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

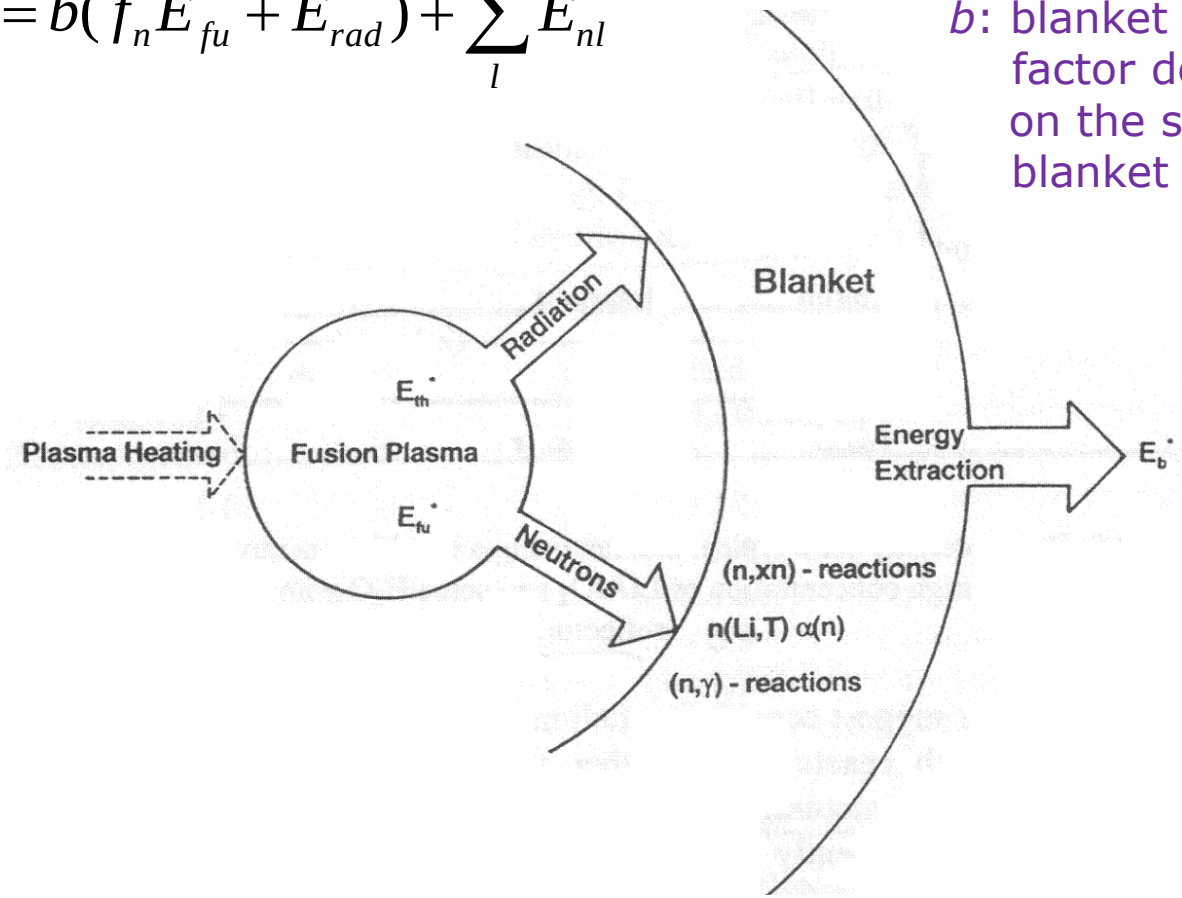
Week 14. 상용로의 길 / Project Presentation

Power Extraction

- **Energy Removable from the Blanket**

$$E_b^* = b(f_n E_{fu}^* + E_{rad}^*) + \sum_l E_{nl}^*$$

b: blanket coverage factor depending on the specific blanket geometry



Energy flows into and from a fusion reactor blanket

핵융합로에서의 에너지 흐름

- 플라즈마로 부터 블랭킷으로의 에너지 흐름

- 2.4.2.

$$P = dE^* / dt$$

$$P_f = \int n_D n_T \langle \sigma v \rangle_{DT} Q_{DT} dV$$

$$n_e = n_D + n_T + \sum_j Z_j n_j \longrightarrow n_D = n_T \approx \frac{1}{2} n_e$$

$\langle \sigma v \rangle_{DT}$: Assuming Maxwellian distribution for ion

$$\langle n_k \rangle = \int n_k dV / V_P$$

$$\langle T_k \rangle = \int n_k T_k dV / \int n_k dV$$

$$T_k \propto \left(1 - x^2\right)$$

$$n_k \propto \left(1 - x^2\right)^{0.3}$$

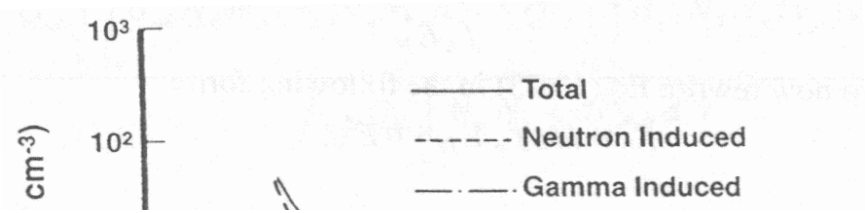
$$V_p = 2\pi R_0 \pi a^2 \kappa$$

- 동일한 평균 온도와 평균 밀도를 갖더라도 공간 분포 형태에 따라 핵융합 출력은 2배 정도 까지 변할 수 있음.

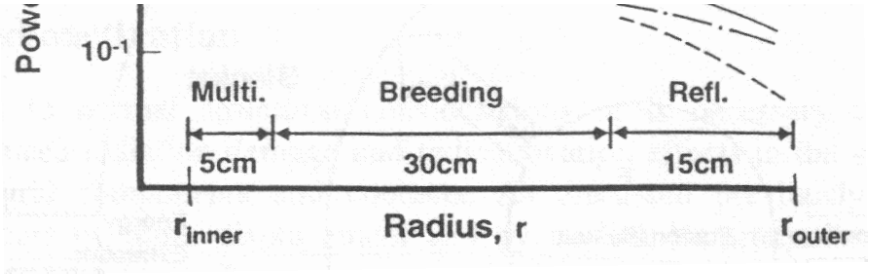
Power Extraction

- **Neutron Power Distribution**

- Energy deposition varying with the depth of blanket penetration
- The trend must be considered in designing the coolant flow pattern and also in calculations of breeding, radiation damage, and activation.



D-T 핵융합 반응에 의해 생성된 14.1MeV 중성자 하나가 블랭킷에 입사될 때 마다 중성자와 블랭킷 구성물질과의 핵반응에 의해 전체적으로 약 18~20 MeV 발열



HW: Why?

Power density for a typical blanket using a Be neutron multiplier zone followed by a high concentration of $LiAlO_2$ and some H_2O with an outer graphite reflector

Power Extraction

- **Blanket Multiplication Factor**

- Generalising energy enhancement in blankets
- M_b = 1.3-1.8

$$M_b = \frac{b f_n E^*_{fu} + \sum_l E^*_{nl}}{f_n E^*_{fu}} = b + \frac{\sum_l \int_{V_b} R_{nl} Q_{nl} d^3 r}{f_n \int_{V_c} R_{fu} Q_{fu} d^3 r}$$

For D-T fusion and assuming lithium as the only neutron reactive substance in the blanket

$$= b + \frac{Q_{n6} \int_{V_b} \int_{v_n} \sigma_{n6} N_6 N_n(v_n) v_n dv_n d^3 r + Q_{n7} \int_{V_b} \int_{v_n} \sigma_{n7} N_7 N_n(v_n) v_n dv_n d^3 r}{f_{n,dt} Q_{dt} \int_{V_c} N_d N_t < \sigma v >_{dt} d^3 r}$$

f_n: fraction of the fusion energy carried by the neutrons
E^*_{nl}: total energy released by an l-type neutron-induced reaction.

