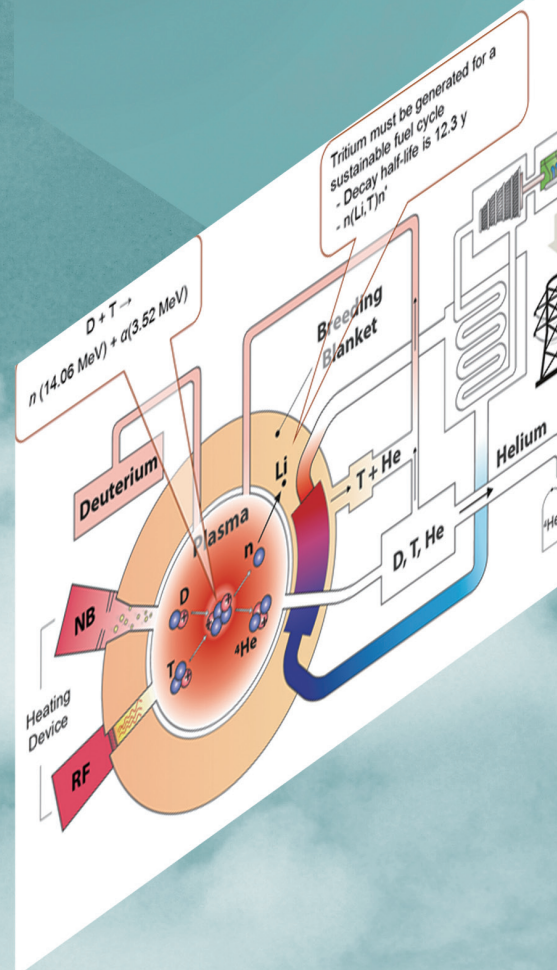
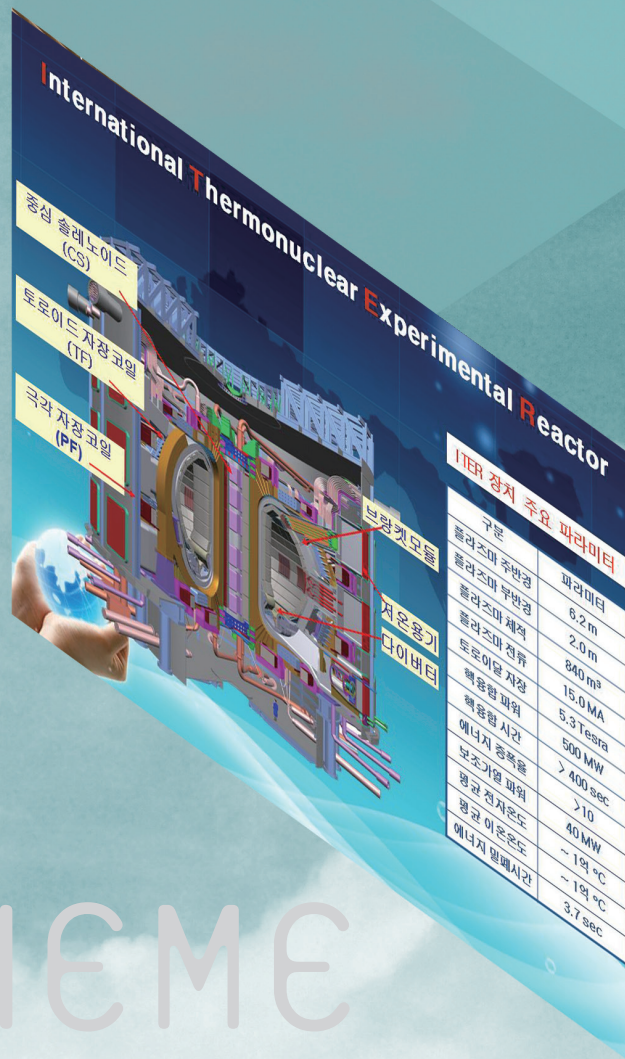


THEME

핵융합 실현을 위한 고온 소재 관련 연구동향

● 담당위원 : 김현수(한국전력기술 책임연구원)

- THEME 01 ITER 핵융합개발의 현황과 핵융합 구조용 재료 개발의 연구동향
- THEME 02 핵융합로용 고온부품 및 소재 개발 현황
- THEME 03 국내 텅스텐 대면재료 연구개발 현황
- THEME 04 핵융합로 내 디버터의 텅스텐 합금 설계를 위한 멀티스케일 시뮬레이션 및 고속대량스크리닝 실험





인류의 삶이 다른 동물들과 다른 것은 인류가 자연의 선물인 에너지를 사용할 수 있었기 때문입니다. 인류는 오랫동안 화석연료를 사용하여 삶을 변화시켜 왔습니다. 하지만 화석연료는 온실가스 등을 발생시켜 기후변화를 일으킬 뿐만 아니라 연료의 고갈이라는 문제도 가지고 있습니다. 이에 인류는 현재까지 축적된 지식과 기술을 바탕으로 고갈될 자원이 아닌 새로운 에너지원 개발에 매달렸습니다. 그리고 이제는 다른 방법으로 핵에너지를 활용하기 위한 방법을 개발하고 있습니다. 태양의 에너지이기도 한 핵융합 에너지가 바로 그것입니다.

핵융합 에너지는 중수소, 삼중수소와 같은 가벼운 원자핵이 서로 충돌하여 헬륨이라는 좀 더 무거운 원자핵으로 변환되면서 발생하는 에너지를 사용하는 것입니다. 핵융합 에너지의 장점은 자원이 풍부하고, 대용량의 에너지를 얻을 수 있으며, 깨끗하고 안전하다는 것입니다.

태양의 중심은 엄청난 압력과 높은 온도를 가지고 있기 때문에 핵융합이 자연적으로 일어나고 있습니다. 하지만 태양보다 중력이 작은 지구에서는 핵융합을 일으키기 위해 태양보다 훨씬 높은 압력과 열을 필요로 하고, 극한환경에서도 파괴되지 않는 재료의 개발이 필요합니다.

이처럼 핵융합 에너지의 활용 가능성은 이미 검증되었으나, 상용화를 위해서는 보다 높은 효율로 오랜 기간 동안 지속적이고 안정적으로 운전할 수 있는 조건을 찾는 과학적 문제 및 최적 재료를 개발하는 기술적 과제들이 남아 있습니다.

이번 호에서는 핵융합 실현을 위한 고온 소재와 관련하여 활발히 연구하시는 연구자들과서 글을 기고해 주셨습니다. 본 테마기획을 통해 앞으로 핵융합에 많은 관심을 가져 주시기를 부탁드립니다.

ITER 핵융합개발의 현황과 핵융합 구조용 재료 개발의 연구동향

윤한기 동의대학교 기계공학과 (前)교수

| e-mail : hkyoon@deu.ac.kr

이 글에서는 국제핵융합실험로(ITER) 핵융합 개발의 목적과 건설 공정률 현황 및 한국형 핵융합로용 구조재료 기술개발의 필요성을 소개하고자 한다.

ITER는 한국을 비롯한 유럽연합, 미국, 일본, 러시아, 중국, 인도 등 7개 국가가 공동 투자해 핵융합에너지를 생산하기 위한 원자로를 연구하는 시설이다. “2025년 첫 플라스마 발생 실험을 목표로 한 2만 3,000톤짜리 거대장치는 올해 현재 57.5%의 공정률을 보이고 있다”고 ITER의 사무차장인 이경 박사는 밝혔다.

우리나라의 핵융합 기술 연구 및 개발은 핵융합에너지의 상용화에 필요한 기술 발전 단계에 따라 크게 ‘기초 연구를 위한 KSTAR 구축 및 운영’, ‘핵심기술 확보를 위한 ITER 사업 참여’, ‘실증로(DEMO) 기반의 핵융합 에너지 실용화 선행 연구’ 등 세 가지 방향으로 추진 중이다.

중수소-삼중수소를 사용하여 ITER 장치가 본격적으로 가동되면, 중수소만을 사용하는 KSTAR 장치가 얻을 수 없었던 알파 입자 등 핵융합 반응물의 거동연구와 고속 중성자 발생에 따른 블랭킷 모듈의 테스트를 수행할 수 있게 된다. 또 시험 블랭킷 모듈을 이용한 실험을 통해 DEMO 장치의 블랭킷 모듈 선정에도 중요한 정보를 획득할 수 있게 된다. 우리나라의 조달

품목 중 초전도 도체, 진공용기 본체 및 포트, 열차폐체, 조립 장비류, 전원공급장치 및 진단장치에 대한 조달약정은 이미 체결되었다. 그림 1은 ITER에서 건설 중인 모형이다.

핵융합 실증로 기반연구는 한국형 핵융합 발전소 자립건설을 위한 원천 기술 확보가 목표다. ITER 참여를 통해서 핵융합 원천 기술 확보 및 시험 블랭킷 모듈 연구 개발을 병행하고, 단기적으로는 K-DEMO

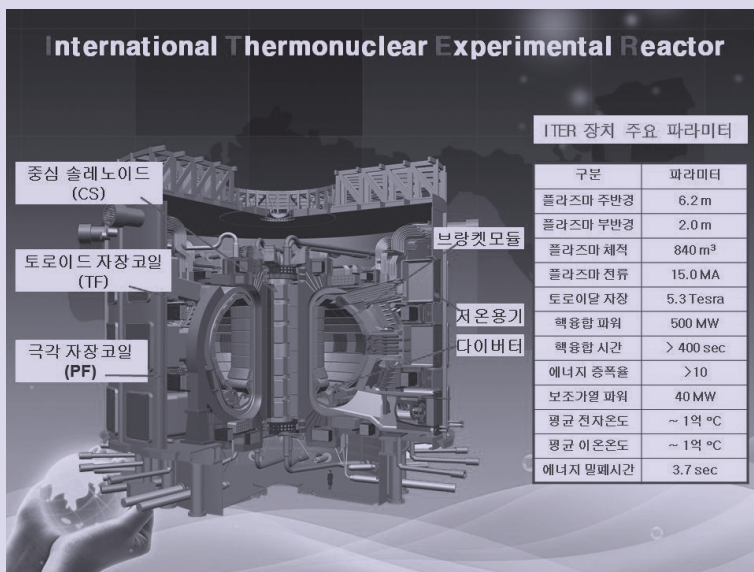


그림 1 국제핵융합실험로(ITER)

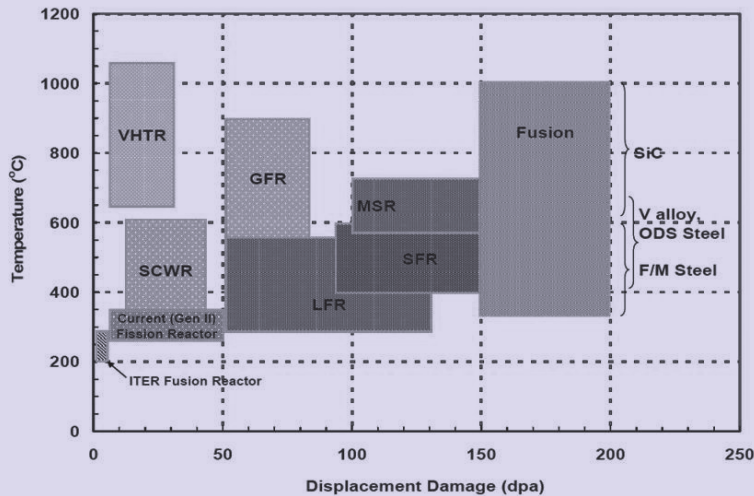


그림 2 원자력 및 핵융합 구조재의 온도별 세계적 연구동향

자립 건설을 위한 추진전략 수립과 건설을 위한 설계 기술 기반 구축, 정보 네트워크 및 활용 활성화 등이 주요 과제이다. 일반적으로 원자력 및 핵융합 구조재의 온도별 세계적 연구동향은 그림 2와 같다.

