Fusion Reactor Technology I (459.760, 3 Credits)

Prof. Dr. Yong-Su Na (32-206, Tel. 880-7204)

Contents

```
Week 1. 에너지와 지구환경 문제
Week 2-3. 토카막로의 기초
Week 4-6. 토카막로의 설계
Week 8-9. 노심 플라즈마에 관한 기반과 과제
Week 10-13. 노공학 기술에 관한 기반과 과제
Week 14. 상용로의 길 / Project Presentation
```

- 노심 플라즈마 설계와 노공학 기본 설계
- 노의 구조와 크기를 결정하는 요인은 노심 플라즈마 설계와
 노공학 기본 설계로 크게 나눌 수 있음.
 - 1) 노심 플라즈마 설계: 발전 성능에 관련된 핵융합 출력 결정
 - 2) 노공학 기본 설계: 노심 플라즈마를 생성 유지, 에너지를 인출하기 위한 설계
- 노심 플라즈마 설계와 노공학 기본 설계를 모두 만족시키면서, 설정한 설계 목표나 설계 기준, 지침에 대해 최적화하여야 함.
 예) 설계 목표: 경제성 향상
- 설계 지침: 최신의 플라즈마 물리를 적용하여 장치 크기를 가능한 소형화
- 설계 순서

보수 방식 → 기본적인 노 구조 → 플라즈마 평형 배위 (poloidal coil의 배치는 보수 방식에 따라 제약을 받을 수 있음)

○ 기본개념

각국별로 그 전략에 따라 기본개념에 차이가 있다. 한국 실정에 적합하게 도출한 DEMO 핵융합파워플랜트의 기본개념을 정의하면 다음과 같다.

"ITER 프로젝트와 상업용 핵융합파워플랜트 개발의 중간 단계로서, 토카막 방식의 핵융합로 내에서 일어나는 중수소와 삼중수소 간의 핵융합반응을 이용하여, 대량의 전기 생산과 연료인 삼중수소의 자체 생산을 실증하기 위한 핵융합파워플랜트"

○ 설계목표

DEMO 핵융합파워플랜트의 주요 설계목표는 다음과 같다.

◇ 핵융합반응을 통한 대량 전력 생산 조기 실증
 ◇ 핵융합 연료 자체 유지성 및 장시간 정상상태 (steady state) 운전 실증
 ◇ 인허가성 및 안전성 실증
 ◇ 유지보수성 및 발전소 목표이용률 (target availability) 실증
 ◇ 타 에너지원과 비교했을 때 경제성 및 경쟁력 확보
 ◇ 상업용 핵융합파워플랜트 건설을 위한 기술자립 확보

DEMO 핵융합파워플랜트 개발사업 기획, 핵융합연구센터, 2007. 8

○ 설계기준

DEMO 핵융합파워플랜트의 주요 설계기준은 다음과 같다.

◇ 중수소-삼중수소를 연료로 사용하는 초전도 토카막 방식을 이용한 핵융합로

- ◇ 헬륨을 냉각재로 사용하는 Brayton Cycle 열수송 방식
- ◇ 순 전기출력: 1.5 GWe
- ◇ 파워플랜트 설계수명: 60년
- ◇ 이용률(availability): 82.5%
- ◇ 최악의 가상사고 시나리오에서도 고유 안전성 유지
- ◇ 핵융합 연료의 자체 유지 (삼중수소증식률 > 1.1)
- ◇ 경쟁력 있는 발전단가 (COE)

DEMO 핵융합파워플랜트 개발사업 기획, 핵융합연구센터, 2007. 8

• Radial Build 결정으로 노 설계 시작

- Radial Build: 노 본체 기기의 배치 및 치수를 반경 방향으로 전개한 것
- 노심 플라즈마, TF coil, CS coil, 블랑켓의 TBR, 차폐 등 기본 방침이 정해짐.



- 노심 플라즈마 설계
- 핵융합 출력: 핵융합로의 설계에서 가장 중요한 parameter
- 노심 플라즈마 성능으로 핵융합 출력 밀도(노심 플라즈마 성능)와 플라즈마 크기가 결정됨.

