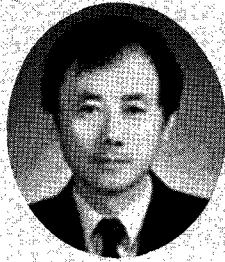


특 집

핵융합개발을 진단한다

工學的 實證段階에서의 技術課題와 展望



황 철 규

한국원자력연구소 핵융합연구실장

핵융합로는 그 매력만큼이나 실현하는 것도 어려움이 많다. 핵분열이나 화학연료를 사용하는 동력로들과는 달리 노심에서 에너지 방출을 유도하는 조건이 물리적으로 매우 까다롭기 때문이다.

그러나 지금까지 40여년에 걸친 막대한 핵융합연구 투자를 통해서 이제 노심물리에 필요한 선결 문제들이 해결된 것으로 평가되고 있으며 핵융합 연구가 새로운 국면에 들어설 수 있게 되었다. 이것은 그동안 다루어 온 연구과제들이 완결되었다기 보다는 핵융합로 연구가 개발방향의 모색 단계를 지나 이제 구체적인 진

로를 설정해서 추진할 수 있는 단계에 와 있다는 뜻이며, 남은 과제들을 해결하기 위해 새로운 규모의 시설을 필요로 한다는 뜻이다.

핵융합로가 앞으로 공학적인 타당성을 실증해 보여야 하고 이어서 경제성을 입증하는 단계를 거쳐야 한다고 볼 때 핵융합로 연구는 이제 막 공학적 실증단계로 향해 출발하고 있는 셈이다. 이를 위해 구체적으로 100MW급 정도의 핵융합 실험로가 필요한 것으로 평가되어 이의 건설이 계획되고 있으며 현재까지 축적된 기술로 건조할 수 있을 것으로 판단하고 있다.

하나의 동력로를 개발한다는 입장에서 보면 지금까지의 핵융합연구는 노심물리를 확립하는 과정이었다고 볼 수 있다. 즉 「어떤 물리적 방식으로 동력로에 걸맞는 핵융합노심을 실현할 것인가」라는 것이다. 여러 가지 방식이 제안되었으며 각각 그 타당성을 실증하기 위하여 긴 세월의 연구를 수행하여 왔다.

공학실증단계에서의 핵융합로 연구

핵융합로 방식은 자장밀폐방식과 관성밀폐방식으로 대별되고 있으며 현재 가장 폭넓은 지지속에 다음 단계를 착수하는 수준까지 도달한 것이 전자에 속하는 토카막형이다. 이하 토카막을 중심으로 한 자장밀폐방식을 위주로 설명하겠으나 공학적 실증단계에서는 여러 밀폐방식에 공통적인 성격의 과제가 많다. 관성밀폐방식의 특징에 관해서는 별도로 살펴보도록 하겠다.

중수소(D)와 삼중수소(T)를 사용하는 핵융합로에서 노심연료의 온도는 1억도 근처에서 유지시켜 주어야 한다. 이 때 핵융합 출력은 노심의 연료량이 결정하지만 노심온도를 유지하는데 드는 가열에너지는 노심의 열손실이 큰 비중을 차지한다. 열손실율의 정도는 시간으로 표현하는데 가열을 중단했을 때 노심연료가 식어버리는 데 걸리는 시간을 「노심의 밀폐」 또는 「가동시간」이라고

한다. 대략 연료밀도 $0.4\text{mg}/\text{m}^3$ 에 밀폐시간 1초 정도이면 가열에너지 만큼의 핵융합 출력이 얻어지는 임계상황($Q=1$)이 된다.

핵융합 온도 훨씬 이전부터 연료는 플라즈마 상태로 존재한다. 플라즈마는 온도와 밀도값의 영역에 따라 특이한 물리적 성질을 갖는다. 열핵융합이 가능한 온도 및 밀도의 플라즈마를 통상 「핵융합로플라즈마」 또는 「노심플라즈마」라 부른다. 다음에 노심플라즈마기술이 당면한 새로운 과제에 대하여 설명하겠으나 노심플라즈마를 실현하기 위한 그동안의 연구결과와 문제점에 대해서는 본지에 게재된 이재구 교수의 글에 상세히 설명이 되어 있어 이를 참조하기 바란다.

노심플라즈마 기술

핵융합연구가 새로운 단계를 맞이하면서 노심의 장시간 운전, 알파입자(헬륨의 핵)에 의한 가열, 그리고 이러한 새로운 상황에서의 안정된 노심플라즈마 유지 기술 개발이 노심플라즈마기술과 관련하여 중요한 과제가 되고 있다.

현재 노심플라즈마의 유지시간이 대형토카막의 경우도 수초에 불과하다. 토카막과 같이 플라즈마 용기가 토러스형인 자장밀폐 방식에서는 플라즈마를 가두기 위한 자장망이 2가지 성분의 자장으로 구성되어 있다. 이 중 하

나(토로이달 자장)는 외부에 대형 전자석을 설치하여 만들어 주고, 다른 하나(폴로이달 자장)는 플라즈마전류가 스스로 만들어 내고 있다. 플라즈마가 전류를 형성하도록 하기 위해서 토러스 모양의 플라즈마 몸체가 변압기의 2차코일(권선수 1회의 단락코일)이 되도록 하고 1차에 해당하는 코일을 설치하여 이를 구동함으로써 플라즈마에 유도전압을 인가시키고 있다.

이렇게 함으로써 플라즈마를 가열시키는 일까지 해결하는 것이 토카막 구조의 큰 특징으로 상기 1차코일을 저항가열 코일이라 부른다.

그러나 일반적으로는 저항가열만으로는 노심에서 필요로 하는 온도까지는 플라즈마 가열이 어려워 보조가열 수단이 필요하게 되며, 더 큰 문제는 변압기방식의 유도전압(단방향)을 사용하고 있으므로 장시간 인가할 수 없다는 점이다.