이중 핵융합로 구조용 재료는 사용온도에 따라서 개발해야 하며, FM강, ODS강, V합금강, SiC/SiC 복합재료 등이 주요 대상이다.

따라서 K-DEMO를 위한 핵융합재료 기술 개발의 필요성은 아래와 같다.

- ITER 프로젝트 출범 이후 기술 선진국에서는 자국의 기술경쟁력 확보를 위해 기술 노하우 유출을 규제하고 있어, 핵융합로용 재료에 대한 국가적 차원의 독자적인 기술 개발이 필요함.
- 핵융합에너지 변환 계통의 핵심장치인 블랑켓과 디버터의 재료 기술수준이 핵융합로의 성능 및 설계요건과 밀접하게 연관되어 있으므로 실증로용 재료 기술개발을 통해 실증로 개발을 구체화하고 핵심 공학기술의 선별 도출을 통한 기술개발 가속화가 필요함.
- 핵융합로 재료는 높은 열유속 및 중성자 조사 환경, 핵융합 플라즈마 및 삼중수소와의 상호작용

등 재료 측면에서 극한환경에 노출되어 고온에서의 구조적 안정성과 신뢰성 등이 요구되는 고도의 기술임. 하지만 아직까지 세계적으로도 블랑켓 및 디버터 재료는 충분한 기술개발이 필요한 분야임.

그리고 K-DEMO를 위한 핵융합 재료 기술개발의 연구 목표는 ‘핵융합 실증로용 저방사화 고강도 구조재 기술개발’이며 주요 내용은 다음과 같다.

- 핵융합로 기능소재 및 초고온재료 기술개발
- 핵융합로 대면소재 및 고열부하소재 기술개발

- 이들 소재의 용접/접합 기술 특성평가 및 중성자 조사 특성평가 기술

K-DEMO를 위한 핵융합재료 기술개발의 연구 분야는 일반적으로 다음과 같이 분류하여 연구를 수행하고 있다.

□ 핵융합로 구조재 기술

- 저방사형 RAFM강, ODS강 합금설계 및 특성평가
- 개발강의 모재 및 용접 열영향부 고온 물성평가 (크리프, 피로)
- RAFM강 물성 DB구축 및 중성자 조사특성 평가
- 동종/이종합금 접합공정 개발 및 접합부 제어 기술 및 건전성평가
- ODS-RAFM 신합금 후보군 설계 및 제조기술 개발

□ 핵융합로 대면재료 및 고열부하재료 기술

- 텅스텐 대면재 제조기술 개발 및 물성 최적화 기술

- 텅스텐 합금 특성의 안정화 공법 개발과 DB 구축을 통해 핵융합로 PFC로서의 타당성 평가 기준 제공
- 텅스텐 합금의 미세조직/특성 상관관계 규명 및 물성 최적화 연구
- 텅스텐 합금과 구조용 합금과의 접합기술 개발
- 고열부하 디버터 재료 응용기술 개발

□ 핵융합 기능소재 기술

- Li를 포함하는 세라믹스 증식재 개발 및 제조기술 확립
- 중성자 조사를 통한 증식재 성능평가 및 재활용 기술 개발
- 중수소 증식 성능 향상을 위한 기술 개발
- Be 페블 제조기술 개발 및 물성평가
- Beryllide 페블 제조기술 개발 및 특성평가

□ SiCf/SiC 복합재료 제조기술 개발

- HIP 방법들의 SiCf/SiC 복합재료 제조기술 평가 및 최적 제조기술
- SiC/SiCf 복합재료의 중성자 조사손상 모델링

기술개발 및 특성평가

- SiCf/SiC 복합재료의 삼중수소 차단막 형성기술 개발
- SiCf/SiC 복합재료 규모의 장치 구성부품 제작 기술과 접합기술 개발

□ 중성자 조사 시험특성

- 개발된 각 소재의 중성자 조사시험 및 특성평가
- 하나로 이용 조사특성평가 및 KBSI 이용 가속기 실험
- 조사 재료 기계적 성질 예측 및 최적 재료 설계
- 국제공동협력으로 교토대 북해도대학 공동 협력연구 DB 구축

이러한 연구 분야 중에 이번 테마기획에서는 블랑켓 및 디버터 구조용 재료의 대면재료 및 고열부하재료 기술을 중심으로 한국원자력연구원 이동원 박사가 핵융합로용 고온부품 및 구조소재 개발 현황을 소개하고, 한국과학기술원 장창희 교수는 국내 텅스텐 대면재료 개발 현황을 소개하며, 경희대학교 장윤석 교수가 핵융합로 내 디버터의 텅스텐 합금설계를 위한 멀티스케일 시뮬레이션의 기술을 소개하고자 한다.

이 동 원 한국원자력연구원 핵융합기술개발부 책임연구원(부장)

| e-mail : dwlee@kaeri.re.kr

김 석 권 한국원자력연구원 핵융합기술개발부 책임연구원

| e-mail : skkim93@kaeri.re.kr

천 영 범 한국원자력연구원 신소재개발실 책임연구원

| e-mail : youngbumchun@kaeri.re.kr

조 승 연 국가핵융합연구소 시스템기술부 책임연구원(부장)

| e-mail : sycho@nfri.re.kr

이 글에서는 국제핵융합실험로(ITER) 건설 참여를 통해 확보된 플라스마 대면부품 기술과 ITER 시험증식블랑켓 개발을 통해 확보된 한국형 핵융합로용 구조소재 기술개발 현황에 대해 소개하고자 한다.

핵융합로 구현을 위해서는 안정적인 플라스마 환경과 수소동위원소(D-T) 핵반응, 이로부터 발생하는 다량의 고속중성자와 열을 이용하여, 연료인 삼중수소 생산과 에너지로 변환하는 기술이 필요하다. 중성자와 고열로부터 핵융합로 구조물을 보호하는 부품이 내벽부품(in-vessel component)이라 부르는 플라스마 대면부품이며, 삼중수소 연료를 생산하고 열을 흡수하여 에너지로 변환하는 부품이 증식블랑켓이다. 증식블랑켓도 내벽부품의 일종으로 고온의 플라스마 환경을 견딜 수 있어야 한다.(그림 1)

우리나라에서는 핵융합로 개발을 위해 3차 핵융합에너지개발진흥기본계획('17~'21)에 따른 연구 개발이 진행 중이며, 특히 KSTAR, 국제핵융합실험로(ITER), 실증로(DEMO) 등 대형장비의 개발, 운영을 중심으로 추진되고 있다. 낮은 열부하에서의 물리 중심 연구에서 벗어나, 본격적인 공학적 연구를 필요로 하는 ITER나 DEMO에서는 0.5~20MW/m²의 열부하를 견디는 플라스마 대면부품과 수소동위원소(D-T) 핵반응

환경에서의 실험을 위한 증식블랑켓이 개발 중에 있으며, 이를 구성하는 고온 구조소재의 개발이 진행되고 있다.

우리나라는 2003년부터 ITER 사업에 참여하고 있으며, 이를 기반으로 핵융합실증로 건설을 위한 원천 기술 확보를 진행하고 있다. 특히, 블랑켓 일차벽 조달 참여를 통해 고온 내벽부품의 설계, 제작 및 성능 검증 기술을 확보하여 이를 통한 DEMO 및 핵융합로

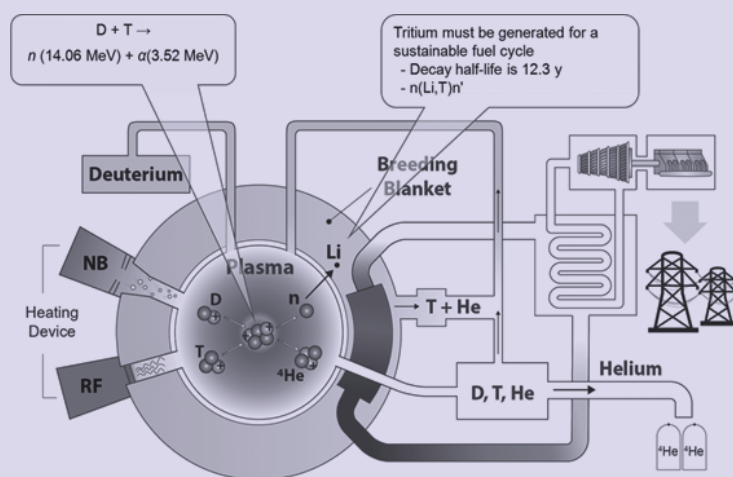


그림 1 핵융합로 개념도

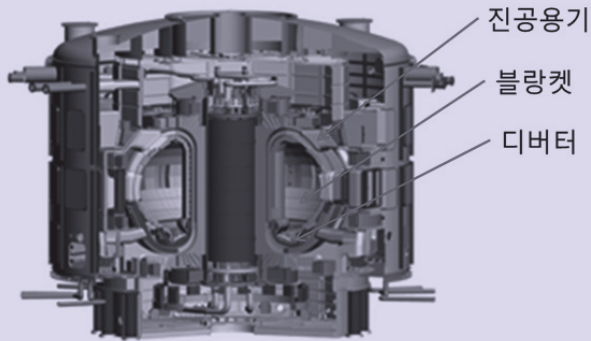


그림 2 국제핵융합실험로(ITER) 주요 장치

대면부품 개발을 추진하고 있다. 더불어, 삼중수소의 자가증식을 가능하게 하고 핵융합 반응에서 나오는 중성자의 에너지를 열에너지로 변환하는 증식블랑켓 기술개발이 ITER 시험증식블랑켓(TBM: Test Blanket Module) 프로그램을 통해 진행되고 있다. 특히, 증식블랑켓에 필요한 설계, 안전해석, 구조소재 및 제작기술, 증식재 등의 기능소재 기술 등이 개발되고 있으며, ITER 운영단계에서 핵융합 환경에서의 성능 검증이 이루어질 예정이다.(그림 2)