예) 핵융합 출력 밀도(p)를 높이면 플라즈마 크기(V)는 작아짐.

$$P_{f} = \int p_{f} dV_{p}$$

$$\approx \begin{cases} 1.25 \left(\frac{n_{DT}}{n_{e}}\right)^{2} (n_{20}T_{10})^{2} V_{p} & < T > = 7.5-15 \text{ keV} \\ 1.25 \left(\frac{n_{DT}}{n_{e}}\right)^{2} (n_{20}T_{10})^{2} \left(\frac{1.5}{T_{10}}\right)^{0.5} V_{p} & < T > = 15-22 \text{ keV} \end{cases}$$

$$V_p = 2\pi^2 a_0^2 R_0 \kappa$$

• 노심 플라즈마 설계

- 핵융합 출력 밀도: β limit, density limit, 밀폐 성능으로 결정됨.

$$\beta_{tot} = \frac{\sum_{j} (n_j T_j)}{(B_0^2 / 2\mu_0)} \quad j = e, \quad DT, \quad imp$$

$$\beta_{\max} = \beta_N \frac{I_p}{aB_0}$$

 $\beta_{tot} \leq \beta_{\max}$

$$P_{f} = \int p_{f} dV_{p}$$

$$\approx \begin{cases} 1.25 \left(\frac{n_{DT}}{n_{e}}\right)^{2} (n_{20}T_{10})^{2} V_{p} \\ 1.25 \left(\frac{n_{DT}}{n_{e}}\right)^{2} (n_{20}T_{10})^{2} \left(\frac{1.5}{T_{10}}\right)^{0.5} V_{p} \end{cases}$$

• 노심 플라즈마 설계



- Fundamental elements for the β_N -limit

- (1) Current profile
- (2) Pressure profile
- (3) Plasma shape
- (4) Stabilising wall
- (5) Resistive instabilities

- 노심 플라즈마 설계
- Fundamental elements for the β_N -limit
- (1) Current profile



- Dependence of the achieved β_N on I_i in DIII-D L-mode discharge (open circles) compared to the calculated ballooning mode limit (solid circles)

- 노심 플라즈마 설계
- Fundamental elements for the β_N -limit (2) Pressure profile



- Pressure profile determined by the $\alpha\mbox{-particle}$ heating with higher peakedness in ITER and DEMO

- 노심 플라즈마 설계
- Fundamental elements for the β_N -limit
- (3) Plasma shape



- ITER designed to enable a high δ , 0.35-0.4

• 노심 플라즈마 설계

- Fundamental elements for the β_N -limit





- plasma rotation
 - corrective magnetic field canceling the perturbed magnetic field by the instability

- 노심 플라즈마 설계
- Fundamental elements for the β_N -limit
- (5) Resistive instabilities



- In quasi-SS discharges, β_N is lower than the ideal MHD limit due to appearance of resistive MHD instabilities (JT-60U)

플라즈마 운전 영역의 설정: β

- Fundamental elements for the β_N -limit (5) Resistive instabilities



- Critical beta for m/n=2/1 NTM: scales with ρ_i^* , v^*

• 노심 플라즈마 설계





- 노심 플라즈마 설계
- 핵융합 출력 밀도: β limit, density limit, 밀폐 성능으로 결정됨.

$$\beta_{tot} = \beta_{th} + \beta_{\alpha} + \beta_{beam}$$

$$\beta_{th} = \beta_e + \beta_i = \frac{\langle n_e T_e + n_i T_i \rangle}{\langle B_0^2 / 2\mu_0 \rangle} \approx 0.4 n_{20} T_{10} (1 + n_i / n_e) / B_0^2 \qquad T_{10} = \frac{T_i / 10 \text{keV}}{E_i / 10 \text{keV}}$$

$$\beta_{\alpha} \approx 0.29 \left(\frac{n_{DT}}{n_e}\right)^2 (T_{10} - 0.37) \beta_{th}$$
 input parameter

$$f_{DT} = \frac{n_{DT}}{n_e} = \frac{(n_i - n_{He} - n_Z)}{n_e} = f_i - f_{He} - f_Z$$

 $\beta_{beam} = 0.998 B_T^{-2} I_{NBCD} a_0^{-2} \kappa^{-1} : Q^{=} \pm 0 1 \text{ 위해 일반적으로 작은 값을 가짐}$ $\rightarrow \beta \text{ 와 이온의 밀도 관계 도출} \quad n_{\rho}?$

• 노심 플라즈마 설계

- 핵융합 출력 밀도: β limit, density limit, 밀폐 성능으로 결정됨.

$$n_{GW} = \frac{I_p}{\pi a_0^2}$$

$$f_{nG} = \frac{n_e}{n_{GW}} \le 1.0 - 1.3$$

 → 플라즈마 밀도는 플라즈마 크기에 제약을 받음:
 Cf. 핵융합 출력을 증가시키기 위해 단순히 플라즈마 크기를 증가시켜서는 안됨 (크기 증가 → 밀도 감소 → 출력감소).
 → 플라즈마 밀도는 플라즈마 전류 증가 시 증가
 Cf. 플라즈마 전류 증가 시 전류 구동의 어려움.

