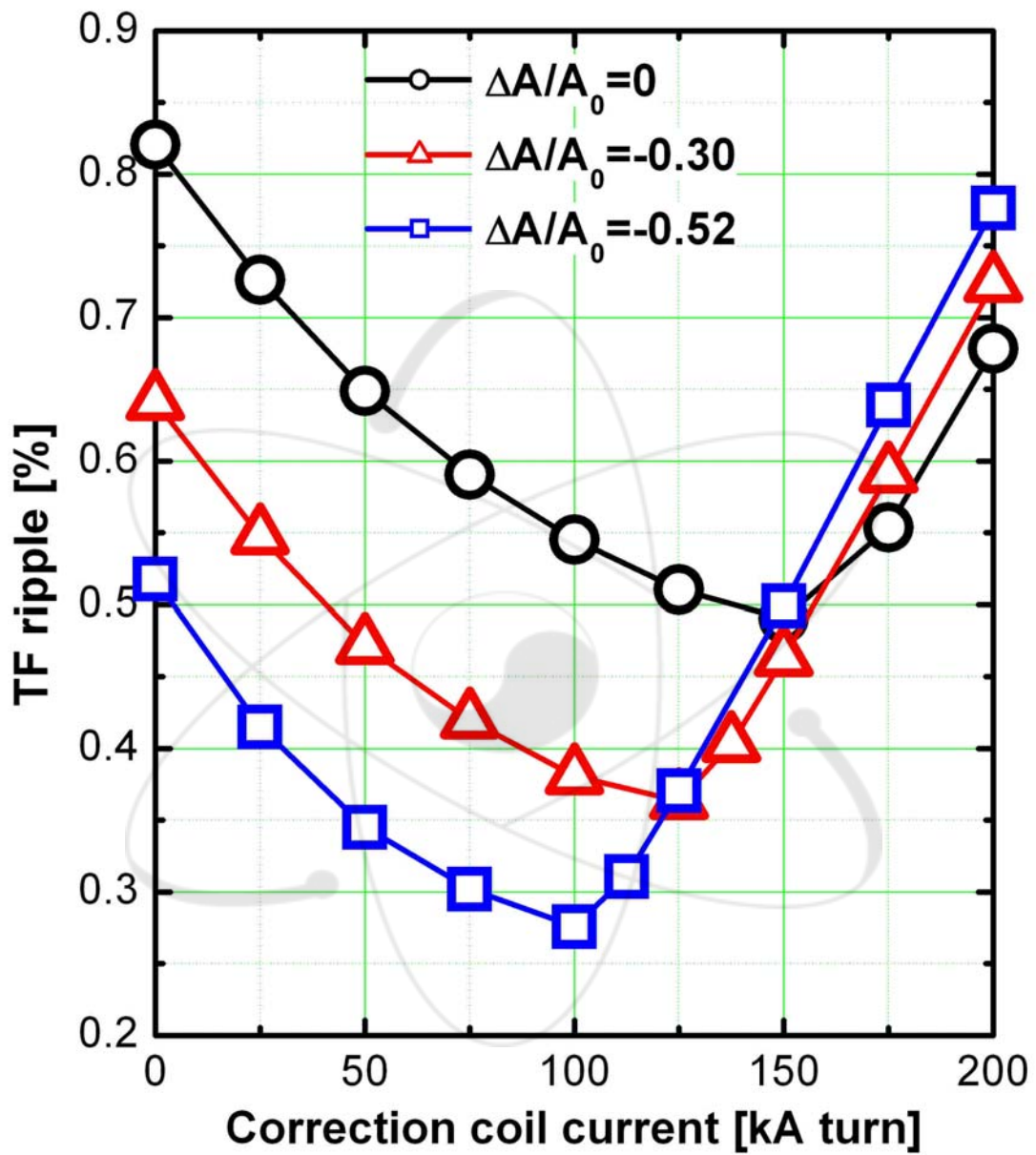


Fig. 2-24. Toroidal magnetic field ripple as a function of the CC current for various amounts of the ferromagnetic material in the TBM.