따라서 플라즈마 가열이라는 측면을 떠나 필요한 자장을 만들어 주기 위한 전류를 지속적으로 유지한다는 측면에서도 별도의 전류구동방법이 필요한 것이다. 토카막을 장시간 운전하기 위해서는 이상의 플라즈마 전류의 지속적인 유지 외에도 토로이달 전자석을 초전도전자석으로 하여야 할 필요가 있는데 이 분야도 현 기술수준을 넘어서고 있어 앞으로 기술개발이 더 필요하다.

플라즈마전류의 지속적인 구동을 위하여 대출력의 초고주파나 중성입자빔을 플라즈마에 입사시켜 실현시키는 방법이 개발되고 있으며 상당한 수준에 와 있다. 초고주파방식에서 동작주파수는 플라즈마 내 입자들의 고유진동수들 중 어느 하나에 맞추게 되는데 전자사이클로트론(EC), 이온사이클로트론(IC), 지역혼성(LH) 주파수를 주로 사용하며 각각 100GHz, 5GHz, 50MHz 대에 속한다. EC전류구동의 경우 러시아의 중형급 토카막인 T-10에서 플라즈마전류 110kA를 얻은 것이 가장 큰 값이고, IC의 경우는 미국의 DIID의 160kA가, LH는 일본의 대형토카막 JT-60의 2MA가 그렇다.

EC는 전류구동효율이 낮아 국부적인 전류분포 제어나 초기기동에 효과적이다. IC의 경우 효율이 낮았지만 플라즈마 온도가 높은 실험로움에서는 높아질 것으로 예상하고 있고 EC나 LH와는 달리 주파수가 낮아 중성입자빔의 경우처럼 플라즈마 중심부까지 전류구동이 가능하다는 장점이 있어 앞으로의 실험결과를 기대하고 있다.

중성입자빔 실험결과는 미국의 TFTR에서 행한 에너지 0.1MeV에 빔출력 10MW로 플라즈마전류 0.8MA를 구동한 실적을 들 수 있다. 구동효율은 EC나 IC의 기록보다는 나은 편이지만 LH보다는 못하다. 그러나 빔에너지

를 높이면 효율이 개선될 것으로 예상되어 실험로급에서 1MeV 근처의 빔을 사용해 볼 계획이다.

전류구동방식 각각의 특징을 살려 효율적인 전류구동을 위한 최적의(복합) 구동방식을 찾아내는 일과 아직 미진한 전류구동 물리의 보다 깊은 이해 그리고 구동전류의 대규모화가 이 분야의 과제로 남아 있다.

한편, 외부의 도움이 없이 자발적으로 흐르는 전류(Bootstrap Current)가 최근 실험에서 확인이 되어 토카막의 지속적인 전류구동문제 해결에 새로운 전망을 제시하고 있다. 다음은 알파입자 가열에 대하여 알아 보겠다.

알파입자 가열

DT연료를 쓰게 되면 핵융합반응으로 중성자와 알파입자가 방출되며 각각 14.1MeV와 3.5MeV의 에너지를 갖는다. 이 중 알파입자는 하전입자로 플라즈마를 빠져나가지 못하고 노심플라즈마를 가열하게 되며 노심연료의 지속적인 연소의 원동력을 제공하게 된다. 현재까지의 토카막 실험에서는 노심 내에 대부분 순수 수소나 중수소만을 사용하여 실험의 편의상 핵융합반응에 따르는 차폐문제를 회피하고 있다.

따라서 알파입자의 가열효과나 이를 충분히 이용하는 노심플라즈마의 제어기술은 아직 실질적으로 연구되지 못하였다. 또한 노

심에서 핵융합 반응이 왕성하게 일어나 알파입자가 노심플라즈마의 물리변수로 작용하게 되는 상황에서의 노심플라즈마의 불안정성을 규명하고 이를 제어하는 일도 새로운 과제이다.

노심플라즈마가 일으키는 불안정성에 관해서는 아직 확실한 원인규명이 되어 있지 않아 향후 계속 연구가 되겠지만 현재 실험적으로는 노심온전 시나리오를 적절히 선택하여 불안정성이 나타나는 경우를 회피하고 보조가열장치에 의한 플라즈마전류 분포를 지속적으로 제어해 가는 방법을 사용하고 있다.

특히 노심플라즈마가 전체적으로 균형을 잃고 갑자기 노심 내벽에 부딪혀 사라져 버리는 「플라즈마 붕괴(Disruption) 현상」은 노심에 열적, 기계적 충격이 커 발생 원인이나 사전예측 방안이 강구되고 있지만 최선으로 이에 대한 노심설비의 손상을 억제할 수 있도록 하는 것도 노심플라즈마 연구에서 중요과제의 하나로 되어 있다.

노심으로부터 알파입자를 배기하는 방법도 노심플라즈마 제어 기술에서 중요한 위치를 점할 것으로, 예상되고 있다. 이는 노심 내벽으로부터 유입되는 불순물의 억제 또는 제거 방안과 함께 계속 연구되어야 할 과제이다.

노심에서의 에너지 손실은 크게 두 가지로 노심플라즈마 입자들이 방사하는 전자파의 방출에

의한 손실과 고온의 플라즈마 입자들의 일부가 직접 노심에서 유출되어 일어나는 손실이 있다. 이중 전자파 방사는 플라즈마 입자의 원자번호가 클수록 커져 노심에 불순물 농도가 높아지면 이로 인한 열손실이 그만큼 더 증가하게 된다.

특히 최근의 토카막 실험에서 불순물의 억제가 노심의 밀폐시간의 개선에 현저한 영향을 주는 것으로 나타나 노심 플라즈마의 온도 유지가 중요한 일로 되어 있다. 현재 열출력 100만kW급의 실험로의 노심에 채워지는 연료는 100mg 정도인데 노심 플라즈마를 바라보고 있는 노심내벽(제1벽)은 총면적 1000m² 정도에 1MW/m²의 열을 받게 되어 불순물의 농도를 제어하기가 매우 어려운 환경이다. 이 때문에 제1벽 재료로 가급적 낮은 원자번호의 물질을 선정해야 되고 플라즈마와 벽면 사이에 일정한 공간을 주어 고에너지의 플라즈마 입자가 벽면과 충돌하는 것을 막아 주어야 한다.

