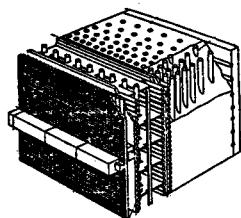


가능성도 있다. 또 핵융합로에서는 炉型에 따라 超電導 magnet 등에서의 電磁 energy 방출, 또는 lithium 등의 액체금속 火災 등에 기인하여 방사성물질이 방출될 가능성도 있다.

그 이외의 사고발생因子로 炉心의 local fault 등 表6에서와 같은 事象이 핵융합炉에 대해서 논의되고 있다.

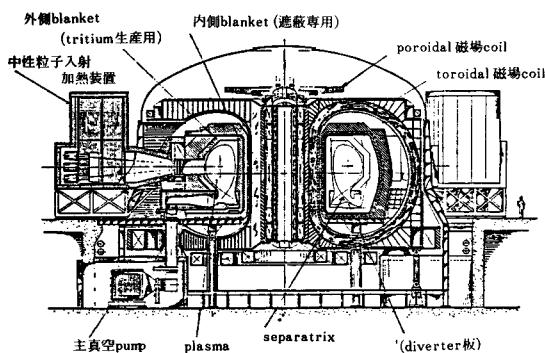


特別企劃 核融合- 그 技術的課題와 開發戰略의 前提 (3)

核融合炉材料의 使用条件

재료의 연구개발은 핵융합로의 개발에 있어 중요한 과제이다. 현재 각국에서 건설되고 있는 대형 TOKAMAK 실험장치 (JT-60, TFTR, JET, T-15)와 実驗炉級장치인 “次期裝置” 또한 그 후단계인 “動力炉”에서의 재료개발에 대한 요구는 달라질 것으로 생각된다.

〈그림 1〉 INTOR 垂直断面図



최근 차기장치 설계의 進展에 의해 实驗炉에서의 재료사용조건이 상당히 명확해졌다. 차기장치로 현재 설계가 진행되고 있는 것은 국제 협력 TOKAMAK炉(INTOR), 미국의 国内次期장치 (FED)와 일본의 国内차기장치 (FER)이다. 이중에서 경토가 가장 進行된 것은 INTOR이다. 여기서는 재료의 연구개발을 가장 필요

〈表 1〉 INTOR의 主要 parameter

核融合出力	620MW
燃焼時間 第1/第2段階	100s/200s
負荷率 第1/第2段階	70%/80%
稼動率	25% (最大目標50%)
plasma主半径	5.2m
plasma副半径 橫/縱	1.2m/1.9m
平均ion溫度	10keV
平均ion密度	$1.4 \times 10^{19} m^{-3}$
에너지密閉時間	1.4s
plasma電流	6.4MA
軸上磁場	5.5T
加熱入力	75MW
入射粒子에너지	175keV
中性子壁負荷	$1.3 MW/m^2$
toroidal 磁場coil 超電導材	Nb ₃ Sn
toroidal 磁場coil 数	12
tritium inventory	~4kg
tritium消費量 (25%稼動率)	~7kg/yr

특별기획

로 하는 components의 blanket, 第1壁, diverter板등의 재료조건에 대해 INTOR의例를 들어 기술하겠다. INTOR의 수직단면도 및 주요 parameter를 그림 1과 表 1에서 표시하였다.

blanket는 炉心 plasma를 둘러싸고 설치되어 있어 중성자 照射量을 받는 곳이다. 第1壁은 components中 최대중성자照射를 받을 뿐 아니라 高熱·粒子負荷를 받으며, 또한 plasma로의 불순물混入을 적게 하기 위해 재료선택上 많은 제약을 받는 곳이다. diverter는 DT핵융합반응 결과 생기는 재(灰, 헬륨)의 제거, 및 plasma中의 불순물 억제를 위해 설치되는 것이며 diverter coil과 diverter板으로 구성된다. diverter板은 plasma로 부터 누설되어 磁力線에 의해 유도되어 온 D, T, helium, 불순물ion을 中性化시키는 역할을 하며 극히 높은 열, 粒子負荷를 받는다. 또 ion이 並行에 가까운 각도(약 5°)에서 入射되기 때문에 높은 제작精度, 設置精度가 요구되는 곳이다.