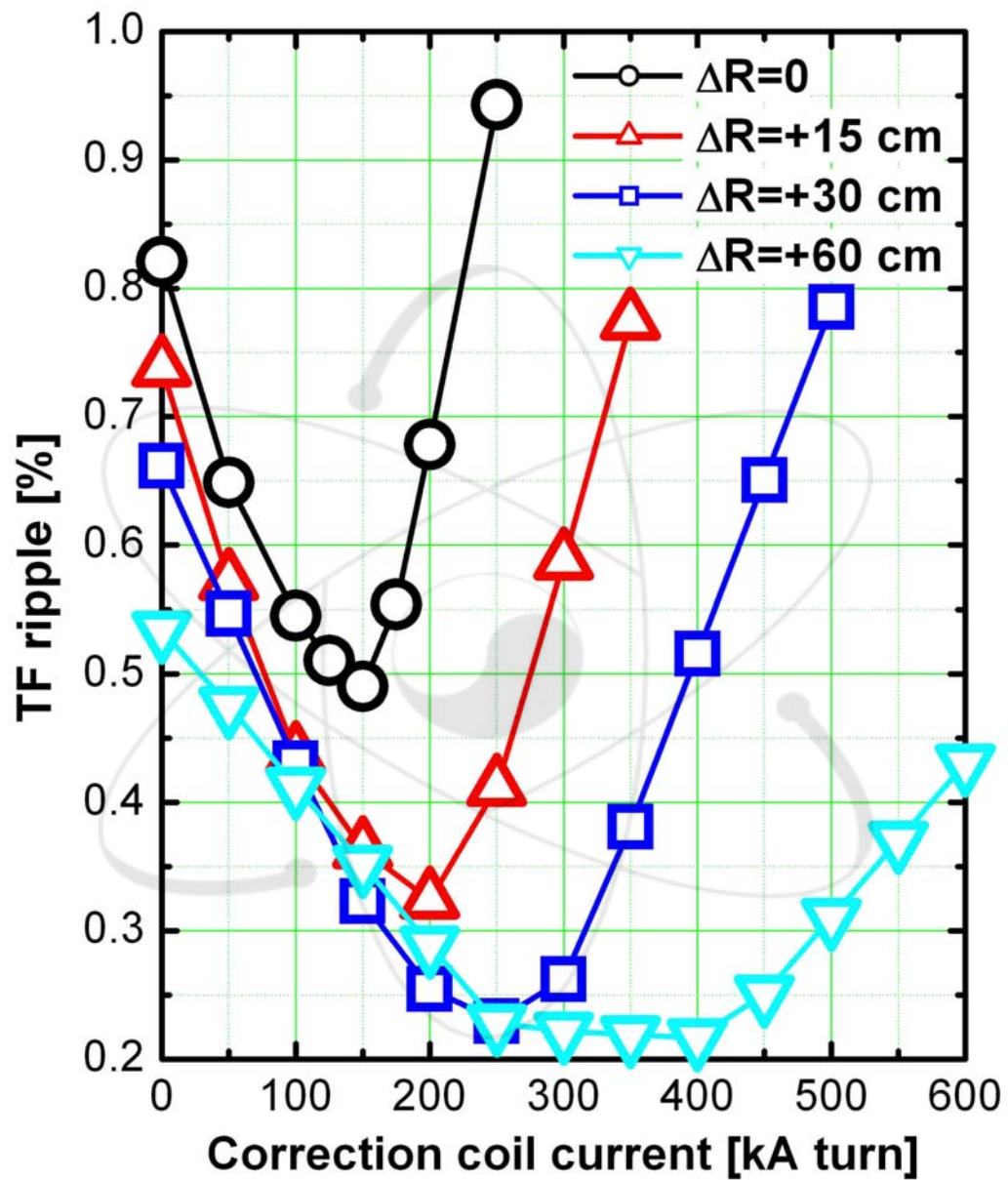


Fig. 2-25. Toroidal magnetic field ripple as a function of the CC current for various recess distances of the TBM.