• 노심 플라즈마 설계

- 핵융합 출력 밀도: β limit, density limit, 밀폐 성능으로 결정됨.

$$H_{98(y,2)} = \frac{\tau_E}{\tau_E^{IPB98(y,2)}} \sim 1.0 - 1.5$$

$$\tau_{E}^{IPB98(y,2)} = 0.144 I_{p}^{0.93} B_{0}^{0.15} n_{20}^{0.41} R_{0}^{1.97} M^{0.19} \kappa^{0.78} \varepsilon^{0.58} P_{heat}^{-0.69}$$

→ 밀폐 성능은 플라즈마 전류 증가 시 향상되나 전류 구동의 어려움이 따르고, 전류구동파워 증가로 밀폐 성능이 역으로 악화될 수 있음.
 → 장치 크기를 증가시킬 경우에도 전류구동 및 가열파워가 증가하여 밀폐 시간이 작아질 수 있음.

• 노공학 기본 설계

 노심 플라즈마 크기가 결정되면 이를 생성, 유지시키고 에너지를 꺼내기 위한 노 시스템 장치와 연관성을 고려하여 장치 전체의 크기를 결정해야 함.



• 보수 방식과 노구조

 Poloidal coil의 설치 위치, Toroidal coil의 비틀림 힘 지지 구조 외 노내 기기의 segmentation, 노내 기기의 열 설계, 냉각 배관의 처리 등 노 구조와 보수 방식은 밀접한 관계가 있음.



• 보수 방식과 노구조: In-vessel maintenance

대모듈 노내 보수 방식: Blanket module을 대형화 하여 절단, 재용접의 공수 를 줄여 availability 개선



- Module의 부착 볼트부는 중성자에 의한 많은 조사를 피하기 위해
 그 전면에 충분한 차폐를 설치해야 함 (팔이 긴 공구를 이용한 설치
 정밀도의 확보가 요구됨)
- 핵발열로 인해 지지부에 온도차가 생기면 풀림 등이 생길 수 있음.

• 보수 방식과 노구조: Hot cell maintenance



Vertical transport (EU-DEMO)



Horizontal transport (SlimCS)

- 사용 완료 unit을 Hot cell에 반송한 후, spare unit을 노 본체에 장착하고
 즉시 핵융합로의 운전을 개시할 수 있음 → 유지보수 소요 시간 대폭적 단축
- Blanket 교환 작업, 검사는 Hot cell에서 로의 운전과 병행하여 실시
- 대구경 보수 port가 필요하고, PF coil 설치 위치에 대한 제약, TF coil의 비틀림 힘에 대한 지지 제약(코일 간 지지 구조물의 설치 영역 제약)의 해결책이 필요함.

• 보수 방식과 노구조

	노내 보수 방식		Hot cell 보수 방식	
	소모듈	대모듈	수직 인발	수평 인발
보수 소요 시간	최장	Hot cell 방식보다 떨 어짐	짧음	최단
Blanket 탈착	Front access 만	Front access 만	Hot cell 내에서 다방민	년으로부터 access 가능
부착 신뢰성	시간 제약이 크기 때문에 문제가 됨		시간을 들인 조정/검사가 가능	
원격 보수의 수월성	고도의 로봇이 필요		비교적 단순한 보수 기기	
반송 중량	최경량	경량	중량	최중량
건물에 대한 영향	적음		Hot cell 외에 보수 회로가 필요	건물이 다소 큼. 수직 인발보다는 작음.
TF 코일 치수	-		-	대형화가 필요
EF 코일 설치 자유도	자유도가 큼	한정적	한정적	한정적
단점 트러블 대책	한정적		자유도가 큼	자유도가 가장 큼
개수 자유도	한정적		자유도가 큼	Sector 별 개조 가능 가장 큰 자유도

• CS 코일

- 플라즈마 전류 구동, 플라즈마 형상 제어
- 목적에 따라 공급 자속이 결정되고 이에 따라 치수가 크게 달라짐.
- Pulsed operation 시 CS 코일 전류 변화에 의해 X-point, Strike point 등의 미세한 플라즈마 형상 제어가 어려울 수 있음.