리미터 또는 다이버터라는 기구가 플라즈마와 제1벽 사이의 공간을 만들어 주기 위한 것이나 아직 만족할만한 설계가 등장하지 못했으며 시급히 해결해야 하는 과제이다. 다이버터는 실제 가장자리에 있는 플라즈마를 벗겨내(Scrape Off) 중성입자로 만들어 노심밖으로 배기시킬 수 있도록 한다.

배기가스 중에는 핵융합 반응의 재(Ash)인 헬륨과 아직 타지 않은 연료가 함께 섞여 있게 되며, 각 성분에 대한 배기율을 적절히 제어하는 일도 다이버터와 관련하여 중요한 과제이다. 다이버터는 플라즈마 가장자리의 자력선 분포에 변화를 주어 일부 플라즈마의 흐름을 유도해 내는 방법을 사용하고 있다. 따라서 노심플라즈마 물리와 깊은 관련을 갖고 있다.

이상 노심플라즈마 기술과 관련하여 중요한 과제들은 간단히 살펴보았다. 이들 과제들은 또한 후술하는 실험로 연구과제의 중심내용을 이루고 있다. 다음에는 이상의 노심플라즈마 기술 외에 핵융합로의 공학적 실증단계에 해결할 계획으로 있는 공학과제들 중 중요한 것들에 대해 과제별로 설명하도록 하겠다.

공학기술 과제

연료로 DT를 쓰는 경우 삼중수소(T)는 반감기가 12.4년인 방사성 물질로 자연중에 존재하지 않는다. 따라서 DT 반응에서 방출되는 중성자를 이용하여 만들어 주게 되는데 현재 고려중인 것은 ① $Li^6 + n \rightarrow He^4 + T + 4.8MeV$ ② $Li^7 + n \rightarrow He^4 + T + n' + 2.5MeV$ 의 두 핵반응을 적절히 혼합하여 삼중수소를 증식하도록 하는 것이다.

다른 핵반응에 의한 중성자 손

실이 있으므로 삼중수소 자급(증식률 1)을 위해서는 중성자 증배가 추가로 필요함을 알 수 있으며 Be나 Pb 같은 별도의 증배재가 고려되고 있다.

연료주기 및 블랭킷 기술

이렇게 될 경우 삼중수소는 핵융합로에서 마치 촉매와 같은 역할을 하게 되고 소모자원은 중수소와 워 반물질에서 나타나는 리튬이다. 리튬은 지구상에 충분한 부존되어 있는 것으로 알려져 있는데 Li^6 는 자연의 리튬 중에 7.5% 정도이므로 농축과정이 필요하다. 삼중수소 생산은 토러스형 노심을 둘러싸고 있는 블랭킷이라는 층에서 일어나게 되어 있으며 중성자의 에너지를 흡수하는 1차 열교환기의 기능을 포함하고 있다.

연료주기 기술은 노심에서 배기되는 미연소의 연료, 재(Ash)인 헬륨, 그리고 그의 불순물의 혼합체에서 대부분을 차지하고 있는 미연소의 연료를 추출해 내는 일과 블랭킷 배기가스 중에서 삼중수소를 분리해 내는 일을 포함하고 있다. 플랜트 설계와 관련해서는 삼중수소의 플랜트 보유량(Inventory) 및 삼중수소 누설과 관련한 안전성 문제가 추가된다.

①, ②반응식에서 볼수 있는 것처럼 삼중수소 생산을 ①식의 Li^6 를 주로 쓰게 되면 발열반응으로 블랭킷이 열 증배효과를 나타

내게 된다.

실제 블랭킷에서의 핵반응 이용이 동력로는 매우 다양한 개념을 갖게 되는 데, 주로 DT 핵융합로가 풍부한 중성자생성장치(동일 출력의 핵분열로의 4배)라는 점에서 출발한다. 따라서 동력로급의 핵융합로는 그때의 에너지정책에 따라 핵분열로와 연계되어 핵분열로의 연료를 핵융합로에서 생산한다든가 핵융합/핵분열 혼성로를 건설한다든가 하는 여러가지 노형전략이 가능할 것으로 보여 블랭킷 기술에 관한 과제는 경제성 실증의 단계에서도 중요과제로 남을 것으로 본다.

삼중수소 증식재인 리튬은 금속상태로는 화학적 활성이 강하여 세라믹스나 합금으로 하여 블랭킷 냉각계의 냉각재와 혼용하는 방법이 고려되고 있으며, 이러한 물질중에서 삼중수소의 회수 기술이 함께 연구되고 있다.

재료기술

실험로급에서는 대부분 기존의 재료를 사용하여 건설할 계획으로 있으나 원형로 이후에는 새로운 재료의 개발이 필요한 것으로 인식되어 있다. 핵융합로의 재료 개발을 위한 시험시설로는 현재 주로 사용되고 있는 핵분열로나 앞으로 건설되는 실험로로는 적당하지 못하여 핵융합로의 중성자 방출량보다 10배 정도되는 별