플라즈마 대면부품 개발 현황

플라즈마 대면부품은 고온의 플라즈마를 최내각에서 마주보며 고열부하를 견뎌야 하는 중요 부품이다. 다량의 중성자와 높은 열, 고에너지 입자의 영향으로 주기적인 교체가 필요해, 설치 및 제거, 운반이 용이한 모듈형으로 설계된다. 특히, ① 플라즈마 오염 최소화, ② 입사 중성자 및 플라즈마로부터의 열 제거, ③ 초전도 자석 코일 보호(온도, 중성자 차폐), ④ 전자기력에 의한 하중 보호 기능을 수행해야 한다. 플라즈마 대면부품은 중성자 및 입자로부터 구조물을 보호하기 위한 차폐체(Armor), 냉각을 위한 열흡수체(Heat sink) 및 구조체로 구성된다. ITER에서는 블랑켓 일차벽과 디버터에 베릴륨(Be)과 텅스텐(W)이 각

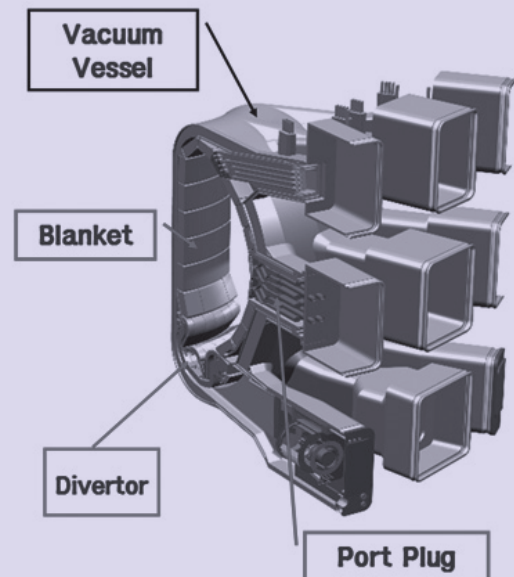


그림 3 ITER 내 플라즈마 대면부품 사례

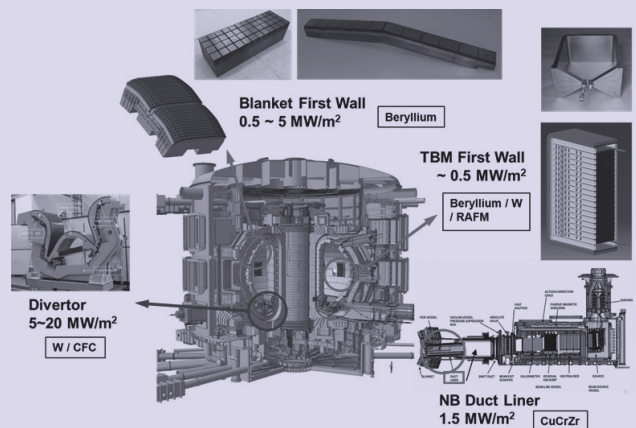


그림 4 국내의 플라즈마 대면부품 개발 사례

각 차폐체로 사용되고 있으며, 구리 합금인 CuCrZr과 SS316L(N)-IG(ITER Grade)가 각각 열흡수체와 구조 소재로 사용되고 있다. 향후 핵융합로에서는 다량의 중성자 조사 영향에 따른 폐기물 관리와 유지보수 시의 방사화를 낮추기 위해 구리 합금과 스테인리스 계열의 구조재 대신 다음 장에 소개될 저방사화 합금이 사용되어야 한다. 다만, 아직 개발 단계이고 표준화 및 중성자 조사 평가가 필요한 상황으로, 실험로

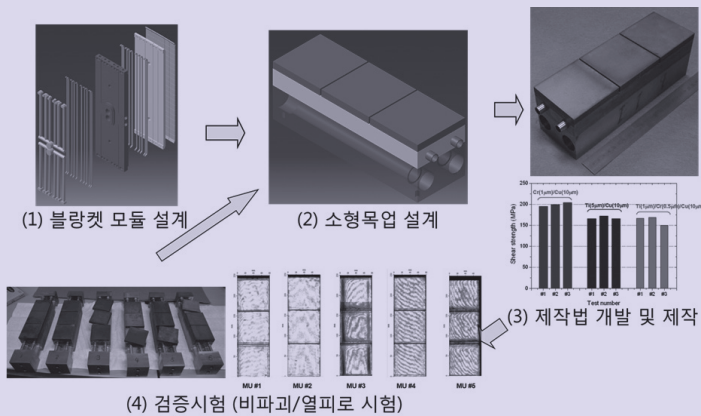


그림 5 블랑켓 개발 과정 및 최종 성능검증 목업 시험 결과

○ 제작법 개발 및 공정 확립

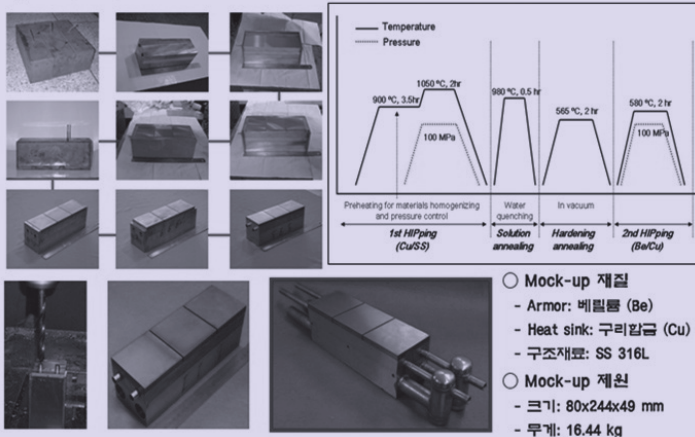


그림 6 이종금속 접합 기술 개발 과정 및 접합 조건

High heat flux test facility (KoHLT-EB)

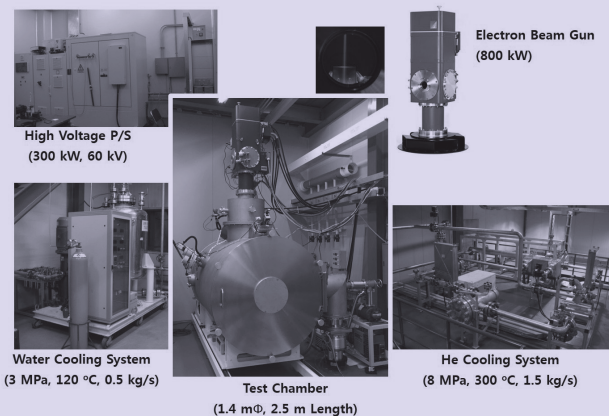


그림 7 국내에 구축된 플라즈마 대면부품용 고열부하시험 장비

인 ITER에서는 기술적으로 입증된 소재를 우선 사용하고 있다.

ITER 플라즈마 대면부품은 디버터, 블랑켓 및 포트플러그 등이며, 국가별로 할당된 조달품목으로 EU, 일본, 미국, 중국, 러시아 및 한국에서 개발과 성능검증이 완료되어 생산을 목전에 두고 있다(그림 3). 한국은 2004년부터 ITER 블랑켓 일차벽 조달을 위해, Be/CuCrZr/SS316L의 세 가지 서로 다른 금속에 대한 접합기술을 개발 완료한 바 있으며, 이외에도 연구개발을 위한 디버터 연구, 중식블랑켓 개발을 위해 접합기술을 개발하고 있다.(그림 4)

ITER 블랑켓 일차벽은 베릴륨, 구리 합금, 스테인리스강으로 구성되며, ITER 환경에 맞게 설계된 블랑켓 모듈로부터, 그 성능이 반영된 소형목업을 설계하고, 접합기술 개발 및 접합성능 검증과정을 통해 개발된다(그림 5, 6). 서로 다른 재질의 금속을 접합함에 따라, 서로 다른 열팽창률을 가지는 금속이 고열부하에 노출되는 경우, 사전에 시험 평가를 통해서 접합 건전성을 확인해야 한다(그림 7). 2005년부터 3차에 걸친 제작과 시험을 통해 Cu/SS 목업의 개발이 완료되었으며, 50mm×50mm×1ea Be/Cu 목업이 2007년에 개발 완료되었다. 이후 보다 큰 크기(80mm×80mm×3ea)의 베릴륨 타일을 사용한 Be/Cu/SS 목업이 개발되었으며, 2009년에는 접합법 개발 및 제작기술 개발을 완료하여, ITER가 주관하는 국제 조달자격검증을 통과함으로써 국내 기술력을 입증한 바 있다. 이후 꾸준한 디버터와 ITER TBM 제작기술 개발용 소형목업의 시험을 수행하고 있다.

증식블랑켓용 고온 소재 개발 현황

ITER TBM은 증식블랑켓의 주기능인 삼중수소의 증식 및 전기 생산을 위한 열 추출 과정을 실증하기 위한 모듈로, 핵융합 환경하에서 시도

되는 최초의 증식블랑켓 시험 프로그램이다. TBM 프로그램을 통한 증식블랑켓 시험모듈 설치, 시험 및 검증은 핵융합에너지의 실현가능성을 실험하는 중요한 수단이며, 핵융합 연소 플라즈마 물리실험(Q=5~10), 연속운전용 로공학실험 및 장치기술과 더불어 ITER 건설·운영 사업의 3대 목표 중 하나이다. TBM 프로그램에서는 삼중수소 증식 및 열 추출 타당성을 실증하기 위해, ITER의 2개 수평포트에 TBM을 장착하여 실험할 예정이다(그림 8). 특히 고속중성자, 고열·기계적 부하, 전자기 환경 등이 공존하는 핵융합 환경에서 최초로 증식블랑켓 개념 및 기술을 검증하기 때문에 기존의 노외 개별 시험이나 연구로 등에서 수행된 노내 시험에서 평가하기 힘들었던 증식블랑켓 기술의 종합적인 실증, 평가가 가능할 것으로 기대되고 있다. 이에 따라, 모든 ITER 참여국들은 이러한 TBM 프로그램의 중요성을 인식하고 관련 기술의 개발, TBM 설치 및 시험을 위한 준비에 만전을 기하고 있으며, 각국의 핵융합에너지 개발 계획에 있어 실증으로 이어지는 중요한 핵심경로로서 TBM 프로그램을 적극 활용하고 있다.