Power Extraction

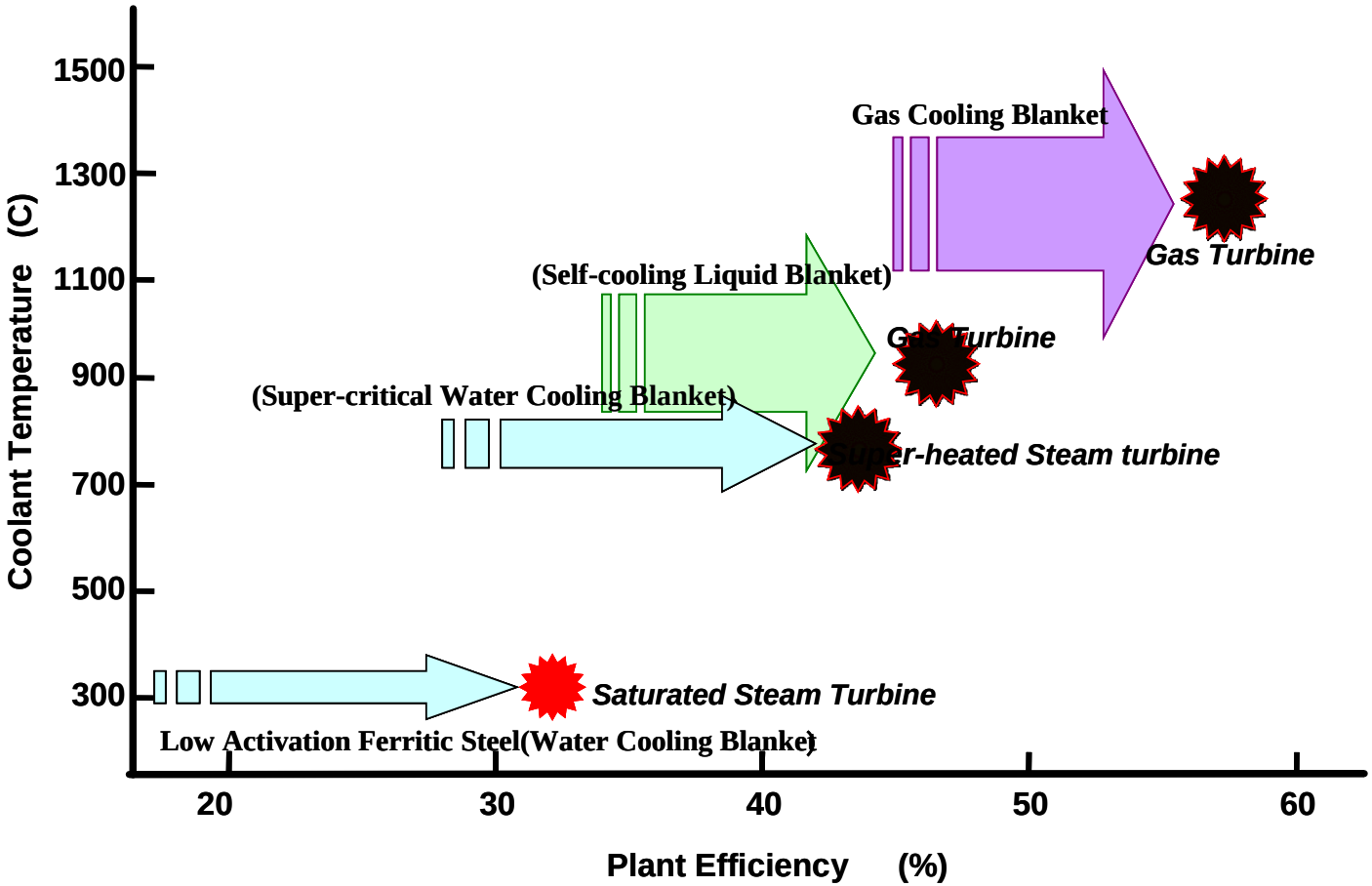
- **냉각시스템**

- 블랭킷의 냉각시스템은 주로 냉각재, 구조재료, 발열분포에 의해 결정됨:
  리튬화합물이 있는 증식재 영역이 고발열 영역

	ITER	DEMO
FW 열부하 (MW/m^2)	0.2-0.5	0.5-1
중성자벽부하 (MW/m^2)	1	3-5
중성자 Fluence (MWa/m^2)	0.5	> 10

- First wall: 높은 제열성능 요구. 유속을 높이고 냉각관 간 사이를 좁힘.
  열응력을 낮게 함.
- 증식재 및 증배재 영역: 트리튬의 방출을 가능한 높일 수 있는 온도로 제어.
  냉각관 적절히 배치

Power Extraction



Power Extraction

- **냉각재 선택**

- 경수로에서는 냉각재가 중성자 감속재를 겸하고 있어 노심 특성에 심하게 관계하지만 핵융합로에서는 노심 플라즈마의 특성이 냉각재에는 아무런 영향을 주지 않으므로 재료 특성이나 발전 효율의 관점에서 냉각재를 선택할 수 있음. 발전효율은 냉각재 출구온도에 의해 결정됨 (냉각재와 구조재의 양립성 고려 필요)
- 노심부로부터 열교환기를 거치지 않고 터빈으로 가는 직접 cycle로 증기를 공급할 경우에는 증기에 tritium이 혼입될 가능성을 고려해야 하며, 터빈의 leak 방지는 경수로 이상으로 중요함. 가압수 (300ºC 정도로) 33% 전후, 과열 또는 초임계압 증기로 40-42% 정도의 열효율이 예상됨. 액체 금속의 경우에는 열교환기로 고온 증기나 고온 가스를 생성하여 터빈을 회수함. 이 경우의 열효율은 40-45%로 예상됨. 고온 He 냉각에서는 온도를 1000ºC 전후까지 올릴 수 있으면 고온 가스로와 동일한 He gas turbine에 의해 45% 이상의 효율도 기대할 수 있음.

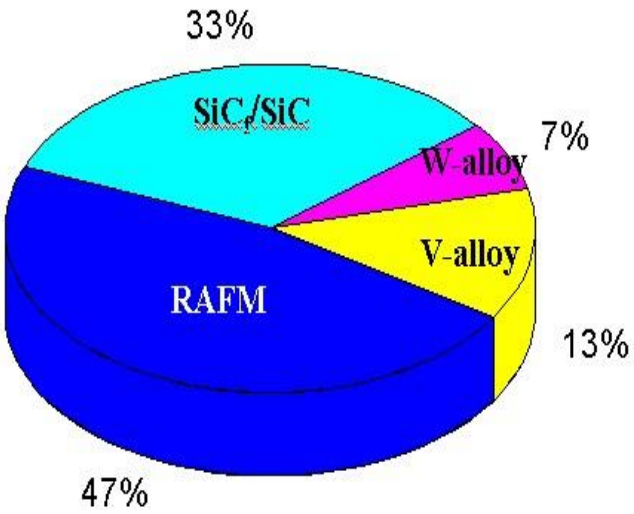
Power Extraction

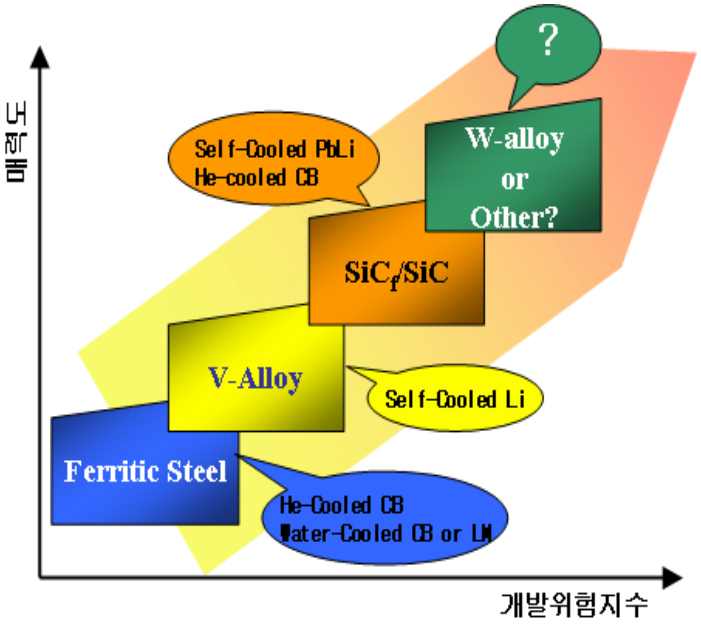
냉각재	장점	단점
물(경수)	- 전열특성이 좋음 - 비교적 저유속으로 큰 제열성능을 얻음. - 자기장의 영향을 받지 않음. - 펌프동력 양호 - 구조재와의 공존성 높아 차폐성능 양호 - 경수로 기술 적용 가능	- 중성자 흡수반응 단면적이 큼 (TBR 저하) - 냉각수의 로내 및 증식영역으로의 누출에 의한 압력상승 대책 필요
He gas	- 화학적으로 불활성, 취급 용이 - 구조재와의 공존성 양호 - 고온 취급 가능으로 고발전효율 기대	- 열용량이나 열전달률이 비교적 작아 제열한계가 낮음. - 펌프동력이 커짐. - 차폐성능이 낮아 차폐체가 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)

Power Extraction

- **구조재 선택**

- 현재 해외에서 연구개발 중인 블랑켓 중 구조재로서 채택하고 있는 재질은 RAFM 강이 월등하게 많음. 그러나 현재 가능한 구조재의 종류는 매우 제한적임.
- SiC_f/SiC 복합체는 구조재로서의 우수성은 널리 인지되고 있으나, 실제 복잡한 구조의 제작성이나 고온·고열과 높은 조사에서의 거동과 성능에 관련된 불확실성이 있기 때문에 특성 변화에 대한 연구가 필요.
- W 합금 과 V 합금 등도 역시 마찬가지로 고효율의 에너지변환시스템에 적합하지만, 합금의 개발을 위한 산업시설의 개발과 함께 부가적인 기술개발을 필요로 할뿐 아니라, 제작성과 비용 문제 등이 있음.
- 보다 높은 열효율을 위해서는 더 높은 구조재 개발위험의 부담을 감수해야 함.