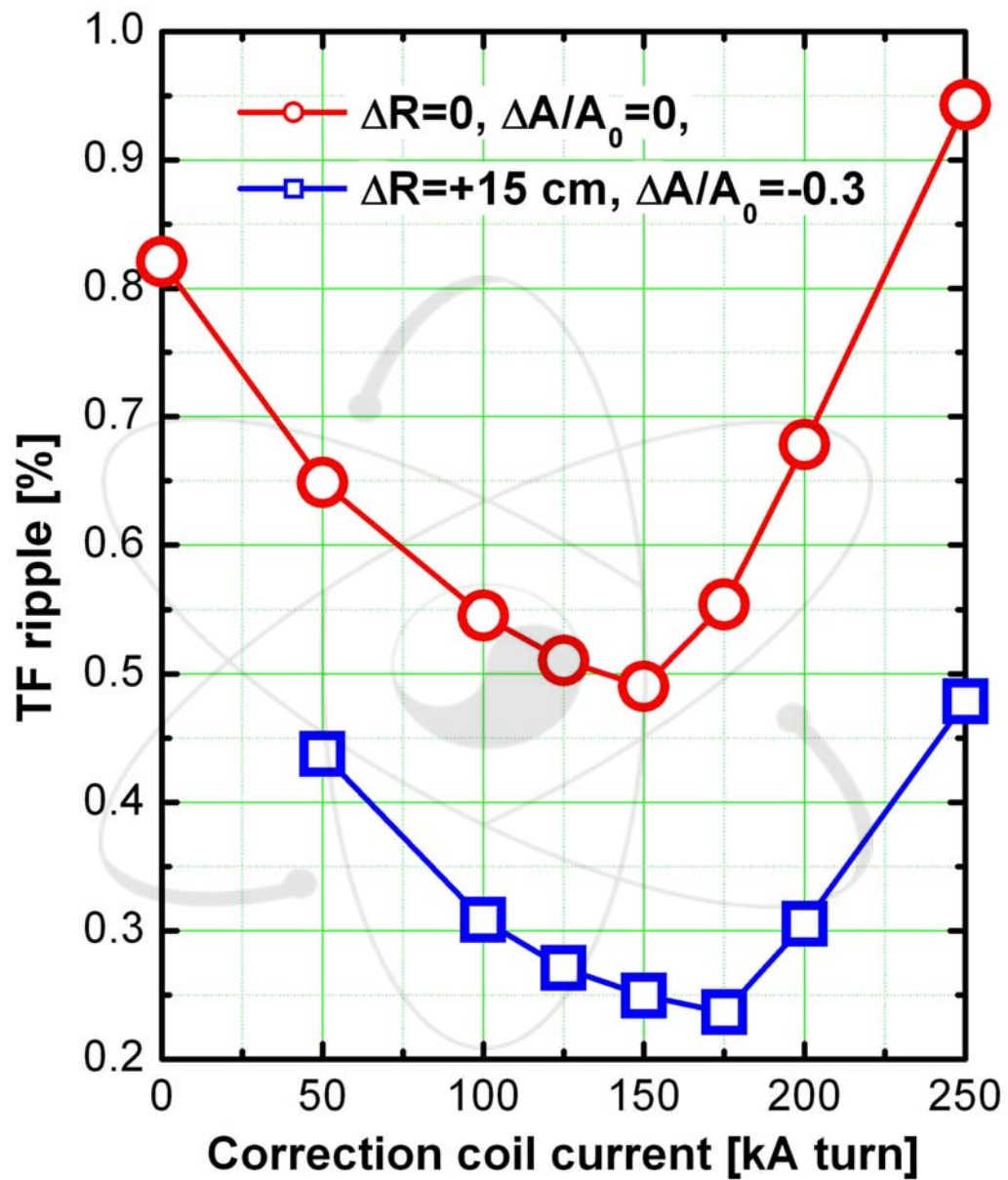


Fig. 2-26. Toroidal magnetic field ripple as a function of the CC current for the case of the reduced amount of the ferromagnetic material of 30 % in the TBM and the recess distance of +15 cm.