핵융합로의 성공적인 건설 및 운영을 위해서는 앞서 언급한 고열과 다량의 고속중성자가 발생하는 극한 환경에서 설계 개념을 구현할 수 있는 구조소재가 확보되어야 한다. 핵융합로는 14MeV의 고에너지 중성자와 100dpa 이상의 고선량 운전 조건으로 가동되도록 설계되어야 하며, 고방사화 방사성폐기물 처리

표 1 국내외 저방사화 구조소재

Country	Name	C	Si	Mn	Cr	W	V	Ta	N	Ti	Zr
Japan	F82H	0.1	0.1	0.2	8	2	0.15	0.02	0.04	-	-
Japan	JLF-1	0.1	0.05	0.5	9	2	0.2	0.07	0.05	0.001	-
EU	Eurofer97	0.11	0.05	0.4	9	1.1	0.2	0.07	0.05	0.01	-
US	9Cr-2WVTa	0.1	0.25	0.4	9	2	0.25	0.07	0.003	0.01	-
Russia	Rusfer EK181	0.15	0.4	0.7	11	1.2	0.6	0.2	0.1	-	-
India	Indian-RAFM	0.1	0.09	0.5	9	1	0.2	0.07	0.02	0.005	-
China	CLAM	0.1	0.01	0.45	9	1.5	0.2	0.15	0.02	-	-
China	CLF-1	0.11	0.05	0.5	8.5	1.5	0.5	0.1	0.02	0.01	-
Korea	ARAA	0.1	0.1	0.45	9.0	1.2	0.2	0.07	0.01	0.01	0.01

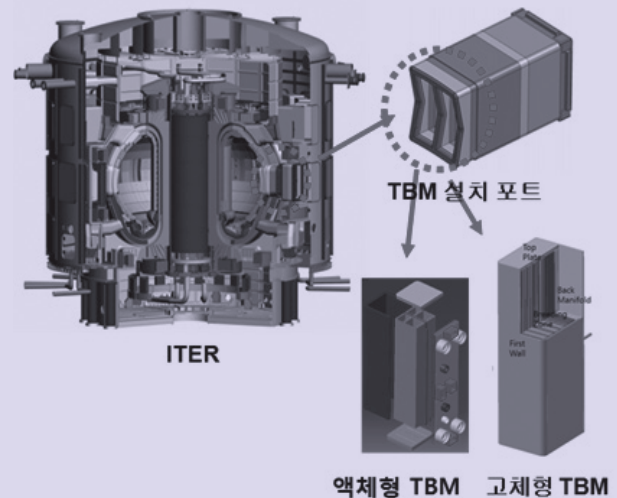


그림 8 ITER 시험증식블랑켓(TBM) 설치안

에 따른 비용과 보관 시간의 부담을 경감하기 위해 저방사화 특성을 가져야 하므로, 이러한 핵융합로 구조소재로서 신뢰성 있는 저방사화 철강소재가 개발되고 있다.

핵융합 선진국인 일본, EU 및 미국은 지난 30여 년간 저방사화 철강재료 개발 연구를 지속적으로 수행해오고 있으며, 인도와 중국에서도 자국의 고유한 저방사화 철강재료 개발을 10년 넘게 진행해 오고 있고, 또한 중성자 조사에 따른 물성 변화의 데이터베이스를 구축해 나아가고 있다. 특히, EU에서 개발된 Eurofer의 경우에는 RCC-MRx Code에 물성치 등재가 본격적으로 진행되고 있으며, 중성자 조사, 장기 물성 등도 일부 등재가 시작되고 있다.(표 1)

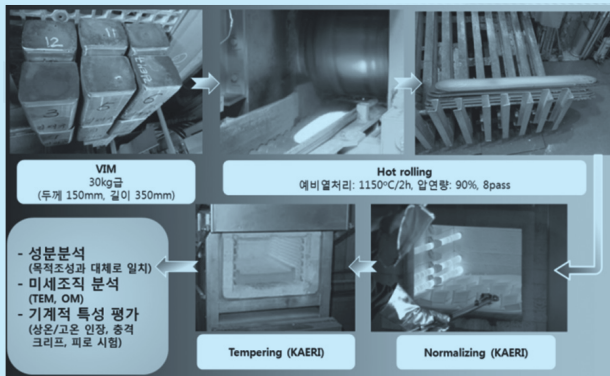


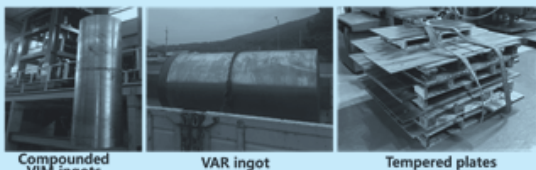
그림 9 ARAA 프로그램 합금 개발 과정

Heat No.: RC4416 (input charge of 5 tons)
 Manufacturer: POSCO Specialty Steel
 Melting & refining: Vacuum induction melting (VIM) & electro-slag remelting (ESR)
 Utilized for fabrication of TBM mock-up & development of Material DB



(a)

Heat No.: WA77 (input charge of 6 tons)
 Manufacturer: KPC Metal
 Melting & refining: Vacuum induction melting (VIM) & vacuum arc remelting (VAR)
 Utilized for fabrication of TBM mock-up, welding practice & development of Material DB



(b)

Heat No.: VB27, WB63 & WB65 (input charge of 6 tons per heat)
 Manufacturer: KPC Metal
 Melting & refining: Vacuum induction melting (VIM) & vacuum arc remelting (VAR)
 Utilized for fabrication of TBM mock-up & development of Material DB



(c)

그림 10 (a) ARAA 1차 대량 제조(5톤), (b) ARAA 2차 대량 제조(6톤), (c) ARAA 3차 대량 제조(18톤)

국내에서는 2012년 국가핵융합연구소와 한국원자력연구원이 공동으로 ARAA(Advanced Reduced Activation Alloy)라는 이름의 한국형 저방사화 철강 재료를 개발하기 위한 프로젝트에 착수하여, 총 101종에 이르는 서로 다른 합금조성을 갖는 RAFM강 계열의 합금설계와 열처리 공정설계가 이루어졌다. 이를 기반으로 용해 및 제조된 모델합금 판재에 대한 미세조직 분석 및 인장특성, 충격특성 및 단기 크리프특성을 평가함으로써, 강도, 연성, 충격저항성 및 크리프저항성 등이 모두 우수한 모델합금의 조성을 도출하였다(그림 9). 도출된 합금조성으로부터 RAFM 강 최대 단점인 고온 크리프강도 문제를 보완하고, 향후 대용량 소재 생산과 관련된 기술적 문제를 완화하고, 증식효율의 저하를 막기 위해 W, Ti, N, 및 B의 함량에 대한 소량 조정이 이루어졌다. 이러한 조정을 통해 한국 고유 저방사화 구조소재인 ARAA의 합금 조성은 표 1과 같이 최종 결정되었다.

도출된 조성안을 바탕으로 2014년 5톤, 2015년 6톤, 2017년 18톤 등을 순차적인 대량 제조에 성공하였으며(그림 10(a)~(c)), 물성 데이터베이스 구축, 용접성 평가 및 한국형 TBM의 목업 제작을 위해 사용되고 있다. ITER TBM 구조소재로 활용하기 위해서, 인허가 획득에 필요한 특정재료평가서(PMA: Particular Materials Appraisal) 작성이 진행 중에 있으며, 향후 DEMO나 상용 핵융합로 적용에 필요한 RCC-MRx나 ASME와 같은 국제건설규격 등재를 목표로 다양한 재료물성 데이터베이스 구축에 노력하고 있다. 단기적으로 시험 평가가 가능한 인장특성, 충격특성, 자기적특성, 전기적특성, 열적특성, 물리적특성 등에 대해서는 물성자료 구축이 완료되었으며, 장시간 많은 시험장비가 투입되어야 하는 피로시험, 크리프-피로시험, 및 크리프시험에 대해서는 현재 일부 시험조건에 대해서만 자료 구축이 완료된 상황이며, 앞으로도 지속적으로 장기 물성자료 구축을 진행할 예정이다.

향후 확보해야 할 중요한 재료물성으로는 중성자 조사재에 대한 성능자료이다. 즉, 최대 3dpa 정도의 중성자 조사 손상이 예측되는 ITER TBM 구조소재로 적용하기 위해 ARAA에 대한 중성자 조사시험을 이와 동등한 조건에서 수행하고, 이렇게 조사된 중성자 ARAA에 대해 인장특성, 충격특성 및 열적특성 등을 평가하여 중성자 조사로 인해 야기되는 재료열화 수준에 대한 검증이 필요하다. ARAA에 대한 중성자 조사시험은 2018년부터 한국원자력연구원이 보유한 하나로를 이용하여 약 8주기를 예정으로 수행하고 있으며, 시험이 완료되면 일정 기간의 냉각기를 거친 후 ARAA 조사재에 대한 물성평가를 수행할 예정이다. 또한, 최근 한국원자력연구원에 구축된 중이온빔조사시설(KAHIF)을 활용한 이온조사시험을 통해 장기적인 조사 영향도 평가될 예정이다.

요 약

핵융합로 개발에는 플라즈마 대면부품이나 증식블랭킷과 같은 고온 부품 및 이를 구성하는 고온 구조소재가 필요하다. 고온 부품인 플라즈마 대면부품 기술은 ITER 조달사업 참여를 통한 ITER 블랭킷 일차벽 개발을 통해 확보되었고, 향후 핵융합로용 블랭킷, 디버터 개발을 위해 활용 중에 있다. 핵융합로 구조소재는 한국형 핵융합로용 저방사화 구조소재(ARAA)가 ITER 핵심연구사업인 TBM 프로그램을 통해 개발되고 있으며, 향후 핵융합로 활용을 위해 건설코드 등재 등 표준화를 고려한 물성 데이터베이스 구축과 국내외 중성자 조사시험 장비를 활용한 조사시험이 진행 중에 있다.

장 창 희 한국과학기술원 원자력 및 양자공학과 교수

| e-mail : chjang@kaist.ac.kr

한 흥 남 서울대학교 재료공학부 교수

| e-mail : hnhan@snu.ac.kr

김 형 찬 국가핵융합연구소 DEMO 기술연구부 책임연구원

| e-mail : chankim@nfri.re.kr

이 글에서는 ITER 및 DEMO 등에 사용될 핵융합 대면재료인 텅스텐합금의 특성과 연구개발 현황에 대해 소개하고자 한다.