Radioactivation

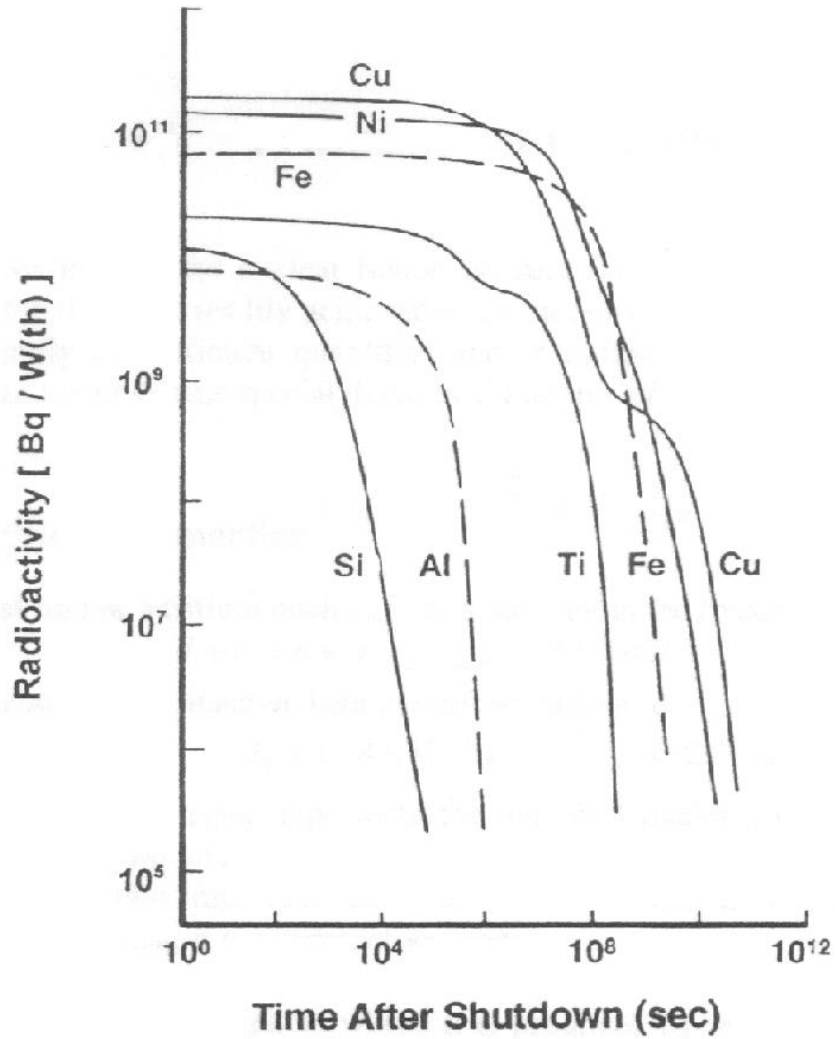
- Radiation damage occurs by atom displacement and by nuclear transmutation involving primarily those producing ^4He.
- Typical atomic displacement and gas production for 1 MW/m^2 neutron wall loading (typical on FW): displacement rate not strongly dependent on the type of material whereas the gas production rate sensitive to material choices.
- Lithium possess a significant gas-production capacity but if this occurs in the liquid, pressure buildup and swelling are not a problem as it can be in solids.

Material	Displaced atoms (10^7 atoms/s)	He production (10^7 atoms/s)	H production (10^7 atoms/s)
Fe	3.6	35	150
Ni	3.9	130	400
Mn	3.6	27	100
Nb	2.3	9	30
Ti	5.0	34	50
Cu	4.9	32	170
^6Li		3100	3100
^7Li		360	370

Radioactivation

- Neutron-induced transmutations in blanket materials also result in radioactivation – most important with respect to reactor maintenance, storage of reactor components.

- The level of radioactivation, along with other radioactivity aspects such as the T inventory will be a key factor in determining the environmental impact of fusion reactors.

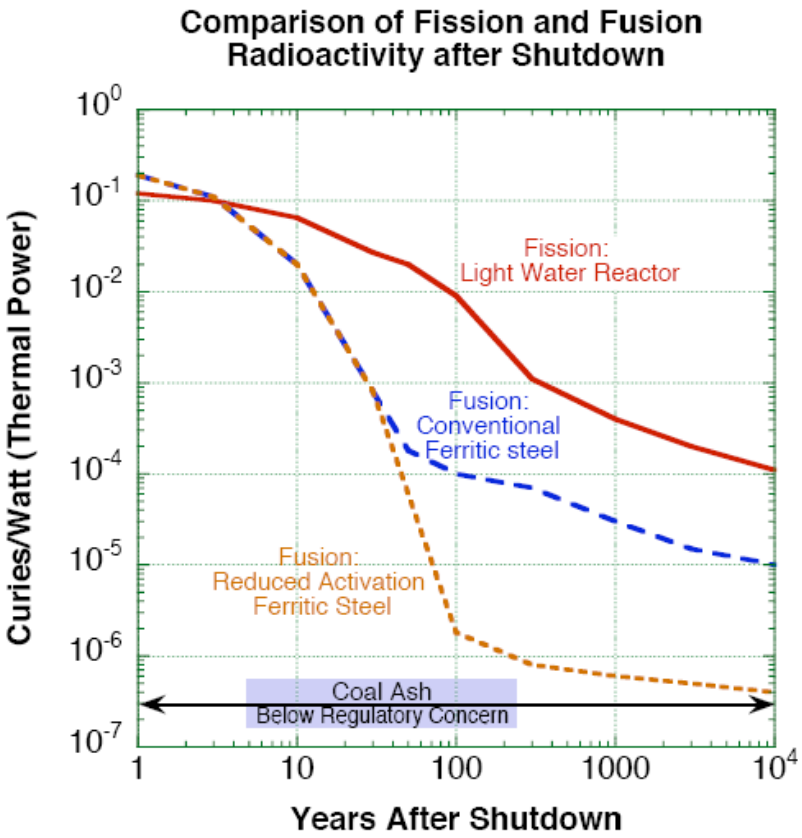


The residual radioactivity of selected elements irradiated for 2 years in a typical first wall flux of 1.5 MW/m^2