제어량	기능	구체적 효용
자속 변화 (CS 면적 결정)	플라즈마 전류 유도	단시간에 전류 상승 정지
	플라즈마 전류 미세제어	- 표면 MHD 모드 제어 - 출력 제어
코일 전류 (CS 두께/전류밀도 결정)	형상 제어	- Elongation (고플라즈마 전류, <i>n_{GW}</i> 향상 (고밀도)) - Triangularity (edge MHD stability, high beta) 예) Giant ELM 회피
	위치 제어	X-point, Strike point 제어 (divertor 배기속도와 연관)

26

- CS 코일
- Radial build 성립성 고려

조건 만족 못할 경우 노심 플라즈마 $R_0 \ge R_{CS} + \Delta_{TF} + \Delta_{VV1} + \Delta_{S1} + \Delta_{hlk1} + a_0$ 설계로 돌아가 R₀ 변경 필요 $\psi_{CS} \sim 2\pi B_{CS} \left(R_{CS}^2 - \frac{d_{CS}^2}{6} \right) = 3$ 플라즈마 평형에 필요한 조건까지 추가해서 고려해야 함. $\psi_{op} = \psi_{ramp} + \psi_{flat-top}$: Plasma operation에 필요한 자속량 $\Psi_{ramp} = L_p I_p + C_{Ejima} \mu_0 R_0 I_p$: 유도+저항에 의한 자속 소비 $\psi_{flat-top} \approx V_{loop} t_{flat-top} = 2.15 \times 10^{-3} Z_{eff} \langle \gamma_{NC} \rangle \frac{(I_p - I_{BS}) R_0}{\kappa r r^2 (T_m)^{1.5}} t_{flat-top}$ $L_{p} = \mu_{0} R_{0} \left(\ln \frac{8R_{0}}{a_{0}} + \frac{l_{i}}{2} - 2 \right)$

• CS 코일

$$\psi_{CS}$$
 .VS. $\psi_{op} = \psi_{ramp} + \psi_{flat-top}$

- CS 코일의 역할에 따른 설계 변수
- (1) 플라즈마 전류의 상승이나 전원에 대한 자속 공급을 실시하지 않을 경우 (CS 코일을 설치하지 않음: Ψ_{CS} = 0)
- (2) 플라즈마 전류 상승에 필요한 자속량 또는 그 일부분을 공급할 경우 (작은 CS 코일의 설치: $\Psi_{CS} \leq \Psi_{ramp}$)
- (3) 플라즈마 전류 상승과 그 후의 정격 운전에 필요한 자속을 공급할 경우 (큰 CS 코일의 설치: $\Psi_{CS} \ge \Psi_{op}$).

→ 장치 크기가 크게 달라짐.

CS 설계에 정석은 없으며 핵융합로의 매력성 추구(선진성, 비용)와 기술적 확실성 사이에서 설계 결정

예) 3 GW 정도의 핵융합 출력을 가진 핵융합로의 경우
(1) R₀ < 5 m (R_{CS} = 0 m)
(2) R₀ = 5-7 m (R_{CS} ≤ 2 m)
(3) R₀ > 7 m (R_{CS} ≥ 2 m)

• TF 코일

- Radial build 성립성 고려: TF 코일 결정

$$B_{T \max} = \frac{\mu_0 I_{TF} N_{TF}}{2\pi (R_{CS} + \Delta_{TF})}$$

$$\frac{I_{TF}}{\pi \left[\left(R_{CS} + \Delta_{TF} \right)^2 - R_{CS}^2 \right] / N_{TF}} \le J_{TF}^{\lim} \quad 10 \text{ MA/m}^2 \text{ in ITER}$$

- Δ_π는 발생시키는 자장 강도와 그에 따른 전자기 응력을 지지하기 위해 필요한 구조재, quench 시 안정화 재료, 절연재료 그리고 코일 자체의 전류 밀도 제한치에 의해 결정됨.

- 전자기 응력을 고려하여 TF 코일 전체의 구조, 폭 등이 결정됨.

• TF 코일

- TF 코일에 가해지는 힘

구심력
$$f_R = \frac{\pi (RB_T)^2}{\mu_0 R_C}$$
 코일 내각과 외각의 f_R
의해 발생 의해 발생



- 원통형 bucking cylinder로 지지할 때 구조재에 가해지는 압축응력(막응력)

구심력
$$\sigma_m = \frac{f_R R_s}{\pi (R_s^2 - R_i^2)}$$
 $R_i R_s$: 원통형 bucking cylinder
내경과 외경
후프력 $\sigma_Z \approx 0.5 f_Z / S_c$ S_c : 코일 내각 단면에서의
지지 부재의 면적
원형로 이후일 때 $\sigma_m \sim 800$ MPa로
가정 가능

Tokamak Equilibrium

- Basic Forces Acting on Tokamak Plasmas
 - Hoop force





- 1/R force





- TF 코일
- 구심력의 지지

Bucking cylinder 방식: 원통상 지지부재로 코일의 구심력을 수용.
 지지 구조물이 코일의 변형을 제어하는 casing과 구심력 지지의 bucking cylinder의 두 가지로 나뉘어 공간 이용 효율이 나쁨.
 Wedge(쐐기) 방식: 코일의 중심축측을 wedge형으로 하여 구심력이 작용 하는 wedge면압으로 인접하는 코일들을 지지. 코일 casing과 wedge부가 일 체화된 구조로 공간 절약. 인접 코일 간 wedge부의 미끌림을 방지하도록 키 를 삽입해 전체의 강성을 높여야 함.