표 1. 노심구조물의 설계요건

	Experimental Reactor(ITER)	Power Reactor(examples)
First wall		
Neutron wall load	$\geq 0.8\text{MW/m}^2$	$\sim 3 - 5\text{MW/m}^2$
Neutron fluence	$\leq 3\text{Mwa/m}^2$	$\leq 10\text{Mwa/m}^2$ (Replace each several years)
Heat load	max. 0.5MW/m^2	max. $1 - 2\text{MW/m}^2$
Cooling temperature	$\sim 80 - 100^\circ\text{C}$	$\sim 350^\circ\text{C}$ (for water cooling) $\geq 500^\circ\text{C}$ (for gas cooling)
Structure materials	Austenite SS	Austenite SS or Ferritic SS(for water cooling) Mo Alloy(for gas cooling)
Armour materials	Graphite, C/C or Austenite SS	-
Director / limiter		
Peak heat load	$\sim 10 - 15\text{MW/m}^2$	$\sim 20 - 30\text{MW/m}^2$
Materials	Low Z(Graphites, C/C) or Metal(W, Mo, etc.)	Metal(W, Mo, etc.)
Max. temperature	$\leq 1100^\circ\text{C}$ (for C) $\leq 1300^\circ\text{C}$ (for metal)	$< 1200 - 1300^\circ\text{C}$
Cooling temperature	$\sim 60 - 80^\circ\text{C}$	$\sim 350^\circ\text{C}$ (for water cooling) $\geq 500^\circ\text{C}$ (for gas cooling)
Blanket		
Tritium breeding	~ 1 or less	≥ 1
Processing	Batch	On-line
Cooling temperature	No constraint	$\geq 500^\circ\text{C}$ (for gas cooling) $\sim 350^\circ\text{C}$ (for gas cooling)

도의 중성자 발생 시설이 필요하여 장치 개발 대상이 되어 있으며 건설비용이 실험로 규모에 가깝게 들 것으로 예상하고 있다.

또 하나 14MeV급의 고속중성자에 대한 핵자료가 현재는 정확도가 너무 낮거나 상황에 따라서는 전무한 상태이다. 따라서 가속기에 의한 DT중성자 발생장치 등을 이용한 중성자 공학분야의 실험자료 정비도 필요하다.

핵융합로재료 중 가장 문제가 되고 있는 것이 제1벽 및 다이버터등의 플라즈마용기 내 재료와 블랭킷 재료이다. <표 1>에 이들 재료에 필요한 특성을 보였다.

초전도 코일

앞에서 언급한 바와 같이 토카막에서는 연료 플라즈마를 용기 벽(제1벽)으로부터 격리시켜 진공

중에 띄우기 위하여 용기 내에 나선형의 강력한 자장망을 형성시키게 된다. 이를 위한 전자석의 규모가 장치 핵융합로를 고려해 볼 때 너무 커서 구리로 된 코일을 사용한다고 할 때 소요되는 전력이 발전량의 규모에까지 육박하는 것으로 계산된다.

따라서 초전도 코일의 사용이 불가피하다. 물론 초전도 코일을 사용할 경우는 코일의 온도를 극

저온으로 유지하기 위한 냉각재 생산에 상당량의 전력이 소모되지만 발전소 전력수지에 영향을 줄 정도는 아니다.

현재로는 아직 동력로급에 사용할 수 있는 규모와 성능을 갖는 초전도 코일의 제작은 경험이 없으며 앞으로 10여년 이상의 개발 기간이 필요하다고 보고 있다.

1987년 선진국 공동의 LCT (Large Coil Task)의 일환으로 8T에 1GJ급의 실험에 성공한 정도인데 반해 실험로에서만 해도 12T에 40GJ급 필요하다. 극저온의 초전도 코일이 고온의 열 및 고방사선원 근처에 설치되어야 한다는 점과 주위에 강력한 표류 자장에다 와전류를 유발하는 펄스형 자장이 존재하며, 코일에 걸리는 기계적 응력 또한 대단하여 이와 관련한 초전도 재료의 한계점을 극복해야 한다는 점 등이 초전도 코일에서 기술적 과제가 되고 있다. 냉각 기술은 현재 수 kW급이 사용되고 있으며 10kW 급에 필요한 부품이 개발 중이고, 실험로에서 필요한 100kW급도 적절한 기간 내에 개발될 것으로 보고 있다.

실험로 계획

핵융합연구가 공학적실증단계의 과제를 수행하기 위해서 필요한 시설이 실험로이다. 국제 공동 노력으로 1988년부터 1990년에 걸쳐 국제공동 열핵융합실험로(

International Thermonuclear Experimental Reactor)라는 실험로 개념설계를 완성하였다. 현재 92년부터 시작한 상세설계를 수행중에 있으며, 2005년까지 건설할 계획이다. 개념상으로는 ITER 외에도 주요 선진국들이 각각 독자적으로 정립한 실험로 계획들이 있으며 ITER계획이 도중에 취소된다고 하더라도 2005년을 전후하여 실험로가 하나 둘은 건설될 것으로 예상되고 있다. 이들 실험로들의 목표 또는 취급 과제 내용은 서로 비슷하며 실험로 설계의 기술적인 지표에서 다소 차이를 보이고 있다. <표 2>는 유럽의 NET(Next European Torus), 일본의 FER(Fusion Experimental Reactor) 그리고 ITER의 주요 장치사양을 비교하여 보이고 있다.

실험로(ITER) 계획의 목표는 「핵융합로를 위한 설계개념의 확립과 기술사항을 밝히며, 핵융합로의 유지보수성 및 공학계통을

실증한다」로 되어 있다.

이를 위하여 설정한 기술적 목표는 「지속적 운전을 목표로 한 수백초 이상의 노심플라즈마 유지, 중성자벽 부하 약 1MW/m², 1-3Mw/m²의 중성자 플루언스, 10-25%의 설비이용률, 1에 접근하는 삼중수소 증식능력」으로 요약된다. 첨부하여 실험로는 「중성자공학, 블랭킷, 삼중수소 증식, 고급 플라즈마 기술」에 관한 시험시설로서의 역할을 해야 하며, 이는 전력생산을 목표로 한 동력로급 블랭킷에서의 열교환이 그 목표라 할 수 있다.

설계를 개괄해 보면 다음과 같다. 장시간 또는 지속적인 노심플라즈마 운전을 위해 초전도 전자석을 사용하게 되었으며 노심의 점화조건으로부터 플라즈마 전류의 규모가 결정되었고, 중성자부하 목표치로부터 장치두께를 결정하고 초전도 전자석 재료 성능과 함께 장치의 전체의 치수가 설정 되었다(표 2 참조).