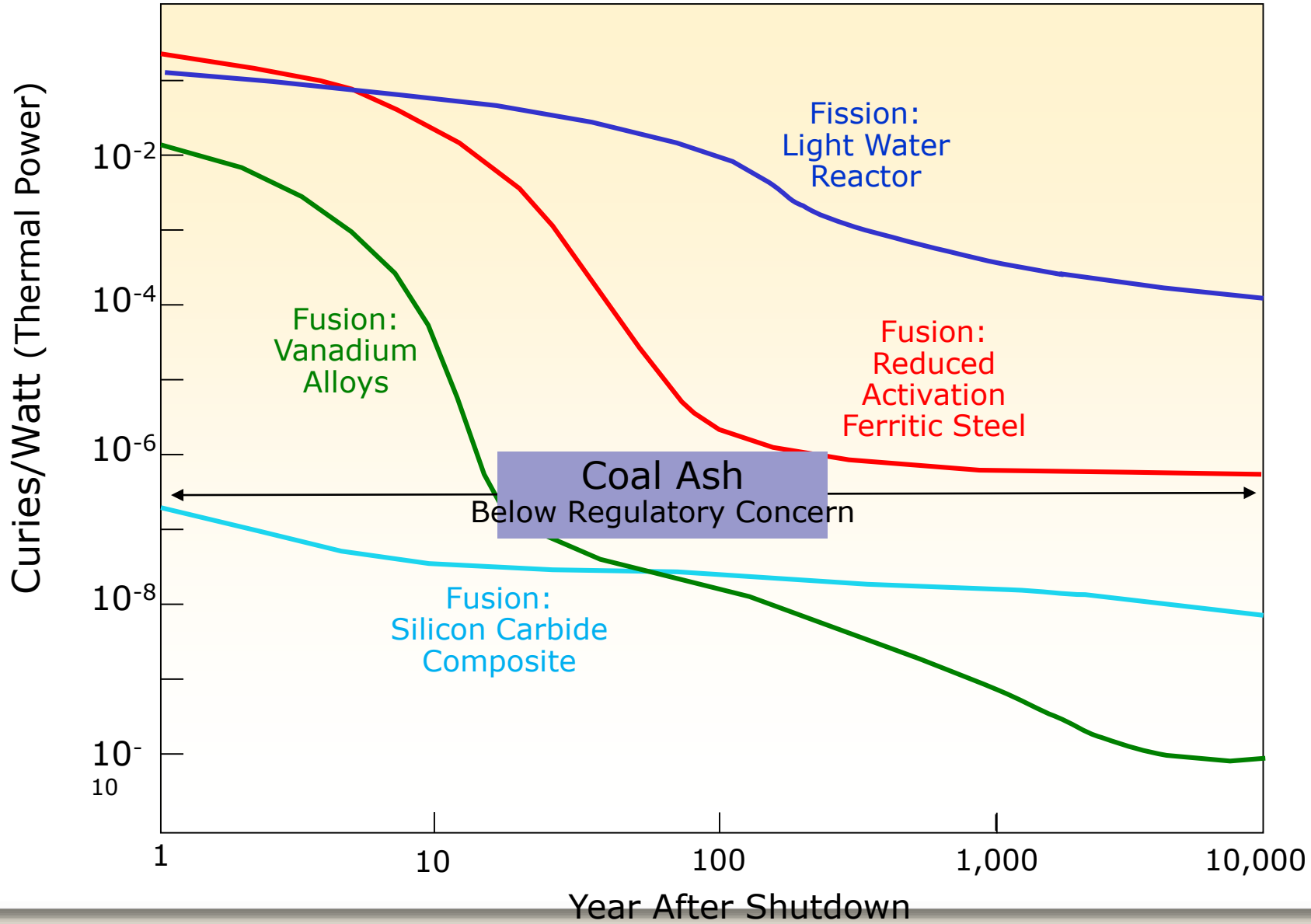
Radioactivation

- Neutron-induced transmutations in blanket materials also result in radioactivation – most important with respect to reactor maintenance, storage of reactor components.

- The level of radioactivation, along with other radioactivity aspects such as the T inventory will be a key factor in determining the environmental impact of fusion reactors.



Radioactivation



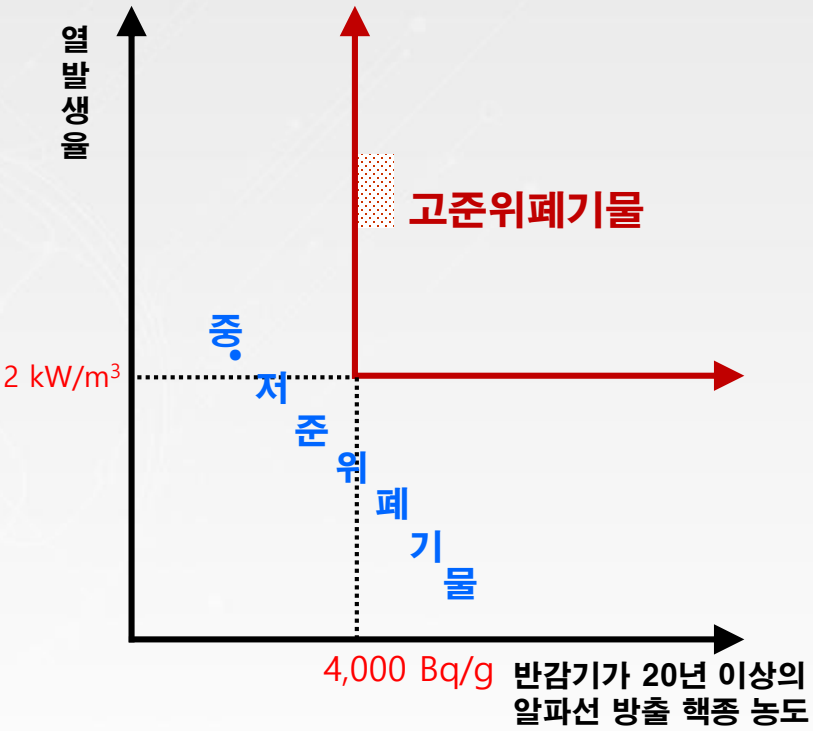
방사성폐기물 분류

원자력안전법시행령 제2조 및 고시 2011-29 제3

➢고준위방폐물 : 방사능 농도 및 열발생률이 규정치 이상인 방폐물

방사능 농도	반감기 20년 이상의 알파선을 방출하는 핵종으로 4,000Bq/g 이상
열발생률	2㎾/㎥ 이상

➢ 중·저준위방폐물 : 고준위방폐물 이외의 방폐물



Radioactivation

- Neutron-induced transmutations in blanket materials also result in radioactivation – most important with respect to reactor maintenance, storage of reactor components.

- The level of radioactivation, along with other radioactivity aspects such as the T inventory will be a key factor in determining the environmental impact of fusion reactors.

	Eurofer (Europe)	F82H (Japan)
An element	Composition (wt%)	Composition (wt%)
Fe	89.04	89.924
C	0.11	0.09
Cr	9.0	7.7
W	1.1	1.94
Mn	0.40	0.16
V	0.20	0.16
Ta	0.12	0.02
N2	0.03	0.006
Total	100	100

RAFS (RAFM):
Reduced Activation Ferritic (Martensitic) Steel

Radioactivation

- **F82H steel**

- Fe–8~9Cr–1~2W-V, Ta:
  Tempered Martensite석출경화형 내열강
  Mod9Cr 내열강 (T91: 9 Cr-1MoVNb)에
  저방사화 특성을 부여
  → Mo→W, Nb→Ta, N 저감, 고순도화
- 강도, 인성, 내식성 등의 관점에서
  Ni, Cr을 함유
- Mo나 Nb 등의 미량 첨가 원소의
  방사화도 포함하며, 경우에 따라서는
  상당히 높은 잔류 방사능 발생 가능

Heat treatment condition:
Normalizing (1040℃×40 min/A.C.),
Tempering (750℃×60 min/A.C.)

	F82H IEA heat (5 ton heat)
Fe	Bal.
C	0.09
Si	0.07
Mn	0.1
P	0.003
S	0.001
Cr	7.87
Ni	0.02
Mo	0.0003
V	0.19
Nb	0.0002
N	0.006
Co	0.003
Ti	0.004
Ta	0.04
W	1.99

Advanced Reduced-Activation Alloy (ARAA) for Fusion Reactor Applications

Advanced Materials Research Division

Korea Atomic Energy Research Institute

Young-Bum Chun

Materials for Fusion Reactor Applications

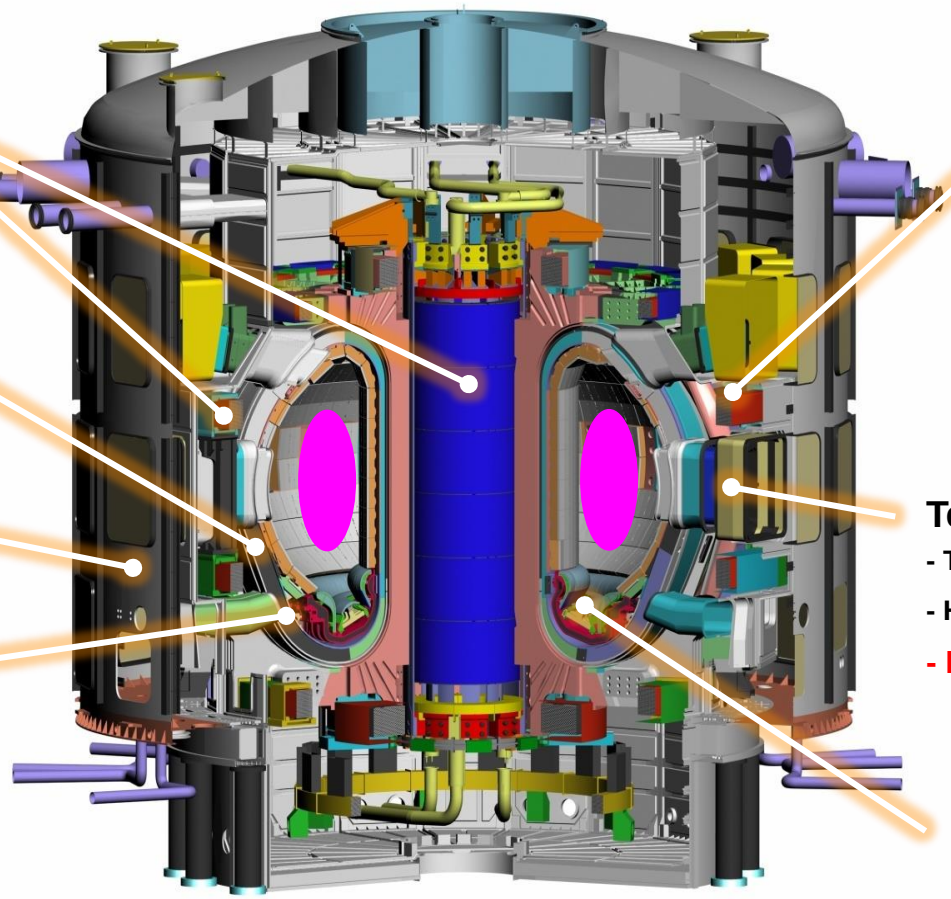
ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor)