TF 코일 내각부 전체를 wedge로 하는 견해도 있지만, 권선부에의 부담이나 casing의 제작 정도에 대한 문제로 인해 통상은 앞단의 두꺼운 부분만을 wedge로 함.



Bucking cylinder

Wedging of the toroidal field coils



• TF 코일

- TF 코일 형상 결정: Constant tension D-shape coil model

→ 7가지 식 만족하는 7개의 parameter 결정



• TF 코일

- TF 코일 형상 결정: 4가지 조건

$$\frac{P_i^{TF}}{R_{out}^{TF}} = \sum_{j=0}^4 A_j \left(\frac{\rho_2}{R_{out}^{TF}}\right)^j$$

$$(1) \quad \frac{R_{in}^{TF}}{R_{out}^{TF}} = \sum_{j=0}^{4} A_j \left(\frac{\rho_2}{R_{out}^{TF}}\right)^j$$

$$= A_0 + A_1 \left(\frac{\rho_2}{R_{out}^{TF}}\right) + A_2 \left(\frac{\rho_2}{R_{out}^{TF}}\right)^2 + A_3 \left(\frac{\rho_2}{R_{out}^{TF}}\right)^3 + A_4 \left(\frac{\rho_2}{R_{out}^{TF}}\right)^4$$

P_i/R_{out}^{TF}	N	A ₀	A_1	A ₂	A ₃	A_4
$\frac{R_{in}^{TF}}{R_{out}^{TF}}$	00	1.000	-1.992	1.923	-1.076	0.281
	48	1.000	-2.075	2.082	-1.202	0.321
	24	1.000	-2.162	2.252	-1.339	0.364
	18	1.000	-2.222	2.374	-1.441	0.398
	12	1.000	-2.346	2.636	-1.664	0.472
	00	0.000	0.013	1.450	-1.161	0.353
H_{Rin}^{TF}	48	0.000	-0.052	1.630	-1.330	0.412
R^{TF}	24	0.000	-0.123	1.831	-1.524	0.480
Tout	18	0.000	-0.173	1.976	-1.667	0.531
	12	0.000	-0.281	2.298	-1.991	0.648
	00	0.000	1.000	-0.214	0.046	-0.006
TTF	48	0.000	1.009	-0.220	0.047	-0.006
$\frac{H_{\text{max}}}{D^{TF}}$	24	0.000	1.018	-0.226	0.051	-0.007
Rout	18	0.000	1.023	-0.230	0.052	-0.008
	12	0.000	1.035	-0.238	0.055	-0.008
	00	1.000	-1.000	0.497	-0.156	0.027
DTF	48	1.000	-1.020	0.517	-0.164	0.028
R _{Hmax}	24	1.000	-1.041	0.538	-0.175	0.031
Rout	18	1.000	-1.055	0.553	-0.182	0.033
	12	1.000	-1.083	0.582	-0.196	0.035

• TF 코일

- TF 코일 외각측 치수 결정: Ripple, 보수(Sector 수평 인발)와의 정합성 고려 (3가지 조건)



$$R_{in}^{TF} = R_{CS} + \frac{\Delta_{TF}}{2}$$

• TF 코일

- TF 코일 외각측 치수 결정: Ripple, 보수(Sector 수평 인발)와의 정합성 고려 (3가지 조건)



$$R_T \sin\left(\frac{\theta}{2}\right) > R_B \sin\left(\frac{\theta}{2}\right) + \frac{W}{2}$$

$$R_T > R_B + \frac{W/2}{\sin\left(\theta/2\right)}$$

$$R_T = R_{out}^{TF} - \frac{\Delta_{TF}}{2}$$
$$R_B = R_0 + a_0 + \Delta_{blk2} + \Delta_{s2}$$