국제핵융합실험로(ITER)는 핵융합 발전 상용화의 과학적·공학적 실증을 위한 것으로 우리나라를 포함한 유럽연합(EU), 미국, 일본, 중국, 러시아, 인도 등 7개 회원국이 공동으로 건설하고 있다. 핵융합 플라즈마를 면하는 일차벽(FW: First Wall)과 디버터와 같은 플라즈마 대면기기(PFCs: Plasma Facing Components)의 성능은 핵융합 발전의 매우 중요한 요소로 간주되고 있다. 미국, 일본 등과 같은 핵융합 기술 선도국들은 오래전부터 이들 플라즈마 대면기기(PFC) 재료, 즉 플라즈마 대면재(이하 ‘대면재’)에 대한 많은 연구개발 투자를 해왔으며, 그 결과 다양한 재료 개발 및 특성평가 데이터를 확보하였고 이를 바탕으로 ITER 및 미래 핵융합로의 핵심 부품인 PFC 재료 선정을 주도하고 있다.

핵융합로의 대면재료로는 일반적으로 흑연을 포함한 탄소기반 재료(CBM), 베릴륨(Be), 텅스텐(W) 등의 재료들에 대해 많은 연구들이 수행되었다. 핵융합로 대면재료의 주요 요구조건으로는 고열속(high heat flux) 및 입자속(particle flux)에 대한 저항성(thermal shock resistance, sputtering resistance), 낮은 삼중수소 보유량(low tritium inventory), 높은 내산화성(oxidation resistance)과 낮은 방사화

(activation)를 들 수 있다. 높은 내열특성을 위해서는 높은 용점($> 1,800^{\circ}\text{C}$)과 양호한 열전도도($> 50\text{W/mK}$)가 요구되며 이 조건을 만족하는 금속원소로는 Cr, Nb, Mo, W와 같은 내열 금속(refractory metal)들이다. 이 중에서 중성자 조사에 대해 낮은 조사 손상 특성과 높은 침식 저항성을 가지는 원소는 텅스텐(W)이 유일하다고 할 수 있다. 특히 초기 ITER 설계에서는 비교적 열하중이 낮은 일차벽에는 베릴륨을 사용하고, 열하중 및 고에너지 이온조사량이 높은 디버터는 텅스텐을 사용하기로 하였으나, 상용로를 위한 DEMO 이후부터는 일차벽을 포함한 모든 PFC에 텅스텐을 사용하기로 함에 따라 텅스텐 대면재의 중요성이 더욱 커졌다.

텅스텐은 높은 용점($3,422^{\circ}\text{C}$), 양호한 열전도도($\sim 160\text{W/m}\cdot\text{K@RT}$, $\sim 100\text{W/m}\cdot\text{K@1,000}^{\circ}\text{C}$), 높은 크리프 저항성과 고온 강도, 낮은 증기압, 낮은 침식 저항성, 낮은 삼중수소 잔류(retention) 특성, 낮은 열팽창률 및 중성자 조사에 대하여 비교적 작은 방사화 특성을 보유하고 있어 ITER 장치 및 이후 핵융합로의 디버터 대면재의 유일한 재료로 고려되고 있다. 반면 대면재 동작 환경에서 텅스텐 재료의 단점은 낮은 내산화성, 천이거동을 보이는 체심입방체(BCC)

금속으로 상온에서 연성이 거의 없으며 연성-취성 전이온도(DBTT: Ductile-Brittle Transition Temperature)가 600℃ 정도로 상당히 높다는 점들이다. 그림 1에는 EU의 Eurofusion 프로그램에서 정리한 대면재 재료의 요구특성 대비 텅스텐의 성능을 나타내었다. 성능 개선이 필요한 특성 가운데 핵변환에 의한 방사화는 텅스텐이 가지는 고유의 특성으로 근본적인 해결은 어려우며, 낮은 산화저항성은 합금화 혹은 표면 코팅 등의 방법으로 보완이 가능할 것으로 생각된다. 따라서, 해외에서는 텅스텐의 기계적 특성을 개선하기 위한 연구들이 많이 수행되었으며, 그 중 주요 내용은 아래와 같다.

- W 소결체: 가장 상용화가 용이하며 저렴한 장점이 있음. 하지만 DBTT가 높으며(DBTT $\geq$ 200~400℃), 재결정화 온도가 낮고($\leq$ 1,200℃) 고온에서 강도가 낮다는 단점이 있음.
- W-3~5%Re and W-Re-HfC alloy: W 소결체와 비교하여 높은 강도, 높은 재결정화 온도, 좋은 가공성 및 낮은 DBTT($\sim$ RT)를 갖는 장점이 있음. 하지만 중성자 조사 환경에서 높은 활성도를 갖는 Re의 첨가는 열전도도를 떨어뜨리며 가격과 안전성 측면에서 문제를 야기할 수 있음.
- W-1%La₂O₃ and W-0.3 % Y₂O₃: Pure W과 동일한 DBTT, 높은 재결정화 온도, 재결정화 이후 작은 입자 크기 및 높은 강도, 좋은 가공성이 장점임. 하지만 합금 내부에 산소를 포함하고 있기 때문에 침식저항성이 낮은 단점이 있음.

핵융합 대면재 특히 텅스텐 재료기술은 핵융합로의 수명 및 성능에 지대한 영향을 미치는 핵심기술로서 국내에서는 2013년부터 핵융합연구소(NFRI)의 ITER 비조달과제의 일환으로 핵융합 대면재 재료기술 추적 및 성능평가 연구가 수행되고 있다. 아래에는 NFRI 및 관련 기관에서의 텅스텐 대면재료 관련 연구개발 현황을 간략히 소개하였다.

핵융합로 플라즈마 대면재 적용을 위한 텅스텐 소

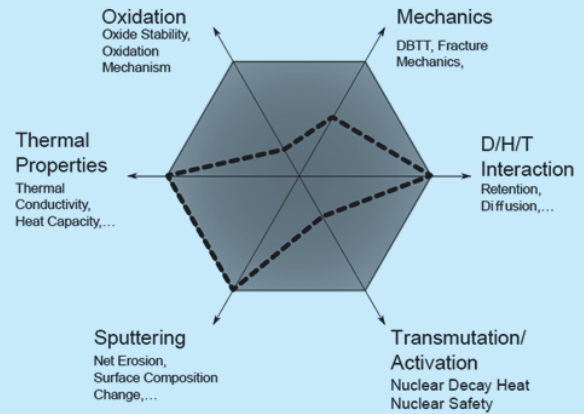


그림 1 핵융합 대면재 요구특성 대비 텅스텐의 성능(Coenen, 2015)

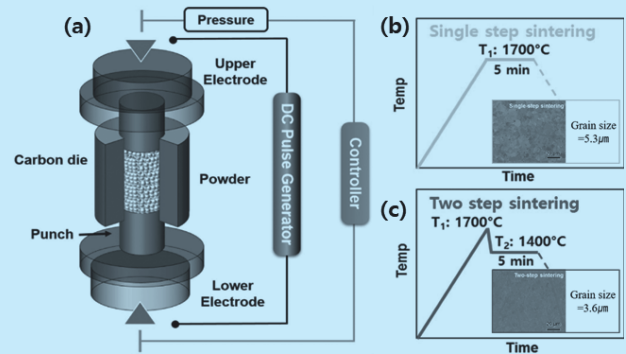


그림 2 통전활성소결법을 이용한 텅스텐 소재 제작 시 (a) 몰드의 모식도, (b) 1단 소결결과, (c) 2단 소결 공정 조건 및 미세조직 사진(J. Choi, 2017).

재는 금속 중 가장 높은 융점(3,422℃)을 가지기 때문에, 일반적으로 분말야금과 열기계적 가공을 통하여 제조된다. 하지만, 이렇게 제조된 텅스텐 소재는 열기계적 가공 시 형성된 전위나 아결정입계와 같은 내부 결함으로 인해 사용 중에 재결정 취화가 일어나기 쉽다는 단점이 있다. 따라서, 최근에는 고품질의 텅스텐 소재를 제조하기 위하여, 전류와 압력을 동시에 부과하여 비교적 낮은 온도에서도 고밀도 소결이 가능한 통전활성소결법(SPS: Spark Plasma Sintering)을 활용하는 연구가 활발히 진행되고 있다.

그림 2(a)는 통전활성소결장비에 이용되는 몰드의

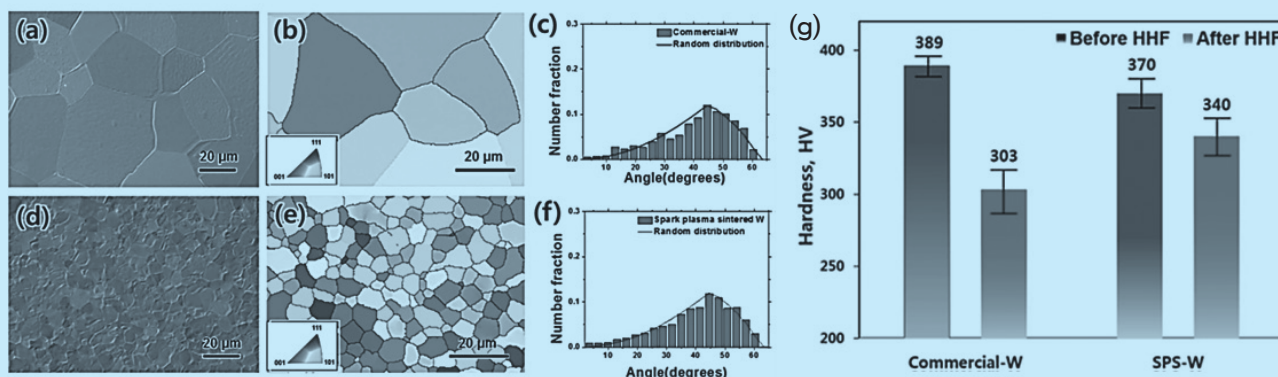


그림 3 고열속 부하 실험 후의 미세조직 변화: (a), (b), (c) 상용재 텅스텐(Plansee), (d), (e), (f) 통전활성소결로 제조된 텅스텐, (g) 고열속 부하 실험 전/후의 경도 변화(J. Choi, 2017).

모식도이다. 이 통전활성소결을 이용하면 다양한 난소결성 소재의 효과적인 치밀화가 가능하며, 기존 분말야금법에 비해 소결온도와 소결시간을 저감할 수 있어, 경제적 이점과 함께 재료 내부의 미세구조제어가 가능하다. 통전활성소결에서 사용되는 전형적인 1단 소결법(그림 2(b))에 비해, 그림 2(c)와 같은 2단 소결법을 활용하면 결정립 크기가 작은 고밀도 소재의 제조가 가능하다. 2단 소결 시에는 1단 온도(고온)에서 짧은 시간 유지하여 분말 간에 목(Neck)을 형성시키고, 2단 온도(저온)에서 치밀화를 유도하는 방법으로 결정립 성장이 억제된 고밀도 소결체를 제조하게 된다. 이렇게 제조된 텅스텐 소결체는 분말야금법으로 제조된 상용 텅스텐 소재보다 미세한 결정립을 가지며 결정립 내부에 전위밀도가 낮아서 고열속 부하 시험 시 열적 안정성이 우수하다는 것이 확인되었다.(그림 3)

최근에는 Y_2O_3 , TiC 등의 분산강화제가 첨가된 텅스텐 소재에서 플라즈마 대면 특성이 개선되는 결과가 다양한 연구그룹에서 보고되었다. 텅스텐 소재는 핵융합로 내의 다양한 플라즈마 노출 환경에서 재결정, 크랙, void, blister, nano-fuzz 등의 표면 변화가 발생한다. 이와 같은 표면 변화는 소재 성능의 저하로 이어지므로 이를 억제하는 것은 매우 중요하다.