표 2 각 실험로의 중요사항

사양 \ 장치명	ITER	NET	FER
주반경(m)	6	7.3	4.7
부반경(m)	2.15	2.43	1.6
Elongation	1.98	2	2
자장강도(T)	4.85	5.2	5.25
플라즈마 전류(MA)	22	25	15
핵융합 출력(GW)	1	1.2	0.4
평균중성자 벽부하 MW/ m ²	2	0.8	0.6

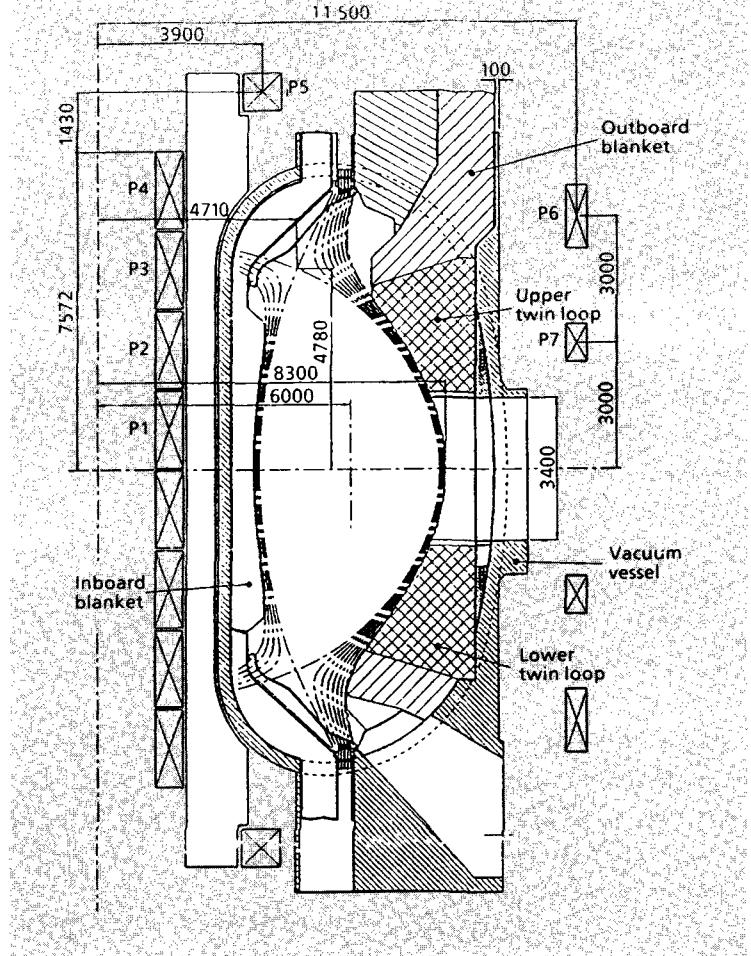
블랭킷은 진공용기 내부에 위치하나 장치전체를 분해하지 않고서 접근 및 모듈식 교환이 가능하게 하여 여러가지 개념의 모듈을 시험할 수 있도록 하고 있다. 플라즈마 전류가 22MA로 유도식구동 (저항가열코일) 만으로 200초 이상 유지할 수 있도록 하고 있으며 보조가열 및 전류구동 장치로는 1.3MeV짜리 중성입자빔 및 RF설비를 갖추도록 하고 있다. 안전성 확보를 위하여 가능한 한 자연 또는 수동성 안전개념을 최대로 활용하고 있으며, 안전성 해석 결과는 규제치를 만족하고 있음을 보이고 있다. 실험로의 운영 및 연구과제는 다음과 같이 요약된다.

실험로를 성공적으로 동작시킨다는 것 자체가 핵융합로 개발과정상의 중요한 의미를 갖겠으나 서두에서 이야기한 노심플라즈마 물리의 완전한 실증, 핵융합로를 향한 공학기술의 종합적 실증 그리고 중성자와 관련한 설비 시험 등의 세가지가 실험로를 통해 해결하게 될 중요한 과제이다.

ITER 경우 두가지 단계의 운전 계획을 계획하고 있다. 물리운전단계와 공학운전단계이다.

6년을 예상하고 있는 물리운전 단계에서는 노심플라즈마의 점화 실험, 연료의 연소상태 및 헬륨 농도제어, 다이버터 및 제1벽 성능 확립, 노심 점화시간 연장 및 플라즈마 안정성 확보 등이 주과제이다. 공학운전단계에서는 블