• TF 코일

- TF 코일 상세 설계:



quench 에 의한 상전도 천이 시의 heat balance(안정화 구리 등에 의한 보호) 및 코일에 걸리는 전자기응력의 식을 연립하여 풀고, 코일의 설계 조건(설계 응력, 단자간 전압, 선재 전류의 설계 여유도 등) 및 운전 조건(운전 온도 등)으 로부터 코일의 조성(안정화 동, 구조재, 선재의 양 등)의 최적값을 구함. 자장을 최대화하기 위해 도체 전류 및 단자 간 전압을 높임. 도체 전류 증가 → 권선 수 감소 → inductance 저하 → quench 시 전류 차단 시간 단축 (Ldl/dt < 허용 단자 전압) → 안정화 동의 비율 저감 TF 코일 quench 시 전류 차단 시간을 단축하면, cryostat이나 노내 기기에 큰 poloidal current를 야기시켜 이로 인한 폴로이달 구조물의 팽창력(*l_{eddy}XB_T*)을 고려하여 설계해야 함.

• TF 코일

- TF 코일 지지 구조:

TF 코일 전류와 수직 자장에 의한 비틀림 힘을 견디기 위해 필요 동력로에서 코일 하나당 10000톤에 가까운 비틀림 힘이 가해짐. 인접 TF 코일 간에 박스형 패널을 장착해 코일의 변형을 억제하는 박스형 Inter-coil structure (시어패널) 장착 필요함. 유지보수를 위해 대구경 포트 사 용 시 제약이 생김.





(JT-60A)

코일 간

지지구조

• 진공용기·열 절연층

 노심의 진공 유지 및 차폐체와 초전도 코일의 열 절연 역할
 Cf. 차폐체: 중성자와의 상호작용에 의한 핵발열에 의해 상온 이상의 온도 초전도 코일: 절대온도 영도 근처까지 냉각되어 있음

- 진공용기·열 절연층의 폭 Δ_{VV1}을 설정해야 함.

• 차폐

- 고온 차폐, 저온 차폐:

차폐체 바로 앞에서 수 W/cm³정도의 핵발열이 있어, 이 열을 효과적으로 이 용하기 위해 고온 차폐를 두어 블랭킷과 동일한 냉각재로 열을 회수. 고온 차 폐와 열절연을 취하도록 하여 저온 차폐를 둠.

- 초전도 코일을 방호하기 위한 차폐

1) 코일의 핵발열, 2) 절연재의 조사 열화, 3) 초전도 선재의 중성자 손상, 4) 안정화 구리에 대한 평가 손상(dpa) 관점에서의 모든 한계치를 만족하도록 차 폐 두께를 결정

차폐

- 초전도 코일을 방호하기 위한 차폐 ITER에서 초전도 코일의 핵 설계 조건

설계 항목	설계 조건
- 초전도 코일의 핵발열 초전도 코일 권선부 코일 케이스 및 코일 구조체	< 1 mW/cm ³ < 2 mW/cm ³
- 절연재의 조사 영향 조사 선량 (중성자 + γ선) 고속 중성자 플루엔스 (E > 0.1 MeV)	< 10 MGy < 5x10 ¹⁷ n/cm ²
선재의 고속 중성자 손상 (E > 0.1 MeV)	< 10 ¹⁹ n/cm ²
안정화 구리에 대한 평가 손상	< 5x10 ⁻⁴ dpa

• 차폐

- 차폐체 두께 결정 (고속 중성자 (*E_n* > 0.1 MeV) 차폐 관점)

 $F_{out}^{s} = F_{in}^{s} \cdot \exp\left(-\frac{\Delta_{s1}}{\lambda_{n}^{s}}\right) \qquad \begin{array}{l} & \forall \Delta_{s1} \otimes \forall \forall \Delta_{s1} \otimes \forall \Delta_{s1}$

TF coil 전면에서의 고속 중성자 fluence의 설계 상한으로 두께 결정

$$\phi_n = F_{out}^s \times 3600 \times 24 \times 365 \times T_{op} \times f_{avail} \leq \phi_n^{FT-lim} \sim 1.0 \times 10^{23}$$

 T_{op} : 발전소의 운용 기간 예) ITER-CDA
 f_{avail} : plant availability

- 차폐
- 방사선 방호

Cryostat 내/외에 별도 차폐(생체 차폐 및 건물 구조물에 의한 차폐) 설치. 공중의 선량한도인 ≤1 mSv/y를 만족하도록 부지 경계에서의 선량률 상한을 설정. 이를 위해 직접 방사선, sky shine, 방사성 dust, 배출하는 tritium에 의한 평상 시의 선량률을 모두 합해 0.05-0.1 µSv/h (0.43-0.86 mSv/y) 보다 충분히 낮은 값으로 억제. 부지 내에서의 선량률은 방사선 작업 종사자의 피폭 상한 50 mSv/y(ICRP 권고에서는 임의의 5년간 평균으로 20 mSv/y)를 만족하도록 노 본체실 생체 차폐 외측 및 부지 내 비규제 영역의 선량률을 설정. 예) ITER: 생체 차폐 외측의 선량률 ≤10 µSv/h,

부지 내 비규제 영역의 선량률 ≤0.5 µSv/h

- 차폐
- 차폐재

철-물(철:물=7:3정도), 폴리에틸렌, 납, 레진 등이 사용됨.