Magnet System
- Nb3Sn, NbTi, Cu
- 316LN, JJ01, 316L
- Alloy 718, glass fiber

Thermal Shields
- 304L, G10, G11
- Alloy 718, Ti alloy 660

Cryostat
- 304L, 304

Vacuum Vessel
-316L(N)-IG
-304L, 304B4, 304B7



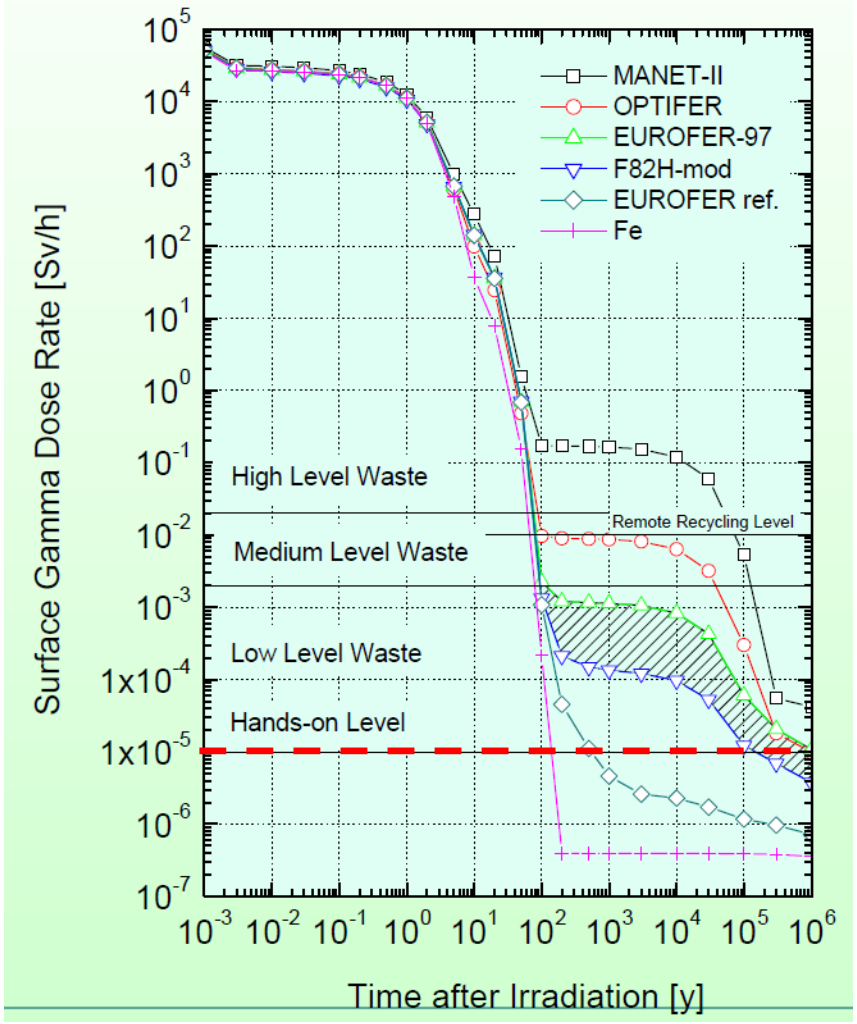
Diagnostics
-Al_2O_3 single crystal
-Diamond, silica, quartz

Test Blanket Module
- Tritium breeding, energy conversion
- High-energy, high-fluence neutron
- Material: RAFM steel

(Reduced-Activation Ferritic-Martensitic)

Divertor
- CFC, W, CuCrZr
- 316L(N)-IG

Why Reduced-Activation Materials?



US Nuclear Regulatory Commission Guidelines (10 CFR Part 61)

→ Near-surface disposal of radioactive waste

Waste class	Definition	Disposal
Class A, segregated	Decays to safe levels during site occupancy	
Class B, stable	Decays to safe levels within 100 years	Covered to reduce surface radiation
Class C, intruder	**Decays to safe levels in 100 ~500 years**	**At least 5m below the surface**
Class not meeting Class C	Decays to safe levels in more than 500 years	Not qualify for near-surface disposal

Induced-radioactivity	Elements
Very low (within 2 weeks)	Li, Be, B, C, **N**, O, Mg, **Si**, P, S
Low (within 0.1~5 years)	**Ti, V, Cr, Zr, W**, Pb, Y, Sc
Moderate (within 10~30 years)	**Mn, Fe**, Zn, Hf
High (longer than 100 years)	**Al, Co, Ni, Cu, Nb, Mo, Sn, Al**

*Addition of Al, Co, Ni, Cu, Nb, Mo, Sn and Al should be excluded in the design of RAFM steels.

ARAA Development in KAERI-KFE

Objectives

- Development of RAFM steels with superior mechanical properties for fusion reactor applications
- Production of raw material for fabrication of ITER-TBM
- Application as structural material for DEMO and commercial fusion reactors

Alloy development

- ~ 90 new alloys were designed and fabricated.
- Tensile, Charpy & short-term creep tests, and microstructure characterization were carried out.
- Addition of a small amount of Zr to 9Cr-1.2W alloy was found to enhance impact & creep resistance.
- **ARAA** (advanced reduced-activation alloy) with the following chemical composition has been selected as a final candidate alloy

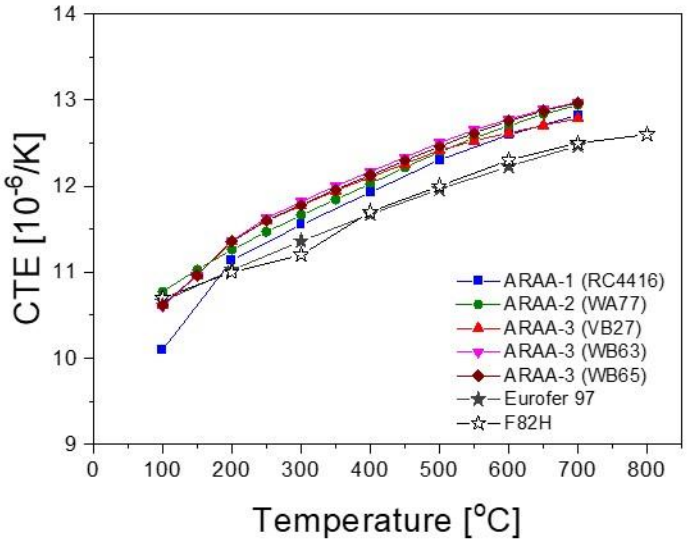
Alloy	C	Si	Mn	Cr	W	V	Ta	N	Ti	Zr	Mo	Ni	Nb
ARAA	0.1	0.1	0.45	9.0	1.2	0.2	0.07	0.01	0.01	0.01	-	-	-
FM steel (Gr. 91)	0.1	0.35	0.45	9.0	-	0.2		0.05	<0.01	<0.01	1.0	<0.4	0.08

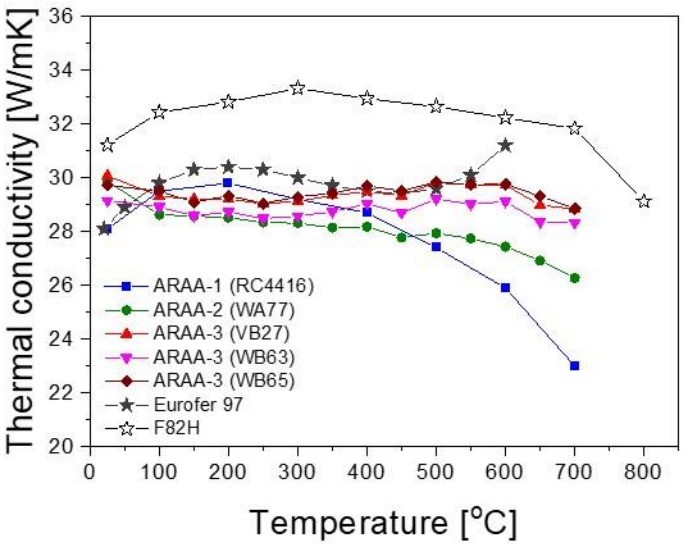
* Mo, Nb in FM steels are replaced with W, V, and Ta in the RAFM steel.