그림 1. ITER의 토카막구조



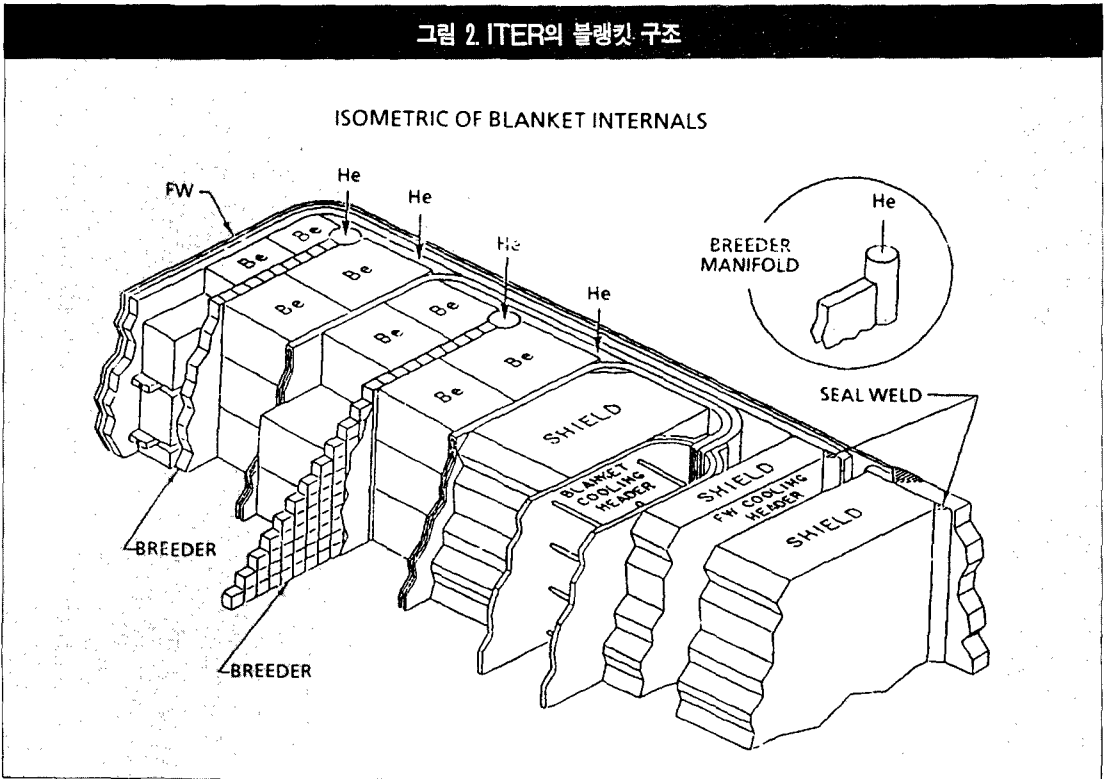
랭킷, 삼중수소 생산, 중성자공학 그리고 고열부하용 부품들의 시험을 기대하고 있으므로 이에 충분한 중성자 생산이 가능해야 하고 최소 운전 시간이 2000초 이상으로 예상된다.

ITER의 상세설계는 5년 정도 걸릴 것으로 보고 있다. 건설비용은 약 49억달러를 예상하고 있으

며 7년의 건설공기가 필요한 것으로 추산하고 있으나 부지선정 (참가국들의 유치경쟁으로 어려움을 겪고 있음)이 빨리 되면 완공시점이 앞당겨 질 수도 있을 것으로 보고 있다.

ITER는 1GW의 열출력을 정상출력으로 하고 있으나 경우에 따라서는 2GW까지도 실험이 가

그림 2 ITER의 블랭킷 구조



능한 규모인데 실제 ITER개념을 기반으로 설계한 원형로 개념들과 비교할 때 장치 규모에서는 거의 비슷하며 단지 삼중수소의 완전 자급과 열교환 방식에서 전력생산을 염두에 두었다는 것들이 두드러진 차이점일 뿐이다. 다음에는 ITER의 부분별 설계에 대하여 살펴보고자 한다.

장치 구조

노심플라즈마 위치로부터 시작하여 먼저 플라즈마를 직접 바라보는 제1벽과 플라즈마 상하에 다이버터가 있으며 제1벽 다음에

블랭킷, 1차 차폐체가 토러스 진공기 내에 들어오게 된다. 이 용기벽 다음에 토로이달코일, 폴로이달코일 및 그 지지구조가 냉각용기(제2용기)안에 위치하고 있다.

〈그림 1〉은 냉각용기 내부에 위치하는 토카막 부품들을 보이고 있다. 냉각용기는 액체헬륨이 채워지게 되며 냉각용기 밖으로 2차 차폐 역할을 하는 격납벽이와 토카막 전체를 격리시켜 준다.

토카막 주위에 보조장치가 놓이는데 진단계, 2조의 원격조작계, 9개의 중성입자빔모듈(9x10 MW/1.3MeV), RF보조가열계

(5GHz/50MW, 120GHz/20MW)등이 각각의 격납벽 안에 설치된다. 부대설비는 100kW 용량의 액체헬륨 생산설비, 400MW 규모의 직류전원, 보조장치 전원, 710MW 규모의 배전설비, 1800MW 용량의 냉각수공급 설비가 있다.

제1벽 및 다이버터

제1벽은 블랭킷 및 제1차 차폐체와 함께 동일 몸체로 조립되어 있고 제1벽표면은 탄소섬유복합재의 타일을 수냉의 냉각판 위에 고정된 구조를 갖고 있다. 탄소섬

유복합재에 베릴륨이나 보론을 첨가하는 것이 가능하며 방사선에 의한 승화(Sublimation), 삼중수소의 침투, 불순물 가스의 방출 등의 현상을 감소시킬 수 있어 종래의 카본 타일을 사용했을 때의 문제점을 보완할 수 있을 것이며, 수명은 물리운전단계 동안은 계속 사용이 가능할 것으로 보고 있다.

타일은 철재판 위에 기계식으로 밀착하여 개별 보수가 가능하도록 하고 있다. 다시 철판은 복사효율을 높이기 위한 표면코팅을 하는데 산화알루미늄과 산화타이타늄 코팅이 현재 개발중에 있다. 탄소섬유 복합타일의 짧은 수명때문에 공학운전단계에서는 가능한 한 이 타일식 처리 표면적을 줄여 나가고 대신 상기 철판 위에 두께 1mm 정도의 텅스텐 코팅을 고려하고 있으나 고원자번호 불순물 유입에 대한 대책을 연구하는 것이 선결사항이다.

표면적 200m²의 다이버터판이 흡수하게 될 열은 정상운전시 약 100MW정도이다. ITER에서도 이 다이버터 설계가 매우 어려운 부분의 하나로 분류되고 있다. 운전 시나리오를 살펴보면 다이버터로 들어오는 정적첨두 부하가 14~20MW/m² 정도 걸리는 것으로 되어 있어 공학적 여유를 주게되면 18~26 MW/m² 정도의 부하를 고려해야 한다. 또한 가장자리 플라즈마에 대해 아직 이해가 깊지 못하여 다이버터 설

계 자료가 불충분한 점도 앞으로 「공학설계 중의 연구/개발 과제」에서 해결하도록 하고 있다. 따라서 개념설계에서는 현재 주어진 설계 조건하에 가능한 한 최대의 성능을 갖는 다이버터를 구상하도록 한 결과로 약 15MW/m²의 첨두부하 성능을 갖게 되었다.