철-물은 중성자 차폐 성능뿐만 아니라 제열의 관점에서 우수하지만, 100°C 이 상에서 사용하는 경우가 많아지는 핵융합로에서는 사용 온도나 내압에 유의 해야 함. 헬륨 가스 냉각로에서는 철-헬륨 차폐도 고려. 이 외 B₄C, WC, 수소 화 금속(TiH₂ 등)도 차폐재로써 고려. 생체 차폐는 철-물, 또는 철근 콘크리트 가 제 1 후보로 고려됨.

- 증식 Blanket
- 요구 조건

Tritium 연료의 자급, 내중성자 조사(100-150 dpa) 외 핵발열(≥ 100 MW/m³) 및 표면 열부하(0.5-1MW/m²)의 제열, 전자기력 내성, 보수 시의 쉬운 탈착 → 증식재, 증배재, 냉각재, 구조재의 구성비 결정이 1단계 설계작업임. - 증식 blanket의 이상형 중 하나는 ARIES-AT에서 제안되었듯이 배관 형상의 필체를 가진 구조임. 열응력을 완화할 수 있으며 중성자 조사가 까다로운 곳 에서의 용접/접합이 없다고 하는 공학 상의 이점 뿐 아니라, 교환 blanket 대 량 생산이라는 점에서도 뛰어남. 그러나 냉각의 어려움 때문에(ARIES-AT는 LiPb에 의한 직접 냉각 상정) module을 분할한 blanket 방식을 채용함.



ARIES-AT의

배관 구조

blanket

blanket

SlimCS의 박스 구조 blanket

- 증식 Blanket
- 요구 조건

Tritium 연료의 자급, 내중성자 조사(100-150 dpa) 외 핵발열(≥ 100 MW/m³) 및 표면 열부하(0.5-1MW/m²)의 제열, 전자기력 내성, 보수 시의 쉬운 탈착 → 증식재, 증배재, 냉각재, 구조재의 구성비 결정이 1단계 설계작업임.

- 예) 냉각재

heat balance equation

$$\int q dV = S \int_{\Delta T} v(T) \rho(T) C_p(T) dt \qquad \begin{array}{c} \rho \colon 5 \ \text{C} \text{ of } H \\ C_p \colon 5 \ \text{C} \text{ of } H \end{array}$$

좌변: blanket 발열량, 우변: coolant에 의한 제열량 a) 유로 단면적 *S* 를 증대 → TBR의 저하를 우려 b) 유속 *v* 를 증대 → 부식의 증가, 압력 손실의 증대를 우려 c) 온도차 *dT* 의 증대 → 재료의 부식, 열관련 신규 R&D를 우려

• 증식 Blanket

- 냉각재

냉각재	장점	단점
물(경수)	 전열특성이 좋음 비교적 저유속으로 큰 제열성능을 얻음. 자장의 영향을 받지 않음. 펌프동력 양호 구조재와의 공존성 높아 차폐성능 양호 경수로 기술 적용 가능 	- 중성자 흡수반응 단면적이 큼 (TBR 저하) - 냉각수의 로내 및 증식영역으로의 누출에 의한 압력상승 대책 필요
He gas	- 화학적으로 불활성, 취급 용이 - 구조재와의 공존성 양호 - 고온 취급 가능으로 고발전효율 기대	 열용량이나 열전달률이 비교적 작아 제열한계가 낮음. 펌프동력이 커짐. 차폐성능이 낮아 차폐체가 두꺼워짐.
액체 금속	 전열특성이 양호 저압에서 고온운전 가능 냉각재와 증식재를 겸함으로 인해 블랭킷 구조의 간략화 반응생성물의 인출이나 성분조정 등을 연속해서 할 수 있음. 	- 화학적으로 활성 - MHD 압력 손실이 큼 (전기절연피복 설치 또는 기액이층류로 전기전도율 내리는 방법 등 고려)