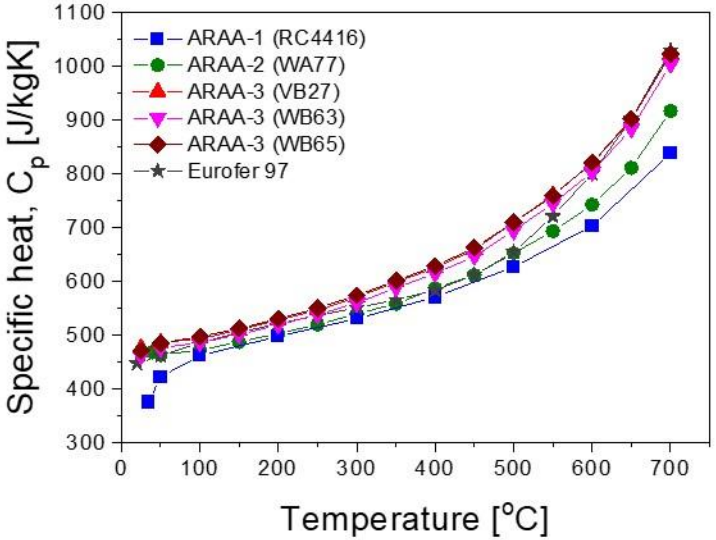
Current status

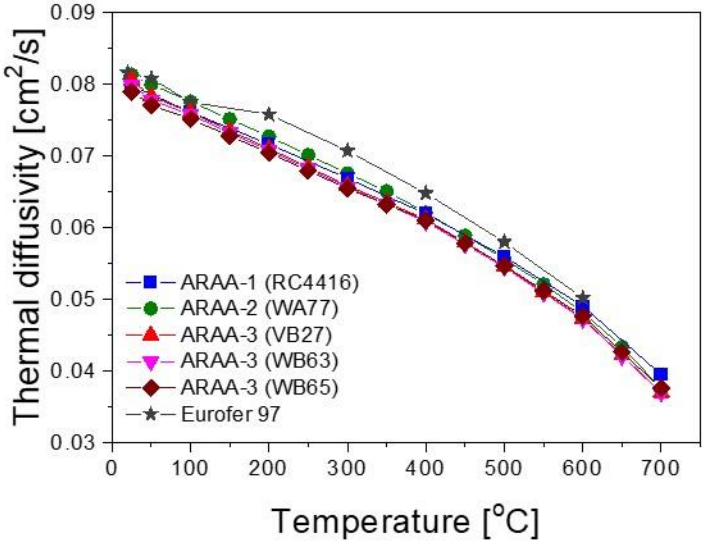
- Five large-scale ARAA heats (5~6 tons each) were produced by industrial partners.
- TBM submodule mockup has been produced with the large-scale ARAA heats.
- Database on ARAA has been developed for ITER-TBM qualification and for the RCC-MRx code approval.