블랭킷

블랭킷의 설계는 3가지 방식으로 설계되었다. 최우선책으로 세라믹재 증식개념이며, 차선택이 리튬·납 증식개념, 그리고 다음이 수산염재 증식개념이다. 구조재는 모두 오스테나이트계 철(316)로 60~100°C의 수냉방식을 선택하고 있다. 세라믹재의 경우 증식재로 Li₆O 또는 LiAlO₂와 LiZrO₃를 생각하고 있으며 중성자 증배재는 블랭킷 체적의 한계때문에 베릴륨만이 가능하다. 따라서 베릴륨 사용으로 인한 방사선하의 재료팽창(Swelling), 비용, 삼중수소의 침투, 화학적 독성 등이 상세설계단계에서 충분히 고려되어야 한다.

60~100°C의 냉각수에 의한 냉각이 고려되고 있는데 증식재의 온도가 너무 떨어지면 생산된 삼중수소 회수율이 떨어져 블랭킷 내 삼중수소 보유량이 늘어나므로 증식재 온도를 400~500°C로 제어해 주는 일이 냉각계의 어려움으로 냉각관과 증식재 사이에 중성자 증배재인 베릴륨이 오도

록 하여 필요한 온도치를 만들어 주고 있다.

또한 증식재의 온도제어를 위해 헬륨 냉각계를 별도로 두고 있으며 생산된 삼중수소를 수송하는 일을 겸하게 된다. 블랭킷에서 삼중수소 보유량(Inventory)이 총 100g 미만인 것으로 계산하고 있다. 화학적 또는 방사선 조사 효과에 의해 베릴륨층에서도 삼중수소가 발생한다. 블랭킷에 들어가는 베릴륨량이 약 200톤으로 여기서 발생하는 삼중수소량은 중성자 플루언스가 1MWa/m² 일때 400g 정도, 3MWa/m²이면 1.2kg 정도로 추산되고 있다.

ITER에서는 삼중수소를 완전 자급할 계획이 아니며 가능한 한 1에 가까운 증식률을 목표로 하고 있고 다양한 설계의 블랭킷을 시험할 수 있도록 하는 데 주안을 두고 있다.

연료주기

노심내 연료주입은 다이버터 영역에서의 가스주입(Puffing)과 연료 밀도의 분포제어를 겸하는 고체상의 펠렛주입으로 이루어진다. 펠렛주입장치는 상세설계 단계에서 더 연구되어야 할 점들을 갖고 있다. 배기는 터보분자 펌프와 극저온펌프(Cryopump)가 고려되고 있으며 필요한 배기속도는 100m³/S로 계산하고 있다. 현재 2가지 펌프 모두에 대해서 배기속도 증가를 위한 개발이 일본,

러시아 등에서 이루어 지고 있다.

수소가스로부터 불순물을 걸러 내는 방법으로는 분자흡착(Gettering)에 의한 방법을 사용한다. 불순물에서 삼중수소를 분리해 내는 방법은 여러가지 방법이 있는데 불순물의 산화 및 냉각흡착법, 촉매법, 고온동위체 교환법 등이다. 블랭킷에서 삼중수소 회수는 분자흡착제에 냉각흡착하는 방식으로 걸러낸 후 나머지 불순물 중의 삼중수소는 배기가스에서의 방법으로 처리한다.

전자석

ITER의 전자석은 토로이달자장(TF)전자석, 플로이달자장(PF)전자석(저항가열 전자석 포함), 지지구조, TF와 PF전원 및 초전도코일 보호계, 코일보수 및 진단계로 되어있다. TF 및 PE 전자석이 모두 초전도 전자석으로 TF가 16개 PE가 14개의 코일로 되어 있고 지지구조물과 함께 총 중량 12,000t에 달한다.

TF와 PE의 저항가열전자석은 Nb₃Sn의 초전도 재료를 택하고 그의 PF코일은 NbTi를 선택하고 있다. TF코일은 전류밀도 35 A/mm²에 권선당 37.9kA의 전류로 권선수 240회가 하나의 코일을 형성하여 총 16개에 저장되는 에너지는 42.3GJ이고 플라즈마 중심점에서의 자장강도가 4.85T이며 플라즈마 가장자리에서 리플은 2.5% 이하이다.

PE 코일은 상설설계 단계에서 최적화 설계가 더 진행되어야 할 것으로 되어 있으며 그 주안점은 토카막 중심위치의 여유공간, 허용 비틀림 변형력, 온도증가 여유도, 사고시 보호대책(초전도 코일 보호계)등이다. PF 코일이 소비하는 침투전력이 400MW로 플라즈마전류 22MA에 200초 이상을 구동할 수 있도록 하고 있다. 초전도전자석이 받는 열은 전도 및 복사열 형태로 23kW, 방사선 흡수로 22kW, 주변 자장변화에 의한 와전류 손실로 40kW로 총 85kW 정도일 것으로 추산되어 100kW 용량의 액체헬륨 생산시설이 필요한 것으로 되어 있다.

관성핵융합

관성핵융합에서는 연료를 고체상의 펠렛으로 하고 레이저나 가속이온으로 짧은 시간에 높은 에너지를 입사시켜 필요한 초고온 플라즈마를 형성시켜 준다. 최근의 실험결과에서 동력도에 필요한 노심플라즈마를 만들기위한 레이저 출력이 펠스당 4MJ 정도가 되어야하고 또한 펠렛에 입사하는 빔에너지의 균일한 대칭성을 확보하기 위해서 32개 이상의 빔이 필요하다고 한 것으로 예상하고 있다.