1. blanket 主要構成材

tritium生產用 blanket 設計例를 그림 2에 표시하였다. blanket용기, 냉각관의 재료를 주요 구조材라고 하며, 용기의 plasma側(이 설계에서는 第1壁을 겸용하고 있음)이 가장 엄한 사용조건에 놓이게 된다. 용기의 두께는 각종의相反되는 조건(내부에 견딜 것, 과대한 热应力이 생기지 않을 것, tritium增殖比에 惡影響을 미치지 않을 것 등)에 의해 制約되기 때문에 취할 수 있는 범위는 넓지 않다. 또 plasma起動·정지에 따라 상당한 온도변동을 받는다 (~150°C/40sec, 약 10⁶회). 表 2에 blanket가 받는 中性子照射量 등을 표시하였다. 핵융합爐에서는 중성자의 에너지가 높고 헬륨의 생성량이 많은 것이 특징이다.

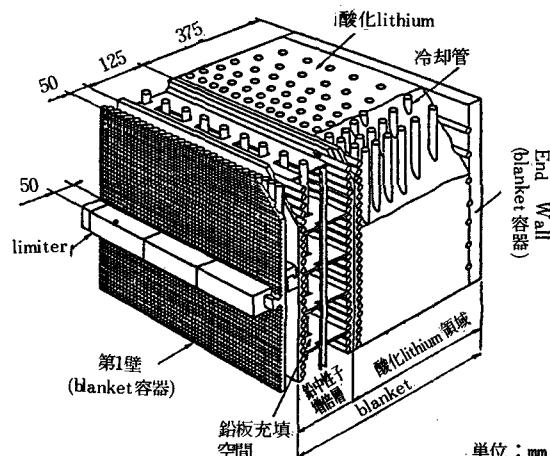
INTOR에서 주요 구조材로 몇가지 종류의 재료가 검토되었는데 결국 현시점에서 가장 신뢰성이 높고 照射데이타가 풍부하며 장래의 炉로이어지는 austenite系 stainless鋼이 채택 되었

〈表 2〉 blanket의 中性子照射量(가장 plasma에 가까운 部分)

平均中性子壁負荷	1.3MW/m ²
積分中性子壁負荷	4.7MWY/m ²
中性子束	
14. MeV	~1×10 ¹⁴ /cm ² ·sec
>0.1MeV	~3.4×10 ¹⁴ /cm ² ·sec
中性子束 fluence	
14. MeV	~1.1×60 ²⁴ nvt
>0.1MeV	~3.8×10 ²⁴ nvt
変位損傷(S.S.)	~50dpa
helium生成(S.S.)	~750appm
核発熱(S.S.)	~13W/cm ²

(注) 平均中性子壁負荷以外는 poroidal 方向의 energy factor ~1.3을 포함.

〈그림 2〉 tritium增殖 blanket의 1例(日本案)



다. 20% CW(冷間加工)의 316 SS는 400°C 이하에서 사용하면 10MWY/m² 정도까지 사용이 가능하다고 생각된다. 이것은 残留延性과 swelling量으로 대체적으로 평가한 것이며 실제로 수명이 어느 정도 되는가는 앞으로 상세한 검토가 필요하다. 특히 반복되는 热应力에 의한 疲勞에 주는 照射結果는 현시점에서 평가하기 어렵다. 照射材의 疲勞에 관한 데 이타 축적이 요망된다.

또 blanket구조는 그림 2에서 보는 바와 같이 복잡하여 여러곳에 용접이 필요하다. 그러나 용접部材의 照射데이타도 극히 부족하고, blanket를 보수하여 再用접하는 것도 고려한다면 照射部材의 용접에 관한 데이타도 필요하다.