Thermal Properties of ARAA

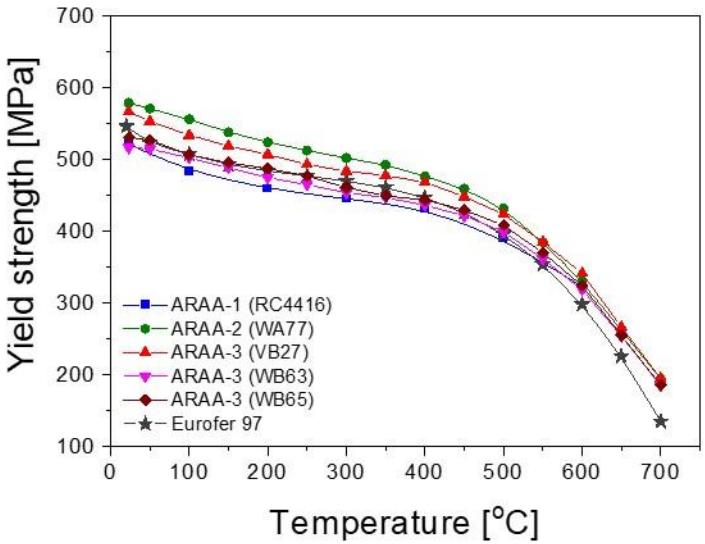


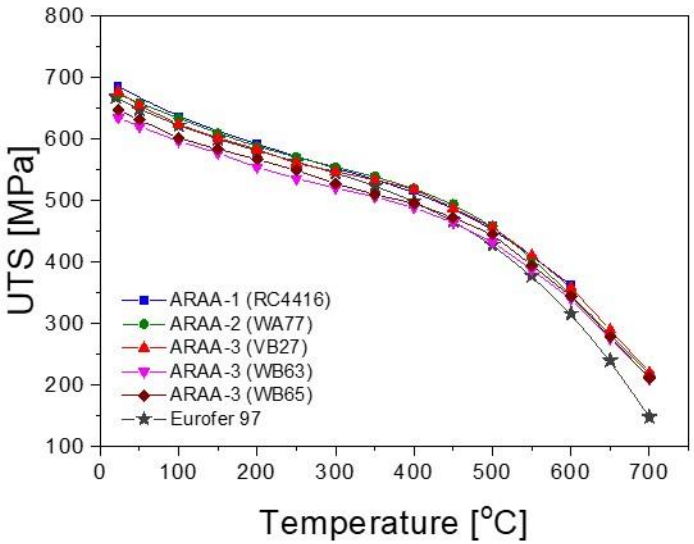


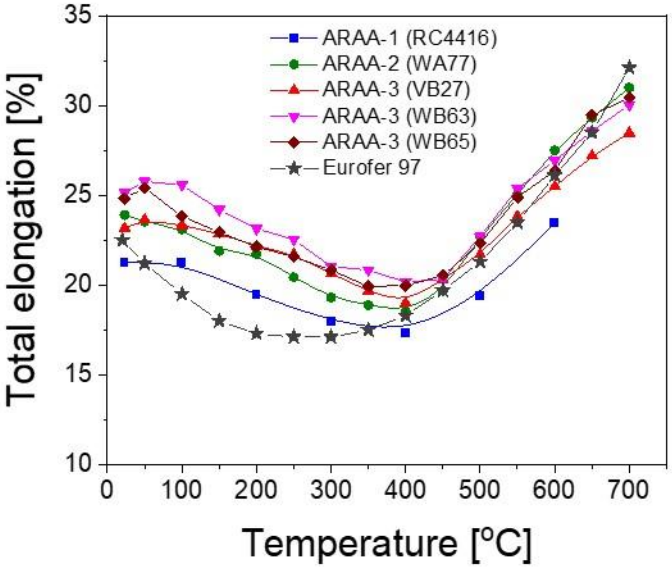


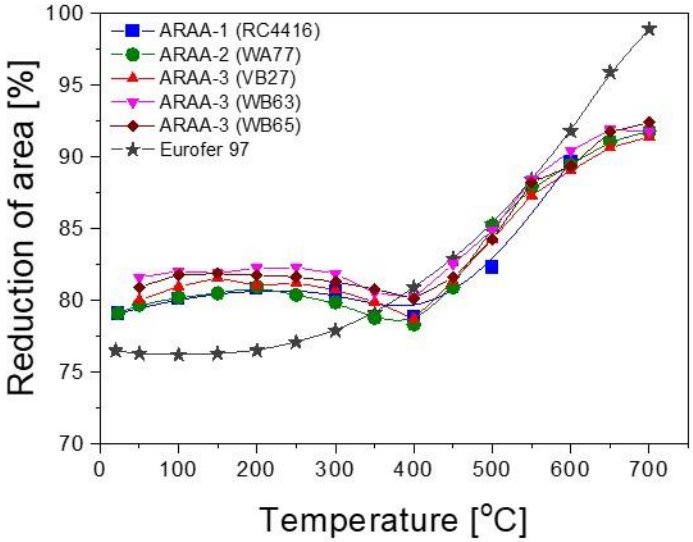


Tensile Properties of ARAA

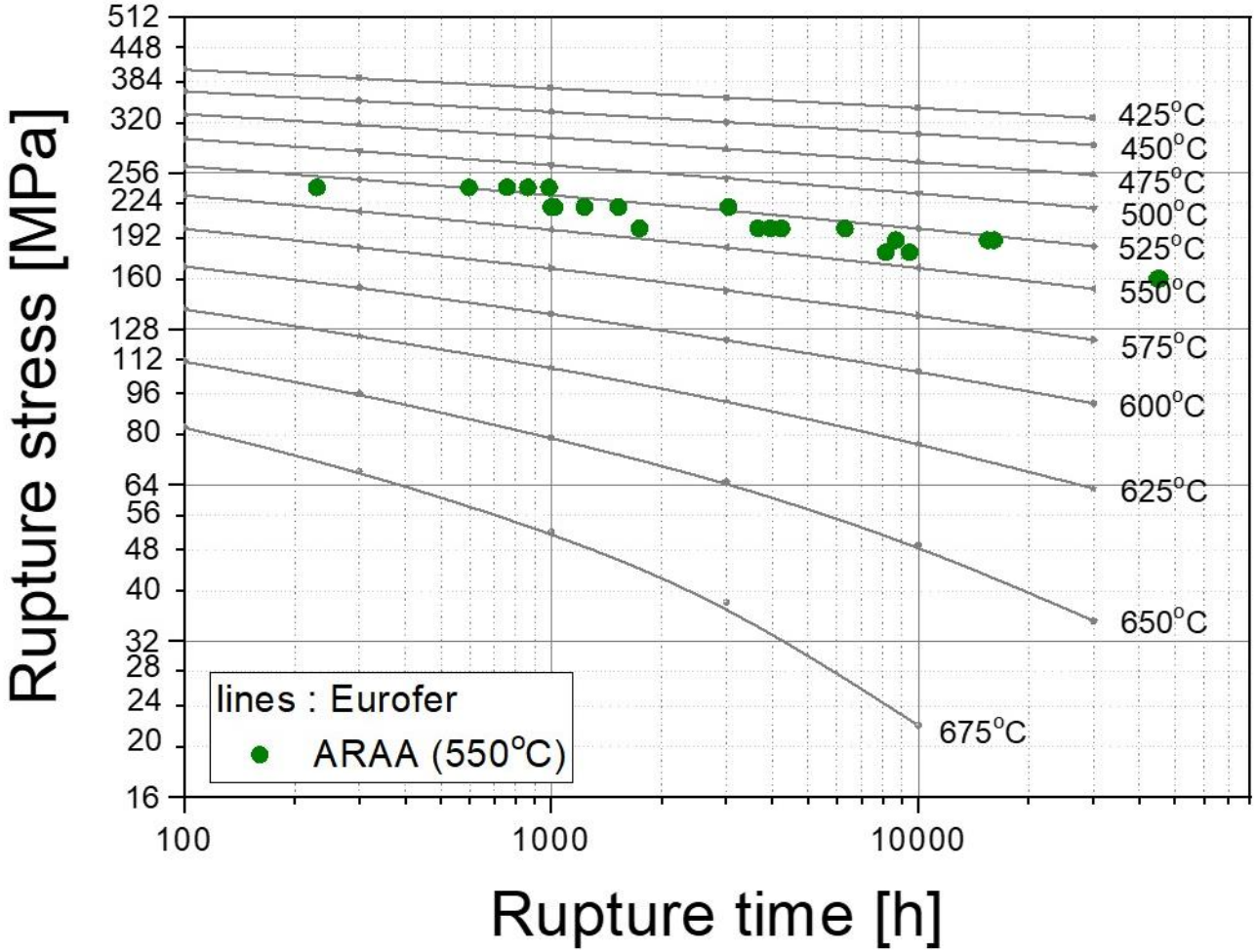








Creep Properties of ARAA



Creep-rupture strength of ARAA at 550 C is slightly higher than that of Eurofer.

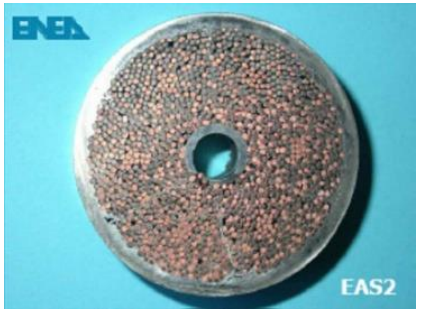
방사선 차폐 기술

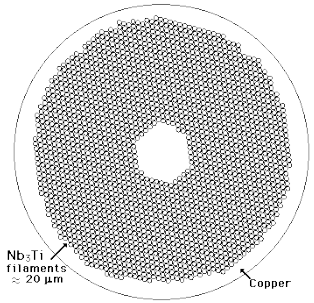
- **생체차폐**: 원자로나 방사성 물질 취급 시설의 차폐와 유사

- 작업자: 방사선 작업장의 선량당량률, 운전 정지 후 로실 선량당량률 평가
- 일반 공중: 운전 중 및 정지 후 피복선량당량률 평가

- **기기차폐**: 초전도코일 차폐가 핵심

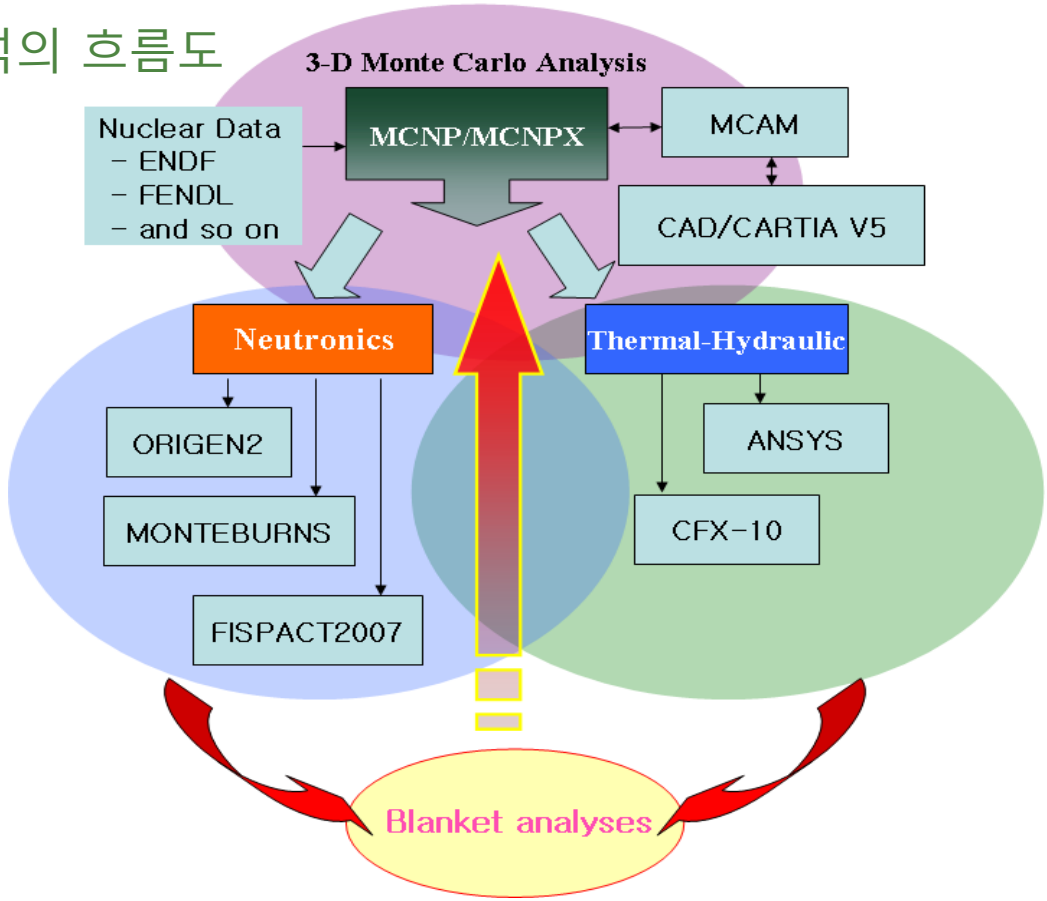
- 초전도코일 차폐: 중성자 및 감마선의 조사에 의해 소정의 핵발열량을 넘게 되면 quench 발생. 안정화 구리, 절연재, 권선부의 방사선 손상에 의해 자석의 건전성 손상. 차폐체 두께 결정이 중요.
- Inboard 차폐체: 두께가 토카막형 핵융합로의 주반경에 영향을 미침 (노심설계). 초전도코일까지 중성자속 충분히 감쇠시켜야 함.
- 계측기기, 가열장치, 구조체 중 용접부 등 차폐: 특히 용접부가 모듈 교환 시 재용접 가능하기 위해서는 헬륨 생성량을 기준치 이하로 억제하는 차폐 구성이 필요.





Blanket Design

Neutronics 해석의 흐름도



- 방사선 차폐, 열에너지로의 변환과 제열, 구조강도, 플라즈마 대향면의 blanket 점유율 등의 다양한 관점 하에 트리튬 증식재, 중성자 증배재, 냉각재, 구조재, 차폐재의 구성으로 구조 결정 됨.