분산강화제가 첨가된 텅스텐 소재는 결정립 사이즈가 작고 재결정온도가 높으며, 중수소 이온 노출시 상용 텅스텐에 비해 블리스터의 크기와 분포가 적게 관찰된다. 플라즈마 대면특성뿐 아니라 DBTT도 텅스텐 소재에서 매우 중요한 요구 특성 중 하나이다. 미국 NASA에서 보고된 기술보고서에 따르면 텅스텐 소재 내의 탄소 및 산소 등의 불순물은 DBTT를 감소시킨다고 알려져 있다. 현재 국내외 많은 연구팀들은 통전활성소결과정에서 유입될 수 있는 산소를 차단하기 위해 소결 전 텅스텐 분말의 수소환원처리와 함께, 탄소의 유입을 차단하기 위한 다양한 방법을 시도하고 있다.

한국과학기술원에서는 텅스텐합금의 기계적 특성을 평가하고 개선하기 위한 연구가 수행되었다. 기계적 특성은 상온에서부터 800℃까지 온도영역에서 수행되었으며, 인장, 소형편치, 파괴특성 등이 평가되었으며 이들 특성에 미치는 열-기계적공정의 영향도 평가하였다. 그림 4에서 보듯이 1,100℃에서 1시간과 3시간 열처리한 조건에서도 열처리를 하지 않은 텅스텐 재료의 미세구조와 거의 동일한 미세구조를 나타낸다. 하지만 1,300℃에서 1시간 열처리한 미세구조 결과는 재결정과 더불어 결정립 성장이 일어났음을 볼 수 있다. 이를 토대로 열처리 시간을 1시간으로 기준을

잡았을 때, 재결정 온도는 약 1,100℃와 1,300℃ 사이로 판단된다.

이와 같은 열처리로 인한 인장특성의 변화를 평가하였다. 1,300℃, 1시간 열처리로 인해 응력-변형률 곡선 결과에서 강도가 낮아지고 연신률이 회복되는 기계적 물성 결과를 보여준다. 재결정이 완료된 시점의 열처리 조건인 1,300℃, 3시간부터의 인장 물성은 거의 동일하며 인장강도와 연신율은 각각 약 250MPa, 65%를 나타낸다. 경도시험의 경우에서도 고온 인장시험의 결과와 유사하게 1,300℃, 1시간 열처리 조건부터 1,500℃, 3시간 열처리를 수행한 조건까지는 약 340Hv 값을 내고 재료 연화에 따른 경도 값의 변화는 약 20% 감소했다.

텅스텐합금은 심한 취성으로 인해 일반적인 파괴시험으로 파괴특성을 평가하기가 용의하지 않다, 따라서, 간접적으로 파괴특성을 평가하기 위해 소형편치 시험을 수행하였으며 그 결과는 그림 5에 정리하였다. 그림에서 보듯이 1,100℃ 열처리 후 소형편치 최대 하중 및 처짐량의 변화는 확인되지 않았으며 1,300℃에서 1시간 열처리 이후, 소형편치 최대 하중이 감소하여 처짐량은 증가하였으며 이로부터 계산된 소형편치 에너지값도 증가하였다. 이러한 결과는 인장 시험 결과와 매우 유사한 경향을 나타내었다.

인장시험 및 소형편치법은 파괴 저항성에 대한 간접적인 정보를 주지만 정확한 파괴 저항성 평가를 위해서는 파괴역학에 기반한 평가가 필요하다. 현재 텅스텐합금에 대한 표준 파괴시험법은 정립되지 않았

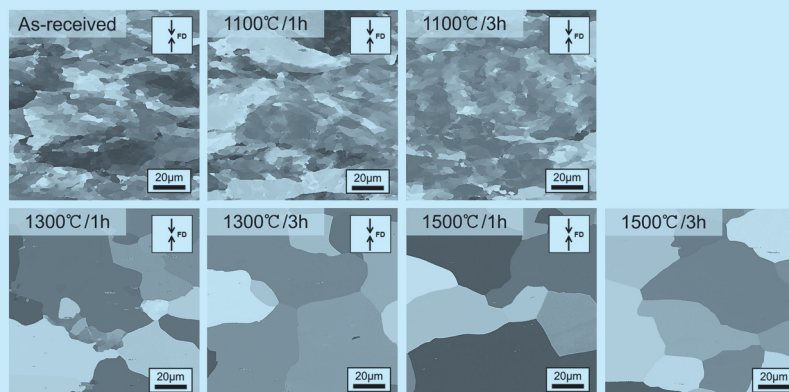


그림 4 열처리에 따른 Plansee 텅스텐 합금의 IPF(Inverse Pole Figure)

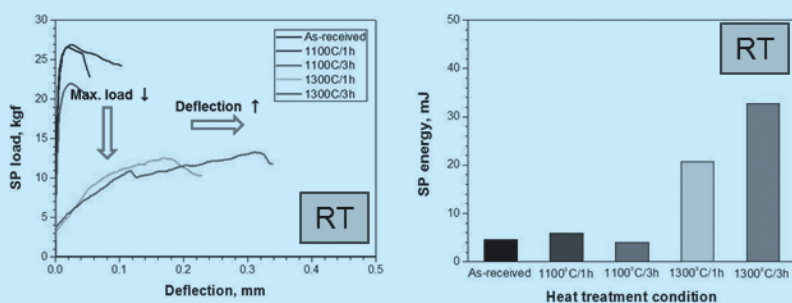


그림 5 열처리 조건에 따른 소형편치 하중-처짐량 곡선 및 소형편치 에너지 계산 결과

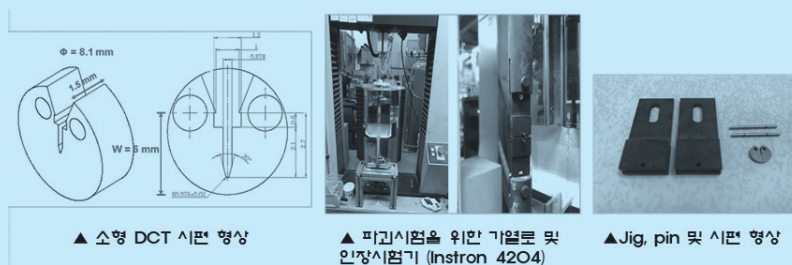


그림 6 소형 disc 시험편을 이용한 텅스텐 파괴시험 장치

으며 일반적으로 ASTM에 제시된 방법을 준용하고 있다. 한국과학기술원에서도 DCT(Disc Compact Tension) 시험편을 이용한 텅스텐합금의 파괴시험을 수행하였다(그림 6). 파괴시험 결과 해외의 선행연구와 유사한 결과를 나타내어 시험의 신뢰도를 확인한 후 균열의 형상에 따른 영향을 평가하고, 열처리에 따른 파괴특성의 변화도 평가하였다. 향후에는 개선된

피로예균열 삽입 방법과 파괴특성평가 기법을 적용하여 ITER 디버터 후보재료의 열처리에 따른 파괴저항특성의 평가를 수행할 예정이며, 국내에서 개발 중인 텅스텐 재료의 특성평가도 수행할 예정이다.

ITER에서는 디버터 대면재로서 텅스텐 소재의 조건을 현재 상용재로 생산되고 있는 소재를 기반으로 가장 기본적인 다섯 가지 항목(성분 함량, 밀도, 경도, 결정립 크기와 방향)을 제시하고 있으나 이 조건을 만족하더라도 소재별로 기계적 특성, 물성, 플라스마 대면 특성들이 상당히 편차가 있음이 관찰되고 있다. 또한, ITER 이후 DEMO 운전 환경에 대응할 수 있는 디버터를 위해서는 앞에서 살펴본 텅스텐의 재료 물성의 단점에서 기인하는 기술적 한계 영역을 확대하기 위한 연구개발이 필요하나 텅스텐은 소재 측면에서 높은 기술적 난이도를 요구하고 있어 핵융합 달성을 위한 주요 기술적 과제로 핵융합 기술개발 국가들에서 활발한 연구개발이 진행되고 있다. 최근에는 텅스텐 고유의 취성을 극복하기 위한 방안으로 코팅된 텅스텐 섬유를 도입한 텅스텐 섬유 복합소재(Wf/W) 개발이 유럽을 중심으로 활발히 시도되고 있다.

텅스텐 디버터 연구에서의 최종목표는 소재 측면에서 높은 기술적 난이도를 요구하고 있으나 DEMO 및 핵융합로의 디버터 대면재 조건에 대응하는 텅스텐 소재 개발과 제조된 소재를 이용 디버터 모듈의 제작과 시험을 통해 디버터 운전 조건에서의 성능향상을 달성하는 것이라고 볼 수 있다. 현재까지 핵융합 기술 선진국을 포함하여 텅스텐의 특성 향상을 위한 여러 가지 방향으로의 연구개발을 통해 강도 및 연성의 증가, 재결정화 온도의 증가, 내산화 특성의 향상 등에서 부분적인 특성 개선이 보고되고 있으나 디버터 모듈 제작에 활용할 정도의 신뢰성 있는 결과에는 아직 도달하지 못한 상태라고 정리할 수 있다.

국내 연구팀이 개발하고 있는 SPS 제조법을 적용한 텅스텐 재료들의 물성과 플라스마 대면특성 결과로부터 SPS 제조법과 분산강화 기법을 도입한 텅스

텐 물성 향상의 가능성을 확인하였다. 후속 연구를 통해 SPS 제조법을 더욱 개선하여 높은 재결정 저항성과 균일하고 적절한 미세구조를 달성함으로써 핵융합 대면재 적용에 요구되는 특성을 확보하는 것이 주요 기술적 과제로 판단된다. 국내에서 개발된 텅스텐 대면재료를 이용하여 성능시험용 텅스텐 모노블록 PFC 시편을 제작하고 플라스마 환경에서의 성능시험을 수행함으로써 신뢰성 있는 디버터 개발에 활용하고, 나아가 텅스텐 소재의 기술기준 및 요구조건의 보완과 개선에도 기여할 수 있을 것으로 전망된다. 아울러, 국내 핵융합 연구장치인 KSTAR는 현재 흑연(Graphite) 타일로 플라스마 용기 내벽을 구성하고 있으나 좀 더 높은 플라스마 운전 온도와 긴 플라스마 유지시간 및 높은 열속에 대응하기 위해 텅스텐 디버터로 교체하는 장치 성능 향상을 진행하고 있으며, 2022년 이후 금속 내벽으로의 KSTAR 장치 성능 향상 이후에는 국내에도 텅스텐 대면재를 적용한 디버터 운전 경험과 성과를 얻을 수 있을 것으로 전망된다.