2. 第1壁 材料

제1벽의 설계는 blanket와一体型으로 하는 것과 分離型으로 하는 두 종류가 생각되고 있다. 분리형은 tritium 생산 fertile material前面(plasma側)에 놓여지는 구조체, 냉각재의 양이 많아지기 때문에 일체형에 비해 tritium增殖比가 작아진다. INTOR에서는 되도록 큰 tritium增殖比를 얻는 것을 고려하여一体型이 채택되었다.

blanket의 구조설계가 진행됨에 따라 충분한 tritium增殖比를 얻는 것이 以前에 생각했던 것보다 쉽지 않음이 판명되어 장래의 炉에서도一体型이 채택될 가능성이 크다.

제1벽은 중성자照射에 의한 방사선 損傷外에 다음과 같은 負荷를 받는다. (1) 热負荷: 炉心 plasma로 부터의 放射熱(表面負荷), plasma가 급격하게 파괴되었을 때 (plasma disruption)의 局所的大負荷(表面負荷, torus 내측의 제1벽에만 생김), 중성자 및 2次 감마선에 의한 核発熱(体積負荷) (2) 粒子負荷: 주로 plasma 中에서 電荷交換 등에 의해서 생기는 中性粒子 plasma로 부터 누설된 負荷粒子의 일부(대부분은 diverter板으로 유도된다) (3) 電磁力: plasma disruption시에 誘起되는 過電流와 toroidal 磁場과의 相互作用에서 생기는 電磁力. INTOR에서 設定된 설계조건을 表 3에 표시하였다.

電磁力은 설계에 따라 다르나 빠른 mode의 plasma位置不安定性을 억제하기 위해 50 msec 정도의 shell 효과를 blanket자신에 가지게 하려면 plasma disruption시 큰 過電流가 흘러서 최대 約 40氣压 정도의 힘이 blanket에 작용한다. blanket용기가 제1벽을 겹칠 경우 이 힘은 제1벽에 걸린다.

제1벽 재료는 이러한 각종 負荷에 견디는 것이라야 한다. 表 3에 주어진 조건에서 寿命中에 잊어버리는 제1벽의 두께를 구하면 中性粒子(荷電交換에 의한)에 의한 spattering에서 약 10mm, plasma disruption時의 증발에서 약 1mm, 합계 11mm가 된다. 따라서 제1벽의 두께는 運転開始時에 약 14mm 정도가 필요하다.

〈表 3〉 INTOR 第1壁의 設計條件

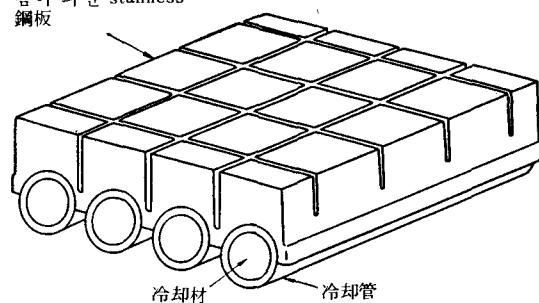
平均14MeV 中性子 縦面負荷	$1.3\text{MW}/\text{m}^2$
放射에 의한 热負荷	$12\text{W}/\text{cm}^2$
核発熱	$13\text{W}/\text{cm}^2$
荷電交換에 의한 粒子負荷 (50%D, 50%T)	$3.3 \times 10^{14}\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}$
荷電交換에 의한 粒子의 에너지	200eV
plasma disruption energy	220MJ/回
plasma disruption時間幅	20ms
disruption熱負荷(peak)	$290\text{J}/\text{cm}^2$
全14MeV中性子負荷	$4.7\text{MW}\cdot\text{yr}/\text{m}^2$
全plasma shot數	100s 9×10^4 200s 6.1×10^5
全plasma disruption數	1,050
壁面積	380m ²
材質	stainless 鋼
最高許容溫度	$\leq 350^\circ\text{C}$
強度member 損耗部	$\leq 450^\circ\text{C}$
spattering率	0.020 原子/入射粒子
1 disruption時의 蒸發量	$1 \times 10^{-3}\text{mm}$
設計応力強度 S_u (250°C)	125MPa
最終壁面두께	>3.0mm
冷却材	水
冷却材溫度(入口/出口)	50/100°C
冷却材圧力	$\leq 1\text{MPa}$
冷却材流速	$\leq 6\text{m}/\text{s}$