Blanket Design

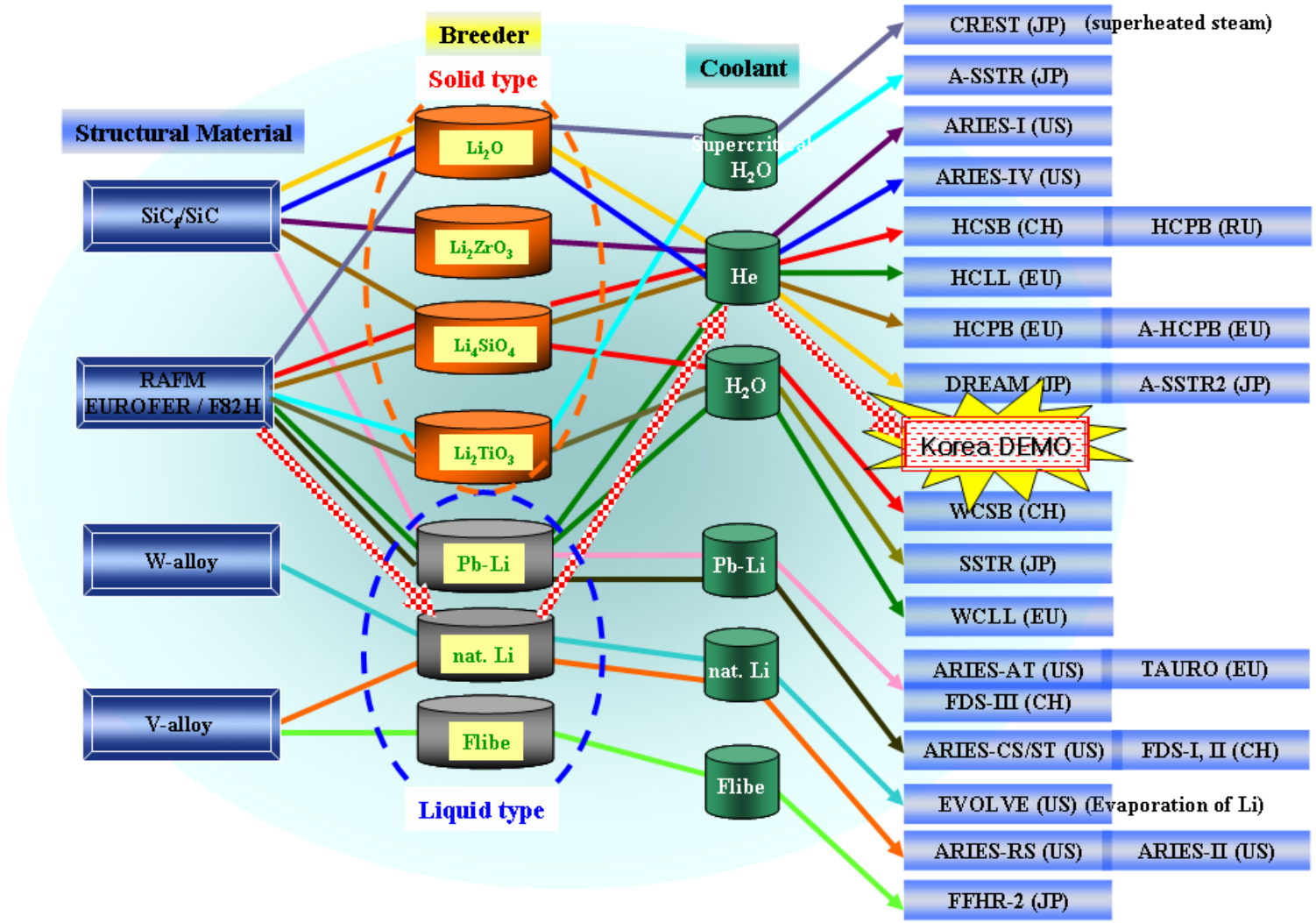
- **설계의 구체적 절차**

1. 크기 및 구조 등 제원이 정해진 blanket
2. 제안된 blanket에 대한 3-D Monte Carlo에 의한 neutronics analysis
→ 에너지변환과정, tritium breeding 과정, safety 등을 해석함:
중성자 에너지, 중성자 선량, 방사선 선량과 blanket의 차폐 정도의 분석 등
3. MCNP/MCNPX/MONTEBURNS/ORIGEN2 code에 의한 TBR, tritium 생성량 및 He/H 생성량의 평가.
4. MCNP/FISPACT/ORIGEN2 코드에 의한 blanket의 방사화 및 핵변환/붕괴 정보의 평가
5. MCNP에 의해 계산된 중성자 수송계산결과를 이용하여 blanket 각 구성부분에 대한 thermal hydraulics analysis: MCNP와 연계하여 CFX-10 과 ANSYS 코드 사용 해석 → blanket 각 구성부품에 대한 열 분포도 얻음.
6. ANSYS/CFX 코드에 의한 blanket 각 구성부품(제1벽과 증식영역)의 온도 분포계산 → thermal stress analysis
7. 만족할 만한 결과를 얻을 때까지 2-6항의 결과를 feedback하여 1항을 수정 또는 변경 혹은 결정 → 수정/변경 시 2항부터 다시 반복 → feedback →.....

Blanket Types

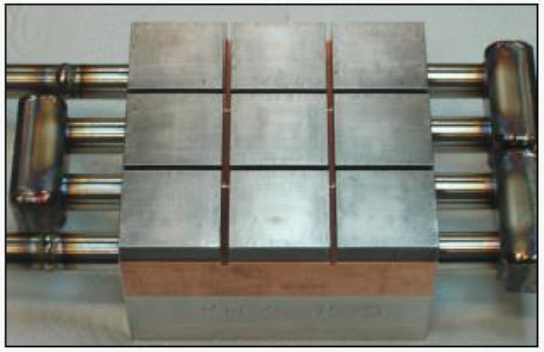
	저방사화 페라이트강	바나듐계 합금	세라믹스재 (SiC/SiC 복합재)
냉각 매체	경수를 가압수 (압력 15 MPa 정도, 온도 300°C 정도: 33% 전후 발전 열효율), 또는 과열/초임계 증기(압력 25 MPa 정도, 온도 500-550°C 정도: 40-42% 발전 열효율)로 이용. 표면의 라이너 연구에 의해 리튬납(액체 금속)을 사용할 수 있을 가능성도 있음.	액체 리튬을 온도 600~800°C 정도에서 이용 (40-45% 발전 열효율)	헬륨가스를 고온(~1000°C)에서 이용
특징	현상 기술의 연장상에서 대응 가능. 구조재로서의 대량 용융 기술도 확립되고 있어, 가장 실용화에 가까운 재료일 것임.	트리튬 증식재와 냉각재를 겸용 가능(단, 강자장 중에서 유동시키려면 연구가 필요). 저방사화 페라이트강 보다 개선된 저방사화 성능이 기대됨.	~1000°C로 함으로써 높은 발전 열효율 (> 45%) 초저방사화 재료이기도 함. 저방사화 페라이트와 리튬납의 조합으로 라이너로서의 이용도 고려되고 있음.

Blanket Types



Blanket 제작 기술

- Blanket에는 플라즈마로부터의 방사선이나 고열이 직접 입사함과 동시에 큰 전자력이 작용함: 제열성능과 강고한 구조가 동시에 필요
  - 스테인리스 강, 페라이트 강, 버나듐 합금, 탄화규소 등의 구조재료 사용
  - ITER: 제1벽 armour 재료로 Be 사용. 구리합금을 heat sink재로 사용. 원형 스테인리스강을 냉각관 재료로 사용.
  - DEMO: 페라이트 강 사용 시 열전도율이 SS 보다 2배 가량 높기 때문에 heat sink 제거할 수도 있음. 이 경우 효율적인 제율을 위해 원관 주변에 단형배관이 밀접하게 설치됨.



Be primary first wall module

Be tiles (10 mm), CuCrZr heat sink (10 mm), 316L coolant tubes / backing plate (30 mm)

Small scale PFCs for Tests (EU)

Blanket 제작 기술

- **고온등방가압법 (HIP: Hot Isostatic Pressing)**

– Blanket에서는 이종재료로 이루어지고 복잡한 구조를 가진 부품을 넓은 면적에 걸쳐 과도한 변형을 방지하면서 강고히 접합하는 것이 요구됨.

– 용접이나 납땜, 폭착 등의 방법은 넓은 면적에서의 접합이 불가능하고, 충분한 강도를 확보할 수 없으며 변형이 큼.

– HIP: 용접하는 물체끼리 고온 하에서 높은 압력으로 누르고 눌린 물체의 경계면에서 물질 성분이 상호 확산하는 현상을 이용. 확산 접합의 일종. 일반적인 확산 접합은 기계적으로 일축압접인 것에 비해 HIP법은 gas에 의한 정압을 이용하므로 형상(판압, 곡면)에 관계없이 접합 가능

– HIP법에서는 온도, 압력 및 유지시간이 주요 시공 조건임.

– HIP 처리 시에는 접합 계면의 표면의 거칠음을 작게 함과 동시에 고온으로 유지해서 접합계면 표면의 진공 탈가스 처리를 함. 접합이 어려운 이종재료의 경우에는 접합계면에 중간층 삽입