일본 오사카대학 레이저 핵융합 연구센터에서 실시한 핵융합로 「光陽1號」의 개념설계를 보면 다음과 같이 필요한 기술을 요약

할 수 있다. 열출력 1980MW(블랭킷 이득1.1)를 위해 연료 펠렛이 초당 3개씩 폭발하게 되며 이때 폭발당 600MJ의 에너지를 방출하게 된다. 이를 위해 4MJ의 레이저 에너지가 입사되므로 핵융합에 의한 에너지이득(Q)은 150으로 하고 있다.

노심공간은 반경 4m에 높이 20m이며 진공도는 5x10⁻⁴Torr 이하를 유지하고 초당 폭발수를 3번으로 선택하고 있다. 한편 4MJ 짜리 레이저는 펄스반복률 12정도가 적절할 것으로 예상하여 위에서 설명한 규격의 노심 4개를 하나의 발전소로 설계하였다. 발전효율 40%에 레이저효율 12%를 가정했을 때 이 발전소의 순전기출력은 662x4=2,648MW로 계산된다. 높은 펄스형 열 및 중성자의 방출로부터 노벽을 보호하기 위해 삼중수소중성자(액체상의 리튬/납화합물)가 SiC 섬유재의 튜브 내를 흐르도록 하는 구조를 제1벽으로 하고 있는데, 관성핵융합로 설계에서 제일 중요한 부분이며 중심과제가 될 것으로 보고 있다.

현재 관성핵융합 실험에 사용되고 있는 레이저들의 출력을 보면 일본의 GEKKO XII이 약 10kJ 이고 1996년경 100kJ 급으로 증강할 계획으로 있으며, 미국 LLNL의 Nova가 50kJ인데 역시 2000년경 2MJ로, 로체스터 대학의 Omega가 현재 5kJ에서 50kJ로 각각 증강하는 개발계획을 갖

표 3. 주요 토카막 장치와 연구과제

TFTR(USA)	D-T Breakeven, α -particle phys., NBI CD, Bootstrap
DIII-D(USA)	High- β , Adv. divertor, H-mode, High elongation
C-MOD(USA)	High-field, High-density, Open/ Closed divertor
JET(EC)	D-T Breakeven, High power long pulse, Pumped divertor
ASDEX-U(GER)	Impurity control with reactor relevant divertor
TORE-S(FRA)	LHCD(30s), Ergodic magnetic divertor, Pumped limiter
FT-U(ITA)	High-field, High-density
T-15(RUS)	ECH, ECCD
JT-60U(JAP)	D-D Negative ion beam heating, LHCD
JFT-2M(JAP)	Biased divertor, Active disruption control

고 있다.

상기 레이저들은 Nd Glass 레이저(파장 351mm)인데 최근 연구되고 있는 KrF가스 레이저(파장 248mm)가 효율면이나 반복률면에서 우수하여 장치 동력로급 레이저 기종으로 유망시 되고 있다.

우리의 핵융합연구 계획

산업용 핵융합시설이 언제쯤 등장할 것인가. 그 시설이 우리에게 얼마나 매력적인 것이 될 것인가. 이에 대한 명쾌한 답은 어렵겠지만 우리의 핵융합연구 계획을 수립하는데 필요한 정도의 예측은 가능하리라 본다.

적어도 2025경 ITER 계획이 끝날 무렵이면 우리가 마련했으면 하는 구체적 개념의 시설이 하나 둘은 나타날 것으로 생각한다. 비용이 얼마나 들 것인가, 외화가 얼마나 들 것인가에는 그

때까지 얻은 우리의 핵융합연구 실적이 크게 영향을 미칠 것이다. 확보한 기술이 별로 쓸데 없거나 개발 중간에 포기하게 되는 기술도 있을 수 있겠다.

그러나 현재로서도 이용가치가 확실해 보이고 우리가 보유했으면 하는 기술들은 얼마든지 있다. 예를 들면 삼중수소 취급기술, 중성자 공학, 원격제어 및 보유기술, 내방사성 재료, 대형초전도 전자석 및 냉각기술등의 핵융합로 공학기술과 노심플라즈마 제어 및 진단기술들 중의 핵심적인 것들이다.

1992년 「중형 토카막 개발과 핵융합로 연구기반 확보」라는 목표로 핵융합로연구를 「원자력 중장기 연구개발」 과제의 하나로 추진할 것을 원자력위원회에서 결정하였다.

중형급 토카막은 그 동안 토카막 기술개발의 산실 역할을 해왔으며 앞으로도 대형토카막이나

실험로급 연구에 중요한 몫을 담당할 것으로 인식되고 있다. 장치 규모가 작아서 건조비용이 적고 새로운 아이디어에 쉽게 적응시킬 수 있으면서 노심의 플라즈마 물리영역이 대형장치의 것에서 크게 벗어나지 않기 때문에 취급할 수 있는 과제가 풍부한 것이다. <표 3>에 세계 주요 토카막들이 수행하고 있는 중점과제 내용을 요약하였다. 표에서 TFTR, JET, T-15, JT-60은 대형 토카막이다. 나머지는 중형급인데 그 외에도 나름대로의 과제를 통해 좋은 성과를 올리고 있는 것들이 더 있으며 모두 20여기에 달한다.

우리의 중형토카막 개발은 1995년까지 설계를 끝내고 1998년부터 가동을 목표로 하고 있다. 선진국에 비하여 많이 늦었지만 건너 뛸 수 없는 과정이다. 장치 개발기술 자체가 향후 연구개발의 기반이 되고 적절한 시설이 없이는 기술 축적이 되지 않기 때문이다. 2005년이면 ITER의 물리단계 실험이 시작된다. 그 때까지는 우리의 노심플라즈마 기술이 선진기술을 충분히 소화해야 하겠으며 선진과제에 부분적인 참여가 시작될 수 있어야겠다.

노심플라즈마 기술과 병행하여 핵융합로 공학기술의 개발도 추진할 수 있는 여건이 마련되어야겠다. 핵융합 외 타 분야와 공유할 수 있는 기술부터 차근차근 착수하는 것이 시급한 때라고 본다.