본 고에서는 ITER 및 DEMO 등에 사용될 핵융합 대면재료인 텅스텐합금의 특성과 연구 개발 현황에 대해 소개하였다. 텅스텐은 플라스마 대면재에 요구되는 높은 침식 저항성, 낮은 삼중수소 잔류, 우수한 열적 특성 등의 장점이 있으나 낮은 내산화성, 상온에서 연성이 거의 없으며 높은 연성-취성 전이온도를 가지는 단점이 있다. 해외에서의 다양한 텅스텐합금 개발 및 특성평가 연구에 맞춰 국내에서도 관련 연구들이 일부 수행되고 있으며 그 중 SPS 방법에 의한 텅스텐소결체 개발 현황과 열처리에 의한 기계적 특성 평가에 관련된 국내 연구 현황을 소개하였다. 마지막으로 국내의 핵융합 대면재 텅스텐의 연구 개발에 대한 전망을 간략히 제시하였다. 여기에 소개된 내용이 국내 텅스텐 대면재료 관련 연구 개발에 대한 이해를 높이고 활성화하는 데 기여하기를 기대한다.

핵융합로 내 디버터의 텅스텐 합금 설계를 위한 멀티스케일 시뮬레이션 및 고속대량스크리닝 실험

이 병 찬 경희대학교 기계공학과 교수

| e-mail : airbc@khu.ac.kr

강 건 욱 연세대학교 기계공학부 조교수

| e-mail : kwkang75@yonsei.ac.kr

이 동 우 성균관대학교 기계공학부 조교수

| e-mail : dongwoolee@skku.edu

장 윤 석 경희대학교 원자력공학과 교수

| e-mail : yschang@khu.ac.kr

이 글에서는 핵융합로에 쓰이는 플라즈마 대면재용 텅스텐 합금을 설계하기 위한 다양한 시뮬레이션 및 실험법에 대해 소개하고자 한다.

한국형 핵융합로(K-DEMO: Korean Demonstration Fusion Power Plant)를 비롯한 실증로의 토카막은 세부사항에서 다소 차이는 있으나 진공용기(Vacuum Vessel)와 초전도 자석으로 이루어져 있으며, 진공용기는 증식 블랭킷 모듈(Blanket Module)과 토카막 노심에서 빠져나온 입자와 열속을 처리하기 위한 디버터 모듈(Divertor Module)로 구분할 수 있다. 디버터는 핵융합 생성물, 반응하지 않은 연료, 플라즈마 대면으로부터 침식되어 떨어진 입자들의 제거 기능을 수행하는 모듈형 장치이며, 본체(CB: Cassette Body), 피동형 안정기(PS: Passive Stabilizer), 표면을 감싸는 대면재(PFC: Plasma Facing Component)로 구성된다. 그림 1은 국제핵융합실험로(ITER)의 구성 및 디버터 모듈의 위치를 나타낸 것으로서 크기는 대략 가로 3.4m, 세로 2.4m다. 디버터는 총 54개의 CB로 연결되며 각 8.7톤 무게의 CB는 IVT(Inner Vertical Target), OVT(Outer Vertical Target), Dome 부품으로 구분된다. CB 및 PS는 복잡한 물리현상과 굴곡진 형상을 아우르는 최적설계가 요구되고, 특히 PFC는 플라즈마와의 직접

접촉에 의한 열적·물리적 부하를 장시간 견딜 수 있어야 하며, 이들의 집합체인 대형 모듈의 구조건전성 또한 확인되어야 한다. 현재 국내·외 연구기관은 디버터의 신뢰성 입증에 필요한 수치해석 절차 및 기법의 수립, 실험장치 구축과 물성 데이터 생산, 대면 특성 향상을 위한 새로운 재료 개발, 중성자 조사손상으로 인한 미세구조 및 특성 변화의 정량화, 기기 및 시

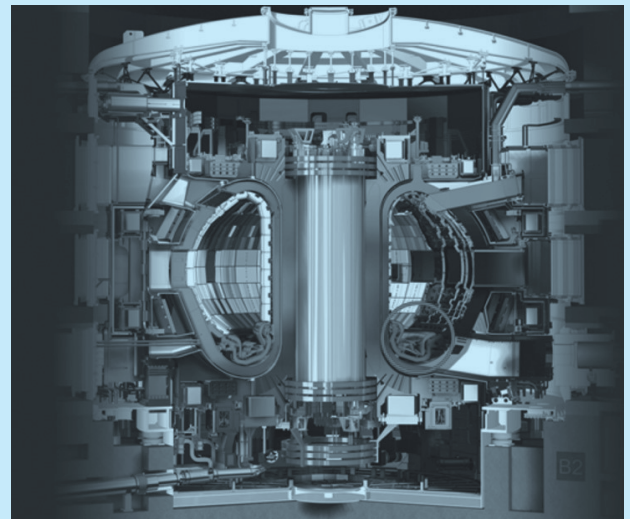


그림 1 ITER 구성 및 디버터의 위치(출처: <https://www.iter.org/>)

스템 해석과 평가를 위한 기술 기준 확립을 위해 노력하고 있다.

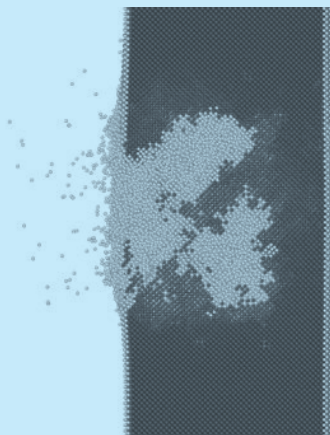
텅스텐은 높은 녹는점과 열전도율, 낮은 스퍼터링율 등을 갖는 특징 덕분에, 디버터의 PFC 재료로 고려되고 있지만, 현재까지 보고된 순수 텅스텐과 텅스텐 기반 2원계 합금은 1~2년에 달하는 디버터 모듈의 운전 요구 수명을 고려할 때, 조사손상 등에 의한 물성 저하로 대면재로서는 성능이 부족하다. 예를 들어, 순수 텅스텐의 경우 조사시 취성이 커지는 문제가 있고, W-Re 합금은 조사시에 생성되는 결함은 현저히 감소하지만, 변성(transmutation)에 의한 Os 생성과 조성비 증가, 그에 따른 석출상 증가, 이로 인한 취성 증가 등의 문제가 보고되고 있다. 따라서 순수 텅스텐 및 텅스텐 기반 2종 합금에 대한 조사 손상 기작에 대한 깊은 이해가 필요하며, PFC 재료로서 3원계 이상의 합금에 대한 탐색이 필요하다. 뿐만 아니라 위에 언급한 대로 성공적인 디버터 설계를 위해서는 PFC 재료 개발뿐 아니라 전체 디버터에 대한 해석이나 신뢰성 평가도 중요하다. 따라서 디버터 모듈에 재료 설계 및 복잡한 형상을 최적화하기 위한 수치해석 기법을 체계화하는 연구가 시급하다. 구체적으로는 ① 조사 손상에 의한 텅스텐 합금 대면재의 물성 변화 예측 및 실험을 통한 검증, ② 조사 손상을 최소화하는 물질 설계, 그리고 ③ 대면재의 조성 및 미세구조에 따른 디버터 구조 해석과 신뢰성 평가 과정을 아우르는 체계적인 연구가 필요하다. 이 글에서는 3종 합금을 기반으로 디버터를 효율적으로 설계하기 위한 멀티스케일 시뮬레이션 및 실험 기법을 소개한다. 이는 전자/원자 스케일의 제일원리 범밀도함수론(DFT: Density Functional Theory)에서 시작하여, 나노/마이크로 스케일의 분자동역학(MD: Molecular Dynamics) 시뮬레이션 및 다양한 합금을 탐색하기 위한 고속대량스크리닝 실험, 그리고 연속체 스케일의 유한요소(FE: Finite Element) 해석을 포함한다.

텅스텐 합금 포텐셜 개발 및 조사 손상 원자 계산

중수소-삼중수소의 핵융합 반응에서 나오는 헬륨은 고온 플라즈마 환경에서 자기장에 의해 어느 정도 제어가 가능하지만, 14.1MeV의 높은 에너지를 가지는 중성자의 제어는 불가능하다. 플라즈마의 높은 온도와 무작위의 중성자 조사 환경에 놓이게 되는 PFC는 핵융합로 보호라는 측면에서도 중요하지만, 중성자의 에너지를 흡수하여 핵융합로의 고유 목표인 전기 등으로의 에너지 변환까지 고려해야 한다는 점에서 단순한 보호재 이상의 의미를 가지고 있다. 특히 디버터의 경우, 플라즈마 유동이 벽을 가격하는 교호작용(PWI: Plasma-Wall Interaction)과 함께 핵융합의 부산물, 대면재 곳곳에서 손상되어 나오는 불순물들이 모이는 곳이어서 핵융합로 내에서도 가장 극한 환경에 노출되어 있다.

중성자 조사에 의한 텅스텐 대면재의 손상은 그림 2에 묘사된 조사 초기의 국부 용융, 이후 생성되는 점 결함, 점 결함 누적에 의한 전위나 공공 등의 순으로 나타나며, PWI에서 유입되는 여러 불순물이 결함과 결합하여 대면재 기능을 저하시키게 된다. 이 과정의 모사를 위해서 분자동역학이 사용되는데 액체 상태, 점 결함, 선결함, 면결함 등 고온/고압에서부터 여러 결함에 이르기까지 소재가 경험할 수 있는 거의 모든 문제를 정확히 기술할 수 있는 원자 간 포텐셜을 필요로 한다. 원자 간 포텐셜 개발은 실험에서 얻을 수 있는 평형상태 정보를 기반으로 행해졌으나, 근래에는 DFT 등의 보다 정확한 이론에서 얻어지는 풍부한 양의 데이터를 기반으로 이루어지고 있다. 개발된 포텐셜은 DFT 예측과 비교하여 성능을 가늠하며, 그림 3의 EAM1~EAM4에서 볼 수 있듯이 같은 함수꼴에서도 적합(fitting)에 따라 경향성까지 달라지는 차이를 보이기도 한다. 근래에는 함수식에 기반하지 않고, 데이터를 직접 활용하는(data-driven) 다양한 방법이

시도되고 있으며, 특히 신경망을 활용하는 방법이 시도되고 있다. 신경망 학습에 필요한 방대하고 정확한 정보는 용융 상태의 텅스텐 정보를 DFT-MD



로 얻기도 하며, **그림 2** 표면 조사 때의 국부 용융 MGI(Materials Genome Initiative)와 같이 이미 구축된 데이터베이스를 활용하기도 한다.