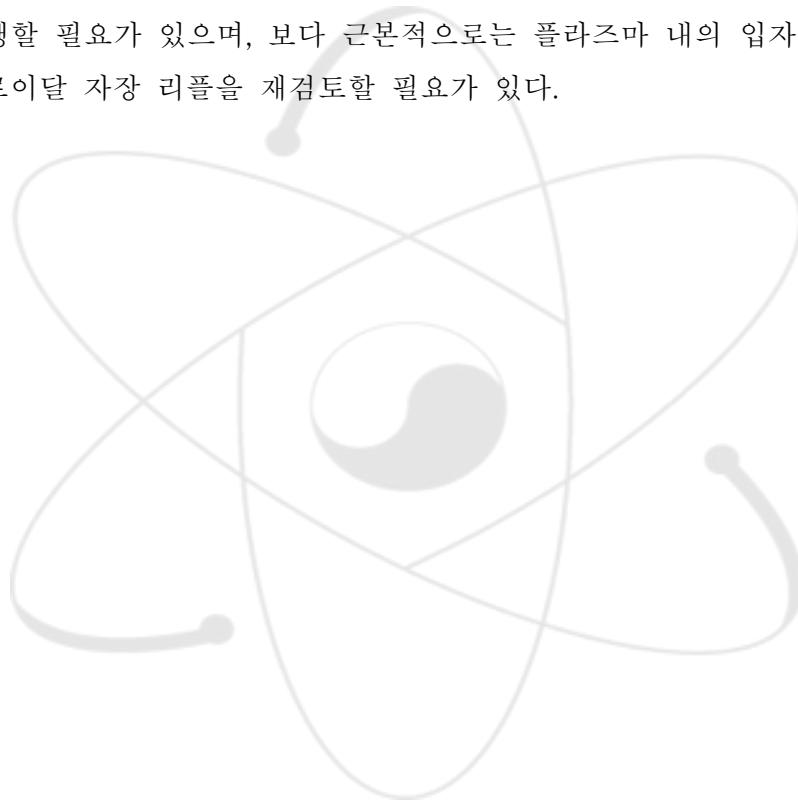
IV. 결 론

본 연구를 통하여 ITER의 여러 가지 상황에서의 토로이달 자장 리플을 평가하고, 리플을 요구조건인 0.3 % 이하로 낮추는 방안을 제시하였다. 우선 토로이달 자장 코일만 있는 경우에 대해 토로이달 자장 분포를 계산하여 리플을 도출하였으며, 여타 저자들의 계산 결과와 일치함을 확인하였다. 이로서 본 연구에서 도입한 계산 과정의 신뢰성을 입증하였으며, 동일한 방법으로 ITER의 여러 가지 상황에 대해 토로이달 자장 리플 계산을 수행하였다. ITER에서 토로이달 자장 리플을 줄이기 위한 대책으로 진공용기 이중벽 속에 FI를 삽입하는 안을 도입하였는 바, 본 연구에서는 FI의 두께를 최적화하기 위해 FI의 두께를 변화시키면서 토로이달 자장 리플을 계산하였다. 그 결과 실현 가능한 범위 내에서 FI의 두께를 535 mm로 하였을 때, 토로이달 자장 리플을 1.04 %에서 0.24 %로 감소시킬 수 있음을 확인하였다.