증식 Blanket

- 냉각재: blanket 표면 부근에서는 경수로의 연료봉에 필적하는 핵발열 (~100 W/cm³)이 있어, 유력한 냉각재인 물과 He gas도 제열이 쉽지 않음. '물: 15-25 MPa의 고압 조건 요구 → 원형관으로 구성. 초임계수로 냉각 시 내부식 관점에서 ODS(산화물 분산 강화형) 강을 구조재로 사용 He gas: 상태 변화나 부식의 문제 없음. 출구 온도 고온화 가능으로 고효율 발 전이나 다목적 열이용 가능. 40 고속에서의 가스 순환을 위해 필요한 Liquid Supercritical 펌프 동력이 공학적 문제 30 Pressure (MPa) 예) EU PPCS 1.5 GWe: **DFMO200** SlimCS 20 400 MW 펌프동력 필요 PWR



• 증식 Blanket

- 유로의 상세 설계 (배관 지름, 배관 길이, 루팅)

blanket 내에서의 핵발열, 재료의 열전도율이나 열전도 계수를 고려하여 전도 해석을 실시하고, 재료의 사용 온도를 만족시켜 TBR을 최대화하기 위한 상세 배치를 결정

- Blanket의 열 설계

중성자 벽부하가 폴로이달 방향으로 분포를 가지기 때문에 blanket의 설치 장 소에 따라 발열량이 다름. 따라서 같은 냉각 배관 구조의 blanket을 늘어놓게 되면 blanket별 냉각재 출구 온도가 다르게 되어 합리적이지 않음. 냉각재 및 구조재의 최적화는 TBR의 개선과 직결됨.

- Blanket 교환

2-3년에 1회 정도. F82H 배관은 기능 경사에 의해 SUS로 변환된 후, SUS 부분 에서 절단/재용접을 실시함. 재용접 시에는 조사에 의해 재료 중에 축적된 He(B, Ni, Fe, Cr의 (*n*, *a*) 반응의 결과)에 기인하는 크랙의 발생에 주의해야 함. ITER의 재용접 조건: ≤ 3 appm-He (0.2 dpa)

• 노공학 기본 설계

- Blanket 두께 결정 (고속 중성자 (*E_n* > 0.1 MeV) 차폐 관점)

$$F_{out}^{b} = F_{in}^{b} \cdot \exp\left(-\frac{\Delta_{blk1}}{\lambda_{n}^{blk}}\right) \xrightarrow{F_{out}} \Delta_{blk1} \text{ blanket 통과 전, 후의}$$

고속 중성자 flux: F_{in}^{b}, F_{out}^{b}
예) $\lambda_{n}^{blk} = 0.15 \text{ m in CREST, } \Delta_{blk1} = 0.56 \text{ m}$

$$F_{out}^{b} = F_{in}^{s}$$

예) 고체 증식재•고체 중성자증배재를 이용하고, 구조재에 저방사화 페라이트강을 적용한 수냉각 블랭킷의 경우: Δ_{blk1} ≤ 0.7 m

- 노공학 기본 설계
- 중성자 벽부하에 따른 장치 크기 결정



예) 중성자 벽부하의 상한치를 10 MW/m²으로 한 경우:
핵융합 출력 300만 kW, 가동률 85%, 운전 기간 3년을 가능하게 하기 위해서는
최소한 약 600 m² 이상의 제1벽 면적이 필요함.
예) ITER와 같은 아스펙트비와 타원도를 고려한 경우:
장치 크기는 약 6 m 이상이 되어야만 제1벽의 중성자 플루엔스의 조건을 만족하게 됨.
장치 크기를 6 m 이하로 할 경우에는 (1) 핵융합 출력을 낮춤, (2) 운전 기간을 줄임, (3)
중성자 플루엔스 상한치가 큰 제1벽 구조재(예를 들면, ODS강이나 SiC/SiC)를 적용 등
사항을 검토할 필요가 있음.

• Inside VV - Conducting shell

- Plasma vertical instability 제어 및 high beta operation을 위해 필수적
- 유도되는 eddy current에 의해 빠른 time scale
 (< 수 10 ms)로 불안정성 성장을 억제
- Eddy current의 시정수를 유지하기 위해서는 conducting shell은 sector가 커야 하며, 세세하게 분할된 blanket에서는 conducting shell로서 기능을 기대할 수 없음.
- Conducting shell은 toroidal 방향으로 계속되는 것이 이상적이지만 maintenance를 위해 적절하게 분할해야 함.
- 두 가지 방식: Saddle loops, Twin loops
 인접 module에 흐르는 eddy current가 무질서 성분을 서로 없애 outboard의 경사 위와 아래에 플라즈마 변위의 억제에 효과적인 toroidal current를 형성함.