중성자 조사에 따른 재료의 열화 정도와 그에 따른 기계적 열적 물성의 변화를 예측하기 위한 한 방법으로, 분자동역학 기반 전산 기법을 활용하여 조사 환경을 모사하는 PKA(Primary Knock-on Atom) 시뮬레이션을 수행하고 전후의 물성 변화를 측정할 수 있다. 14.1MeV의 고에너지 중성자가 재료에 조사될 때, 재료를 구성하는 원자와 충돌하면서 그 운동 에너지의 일부를 전달하게 되는데, 이 충돌 과정에서 첫 번째로 중성자와 부딪히는 원자를 특별히 PKA라고 한다. PKA에 부여된 에너지를 운동 에너지 형태로 모델링하여 분자동역학 전사모사를 실행하면, 연쇄 다발적인 원자 간 충돌로 인하여 유사 조사 결함들(점결함, 선결함)이 생성 및 소멸되는 것을 관찰할 수 있다. PKA에너지 및 시적분 중성자속(fluence)을 변경해가며 반복적으로 이러한 PKA 시뮬레이션을 수행하여, 조사 에너지 및 조사량에 따른 결함의 생성 기작 및 진전 양상 관련 정보를 직접적으로 수집할 수 있다. 또한, 결함 생성 이후 재료의 기계적/열적 물성을 시뮬레이션으로부터 추출함으로써 조사 결함들이 물성 변화에 미치는 영향력을 통계적으로 데이터베이스화 할 수 있으며, 이러한 데이터 베이스는 궁극적

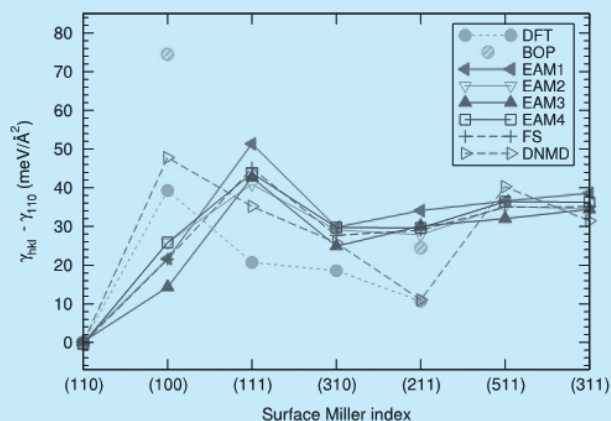


그림 3 원자간 포텐셜별 표면에너지 예측값 비교(출처: M.-C. Marinica et al., J. Phys.: Condens. Matter, 25 (2013))

으로 재료의 조합이나 내부구조에 따른 내조사성의 정도를 파악하는 데 활용될 수 있다.

대면재용 합금 설계를 위한 고속대량스크리닝 실험

다양한 조성 및 구조에 대한 실험적 재료 물성을 확보하고, 그 물성들의 조사 영향을 연구하는 것은 대면재, 특히 텅스텐 3종 합금 개발을 위해 필수적이지만, 3종합금 개발 시 요구되는 조성 탐색 영역이 매우 크기 때문에 일반 실험 기법을 이용할 경우 시간과 비용 면에서 매우 비효율적이다. 미소시편(Small-scale Specimen)을 활용할 경우 이 문제점을 어느 정도 해결할 수 있는데, 본 연구팀은 다양한 텅스텐 3종합금의 기계적 물성에 대한 조사 영향을 실험적으로 연구하기 위해, 박막 기반의 조사-고속대량 스크리닝 기계물성 측정법을 고안했다. 본 기법을 이용하면 MEMS 공정과 마그네트론 스퍼터링(Magnetron Sputtering)을 이용, 그림 4와 같이 웨이퍼상에 수백 개의 다른 조성과 구조를 갖는 마이크로 기계물성 시편을 수일 내 제작 가능하다. 조사 실험시 미소시편 배열(array)을 이용하면 4cm×4cm 영역에 위치하는 수백 개의 시편에 대해 동시 조사 실험이 가능하기 때문에, 빠른

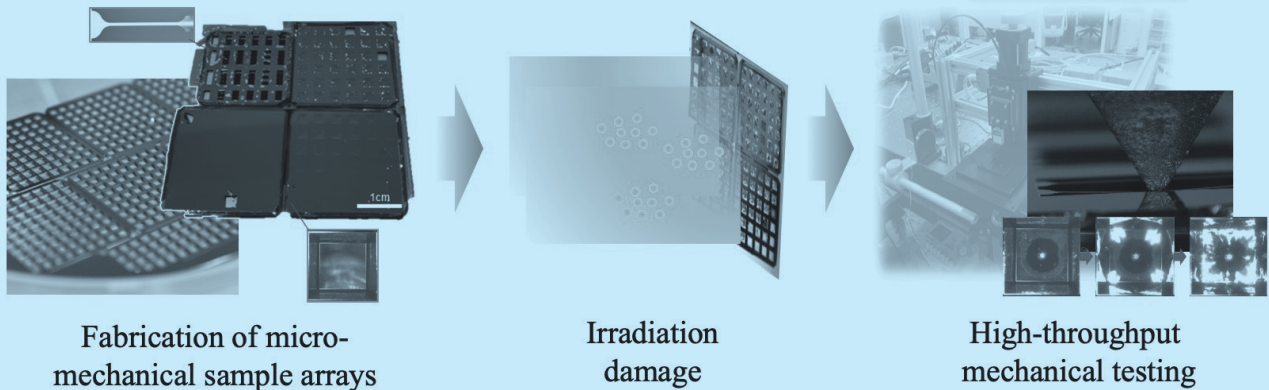


그림 4 대면재용 합금 개발을 위한 미소시편의 조사-고속대량스크리닝 측정 실험

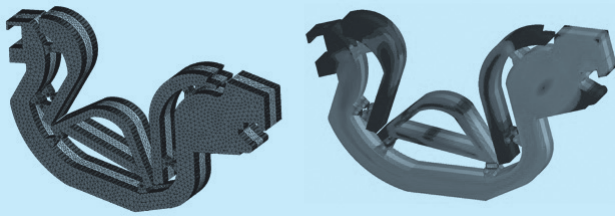


그림 5 디버터 FE 모델 및 응력분포 예

같은 벌크 재료의 물성과는 차이를 보인다. 이 부분을 미소시편을 이용한 고속대량스크리닝 실험을 수행 시 유의해야 하는 부분이지만, 시편의 크기 영향을 고려하기 위한 기존 이론과 머신러닝 알고리즘을 이용하여 미소스케일에서의 물성을 벌크스케일로 확장 해석이 가능할 것으로 기대한다.

대면재를 포함한 디버터 수치해석

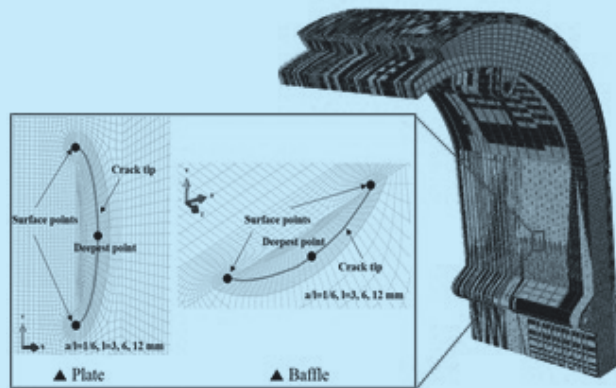


그림 6 디버터 OVT 파괴역학해석 FE 모델

시간에 많은 물성 데이터의 확보가 가능하다. 이렇게 제작된 시편은 미소시편의 기계물성을 측정하기 위한 MDE(Membrane Deflection Experiment), SMI(Square Membrane Indentation) 등의 실험법을 이용하여 탄성계수, 항복 응력, 잔류응력 등을 구할 수 있다. 물론 많은 미소시편의 기계물성은 조성이

디버터의 CB 및 PS와 지지대는 스테인리스강, PFC는 텅스텐이나 탄소복합섬유, 냉각튜브는 구리합금(CuCrZr)이 유력한 후보 재료이다. 디버터는 자중, 진공압력, 전자기력과 같은 기계적 부하와 더불어 높은 온도($\sim 3,000\text{K}$) 및 에너지($15\sim 20\text{MW/m}^2$)에 의한 열적 부하를 받게 된다. 따라서 해당 조건에서의 기본 물성(탄성계수, 푸아송비, 항복강도, 응력-변형률 선도, 밀도, 비열, 잠열, 전도도, 열팽창계수 등) 확보가 중요하며, 이를 기반으로 대면재를 포함한 각각의 부품과 전체 모듈의 거동을 종합적으로 분석해야 한다.

지금까지 우리나라의 디버터 관련 연구는 주로 재료 분야에 초점이 맞춰져 있으며, 공학적 구조해석 결과는 많지 않을 뿐만 아니라 일부만 공개되고 있다. 그림 5와 6은 계산 성능과 효율을 고려하여 만든 거시적 유한요소 모델과 응력분포의 예를 보여주는 것

으로서, 상대적으로 매우 얇은 대면재와 소규모 냉각 유로의 모델링에 세심한 주의가 필요하다. 몇 가지 예비 열전달해석, 모드해석, 지진조건에서의 응답스펙트럼해석 그리고 가상결합을 부여한 파괴역학해석이 수행되었는데, 그 결과를 단순모형(Mono-block, Multi-blocks) 해석 또는 일부 실험 데이터와 비교하였을 때 상당한 차이가 나타났으며, 이는 실제 크기의 형상과 부하 및 연결 조건이 상세하게 반영되어야 함을 의미한다.

한편 연구가 진행 중인 텅스텐 합금이나 복합재 PFC 그리고 조사 물성 예측 결과는 원자단위 전산모

사를 위해 적합한 원자 간 포텐셜 개발, 다결정질 금속과 경계의 특성 반영, 고가이고 제한적이기는 하나 정밀 측정을 통한 타당성 확인이 필수적임을 보여주고 있다. 이러한 물성과 플라스마 유동 또는 경계면 불안정성 반영 시 응력 및 결함 해석 결과 또한 상당 수준 달라질 것으로 예상되므로 다각적인 평가와 면밀한 분석이 수반되어야 한다. 고온·고에너지 핵융합 반응 조건하에서의 체계적인 물성 확보와 활용을 위해서는 멀티스케일/멀티피직스 기반의 공학적 상세 설계 방법의 확립이 필요하며, 궁극적으로 실증플랜트 건설과 상용화에 기여할 수 있기를 기대한다.