FI에 의해 토로이달 자장 리플을 요구 조건 이하로 낮추는 것이 가능하나, ITER의 주 목적 중의 하나인 TBM을 설치하는 경우, TBM에 의해 토로이달 자장 왜곡되어 리플이 다시 증가하게 된다. TBM이 리플에 미치는 영향을 평가하기 위해, ITER 진공용기의 2, 16, 18번 포트에 각각 2개씩 모두 6개의 Ko HCML TBM이 설치되어 있다고 가정하고 토로이달 자장 분포를 계산하여 리플을 도출한 결과, TBM 주위에서 리플이 0.24 %에서 0.82 %로 증가하였다. TBM에 의해 다시 증가한 리플을 줄이기 위해 세 가지 방안에 대해 그 효용성을 검토하였다. 우선 TBM 내의 강자성체의 양을 줄이는 방법이 있으며, 둘째로는 TBM의 설치 위치를 반경 방향으로 이동시키는 거이며, 셋째 방법은 TBM 내에 보정 코일을 설치하는 것이다. TBM 내의 강자성체의 양을 52 % 감소시키면 리플이 0.51 %로 감소하였으며, TBM을 반경 방향으로 60 cm 이동 설치시 0.54 %가 되었다. 또한 두 방법을 모두 적용하더라도 리플은 0.38 %로 요구 조건을 만족시키지 못하였다. 또한 보정 코일을 설치하는 경우, 리플을 0.49 %까지 낮출 수 있었다. 각각의 방법으로는 리플 요구 조건을 만족하지 못하여 두 가지 방안을 동시에 적용해 보았다. TBM 내의 강자성체의 양을 52 % 줄이고 보정코일을 사용하는 경우, 보정 코일의 전류 범위 77~109 kA·turn에서 리플을 0.3 % 이하로 낮출 수 있었다. 또한 TBM을 30 cm 바깥쪽으로 이동하여 설치하는 경우, 보정 코일 전류 165~315 kA·turn의 비교적 넓은 범위에서 0.3 % 이하의 리플 값을 가짐을 알 수 있었다. 하지만 이 경우 기술적으로 실현하기 어려운 점이 많아

세 가지 방안을 모두 동시에 적용하는 방안을 제시하였다. 기술적으로 가장 실현 가능성이 높은 안으로서 TBM 내의 강자성체의 양을 30 % 줄이고, TBM을 15 cm 이동하는 경우를 상정하였으며, 이 때 토로이달 자장 리플은 보정 코일의 전류 100~200 kA·turn 범위 내에서 0.3 % 이하가 되었다. 이 경우 보정 코일의 전류도 비교적 작아서 코일의 크기를 줄일 수 있을 뿐만 아니라, TBM 설계 수정이 용이하여 실현 가능하리라 판단된다. 본 연구를 통해 토로이달 자장 리플을 줄이기 위한 방향을 제시할 수 있었으며, FI와 TBM의 설계가 확정되면 재계산이 필요하다.

앞으로의 과제로는, 보다 정밀한 계산을 위해 3-D 코드를 이용하여 유사한 연구를 수행할 필요가 있으며, 보다 근본적으로는 플라즈마 내의 입자 손실의 관점에서 토로이달 자장 리플을 재검토할 필요가 있다.



Acknowledgements

본 연구를 수행하는 과정에서 토로이달 자장 리플 개선에 대해 유익한 토론에 응해주신 본 연구원의 이광원 박사님께 감사드립니다. FI의 재료인 SS430의 자화곡선에 대해 유용한 자료를 제공해주신 태양정보통신의 서영진 위촉연구원에 게도 감사드립니다.



참고문헌

- [1] <http://www.iter.org/>
- [2] D. Campbell, G. Saibene and DR-WG1, Influence of ferromagnetic materials on ITER performance, ITER PT Leaders Meeting, 12 June 2007, Cadarache.
- [3] H. Kawashima, M. Sato, K. Tsuzuki, Y. Miura, N. Isei, H. Kimura, T. Nakayama, M. Abe, D.S. Darrow, JFT-2M Group, Demonstration of ripple reduction by ferritic steel board insertion in JFT-2M, Nuclear Fusion 41 (2001) 257-263.
- [4] H. Takenaga, and the JT-60 Team, Overview of JT-60U results for the development of a steady-state advanced tokamak scenario, Nuclear Fusion 47 (2007) S563-S578.
- [5] L. Giancarli, V. Chuyanov, M. Abdou, M. Akiba, B.G. Hong, R. Lässer, C. Pan, Y. Strebkov, and the TBWG Team, Test blanket modules in ITER: An overview on proposed designs and required DEMO-relevant materials, Journal of Nuclear Materials 367-370 (2007) 1271-1280.
- [6] ITER Drawing Database 3-1.
- [7] V. Amoskov, A. Belov, V. Belyakov, T. Belyakova, O. Filatov, D. Garkusha, YU. Gribov, V. Kukhtin, E. Lamzin, and S. Sytchevsky, Analysis and optimization of the impact of ferromagnetic inserts on the toroidal field ripple in the International Thermonuclear Experimental Reactor, Plasma Devices and Operations, Vol. 13, No. 1 (2005) 45-55.
- [8] Plasma Performance Assessment (PPA) Appendix L, Reduction of Toroidal Field Ripple by Ferromagnetic Inserts, ITER Report, Issue 4, 9 July 2001.
- [9] K. Ioki, V. Chuyanov, F. Elio, D. Garkusha, Y. Gribov, E. Lamzin, M. Morimoto, M. Shimada, M. Sugihara, A. Terasawa, Yu Utin, X. Wang, ITER Limiters Movable during Plasma Discharge and Optimization of Ferromagnetic Inserts to Minimize Toroidal Field Ripple, 21st IAEA Fusion Energy Conference, Chengdu, China, 2006.
- [10] Dong Won Lee, Bong Geun Hong, Yonghee Kim, Wang Ki In, Kyung Ho Yoon, Preliminary design of a helium cooled molten lithium test blanket module for the ITER test in Korea, Fusion Engineering and

- Design 82 (2007) 381-388.
- [11] Bong Geun Hong, Dong Won Lee, Son Jong Wang, Yonghee Kim, Wang Ki In, Kyung Ho Yoon, Basic concepts of DEMO and a design of a helium-cooled molten lithium blanket for a testing in ITER, Fusion Engineering and Design 82 (2007) 2399-2405.
- [12] Seungyon Cho, Mu-Young Ahn, Duck Hoi Kim, Eun-Seok Lee, Sunghwan Yun, Nam Zin Cho, Ki Jung Jung, Current status of design and analysis of Korean Helium-Cooled Solid Breeder Test Blanket Module, Fusion Engineering and Design (2008), doi:10.1016/j.fusengdes.2008.05.037.
- [13] V.A. Chuyanov, L.M. Giancarli, S.C. Kim, C.P.C. Wong, The intergration of TBM systems in ITER, Fusion Engineering and Design (2008), doi:10.1016/j.fusengdes.2008.05.029.
- [14] J.A. Snipes, Physics Effects of TBMs on Plasma Operations in ITER, TBWG Meeting, Aix-en-Provence, France, 5-7 November 2008.
- [15] Private communication with C.S. Kim, October 16, 2008.

서 지 정 보 양 식

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호		위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드	
KAERI/TR-3656/2008					
제목 / 부제		ITER에서 TBM이 토로이달 자장 리플에 미치는 영향 평가 및 리플 감소 방안 연구			
주저자		배영덕 (핵융합공학기술개발부)			
연구자 및 부서명		이동원, 김석권, 홍봉근 (핵융합공학기술개발부)			
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구원	발행년도	2008. 11
페이지	39 pages	도표	있음(○), 없음()	크기	210×297 mm
참고사항					
공개여부	공개(○), 비공개()		보고서종류	기술보고서	
비밀여부	대외비(), ___ 급비밀				
연구위탁기관				계약번호	
<p>초록 (15-20줄내외) :</p> <p>ITER(International Thermonuclear Experimental Reactor) 토카막은 18개의 토로이달 자장 코일을 가지고 있으며, 그 개수의 유한성으로 인하여 토로이달 자장은 원주방향으로 볼 때 리플을 가지게 된다. 이 리플은 핵융합을 일으키는 데에 주된 역할을 하는 플라즈마 내의 고에너지 입자의 손실을 유발하며, 일차 벽에 원치 않는 열부하를 가하게 된다. ITER의 설계안에는 진공용기의 이중 벽 속에 강자성체를 삽입하여 리플을 줄이는 방안을 채택하고 있으며, 이를 FI(Ferritic Insert)라고 한다. 이에 대한 공간 분포에 대한 최적화 작업이 진행중이다. 또한 ITER 토카막에는 TBM(Test Blanket Module)이 설치되는데, TBM이 많은 양의 강자성체로 구성되어 있어 리플을 증가시키게 된다. 본 연구에서는 FI를 최적화하기 위해, FI의 두께에 따른 리플을 계산하였다. 또한 TBM이 토로이달 자장 리플에 미치는 영향을 평가하였으며, 이로부터 토로이달 리플을 요구 조건인 0.3 % 이하로 감소시키는 방안에 대해 논의하였다. 리플을 감소시키기 위한 방안으로는 TBM의 위치를 주변경 방향으로 후퇴시키거나, TBM에서의 강자성체의 양을 줄이는 방안이 있다. 또한 보다 적극적인 방법으로는 TBM에 전자석을 설치하여 능동적으로 리플을 감소시킬 수 있다. 본 연구에서는 상기 세 가지 방안에 대해 계산을 통하여 그 효과를 분석하였으며, 토로이달 자장 리플을 요구 조건 이하로 감소시킬 수 있는 방안을 제시하였다.</p>					
주제명키워드 (10단어내외)		ITER, 토로이달 자장 리플, TBM			

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET							
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.		INIS Subject Code	
KAERI/TR-3656/2008							
Title / Subtitle		Effect of a TBM on the Toroidal Magnetic Field Ripple in the ITER and Measures to Reduce the Ripple					
Main Author		Young-Dug BAE					
Researcher and Department		Dong-Won LEE, Suk-Kwon KIM, Bong-Guen HONG					
Publication Place	Daejeon	Publisher	KAERI		Publication Date	2008. 11	
Page	39 pages	Ill. & Tab.	Yes(<input type="radio"/>), No (<input type="radio"/>)		Size	210×297 mm	
Note							
Open	Open(<input type="radio"/>), Closed(<input type="radio"/>)						
Classified	Restricted(<input type="checkbox"/>), _Class Document		Report Type		Technical Report		
Sponsoring Org.				Contract No.			
<p>Abstract (15-20 Lines) :</p> <p>The ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) tokamak has 18 toroidal magnetic field (TF) coils, and the discreteness of these TF coils causes toroidally non-axisymmetric perturbations of the magnetic field. It is called a TF ripple and could lead to losses of high-energy particles, and an unfavorable heat load on the plasma facing components. In the ITER design, a ferromagnetic insert (FI) is employed to reduce the TF ripple, and an optimization of the FI design is ongoing. Also, since test blanket modules (TBMs) will be installed in the ITER, which are made of a ferromagnetic material, they also affect the TF ripple. We assessed the effects of the thickness of the FIs on the TF ripple in order to optimize the FI. And we analyzed how the TBMs distort the TF, and calculated the TF ripple for various amounts of a ferromagnetic material and the positions of the TBMs. A simple correction coil was adopted in order to reduce the TBM induced TF ripple to the required value of 0.3 %. We proposed technically available measures to reduce the TF ripple to the required value.</p>							
Subject Keywords (About 10 words)		ITER, TF ripple, TBM					