한편 반복되는 热応力에 의한 疲勞에서 허용되는 두께는 14mm 정도가 上限이라고 평가되고 있으므로 제1벽 두께의 허용범위는 극히 좁다. 더구나 현재의 평가에서는 plasma disruption 시 溶融되는 부분($0.1\text{mm}/\text{1回}$)이 원래의 위치에서 再固化된다는 문제를 갖고 있다.

INTOR에서는 disruption시 용융되는 부분이 깎여 나갈 경우의 代替案으로, 大負荷를 받는 torus內側 부분에 graphite tile를 사용해서 보호할 것을 고려하고 있다. 이 경우, graphite로 부터의 热輻射에 의해 对向面(torus外側 第

〈그림 3〉 흄의 파인 第1壁의 構造概念

흄이 파인 stainless
鋼板



특별기획

1壁)에 정상 운전시 열부하가 증가하므로 对向面의 热应力을 감소시키는 대책이 필요하다. 그림 3에 나타낸 것은 흡이 파인 제1벽 구조이며 이것을 对向面의 제1벽에 채택하므로서 热应力를 감소시킬 것을 기대하고 있다.

어느 방법이든, 제1벽의 설계는 대단히 엄한 것으로 热应力이 생기기 어렵고, spattering率도 작고, 耐放射線性이 뛰어나며, 제작성도 좋은 재료가 개발되면 제1벽 설계의 곤란성은 대폭적으로 완화될 수 있는 가능성이 있다. 또, 제1벽재로는 炉心 plasma의 영향도 감안하여 高Z 재료는 허용되지 않음도 고려해야 한다.

3. diverter板材料

diverter板은 제1벽보다 훨씬 높은 열·粒子負荷를 받는다. 表 4에 INTOR에서 設定된 diverter板의 열·粒子負荷를 표시하였다. 장래, 炉心 plasma工学 분야에서 열·입자부하를 감소시키는 연구가 이루어질 가능성이 있으나 그렇게 되면 다른 부분 (diverter室의 壁等)의 부하가 증가하게 된다. INTOR의 설계에서는 diverter가 炉수명과 같은 정도의 수명을 갖게 하는 것이 불가능하다고 생각되고 있으며 定期的의 교환을 想定하고 있다. 이를 위해 diverter板

〈表 4〉 diverter板의 热粒子負荷

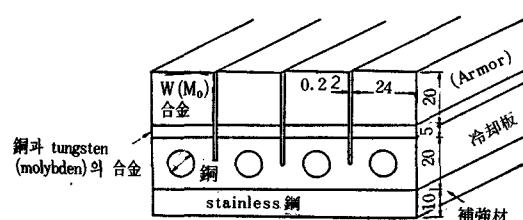
diverter板의 全에너지	80MW
diverter板의 全 ion束	$5.5 \times 10^{18}/\text{sec}$
平均ion温度	400eV
ion組成	
T	47%
D	47%
He	5%
C	0.5%
O	0.5%
Separatrix와 垂直面上에 서의 最大熱流束	
外側	800W/cm^2
内側	400W/cm^2
Separatrix와 垂直面上에 서의 最大ion束	
外側	$6 \times 10^{18}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$
内側	$3 \times 10^{18}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$
Separatrix, diverter板間의 角度	
外側	14.5°
内側	30°

을 cassette式으로 하는 것이 고려되고 있으며 炉全体構造에 큰 영향을 주었다.

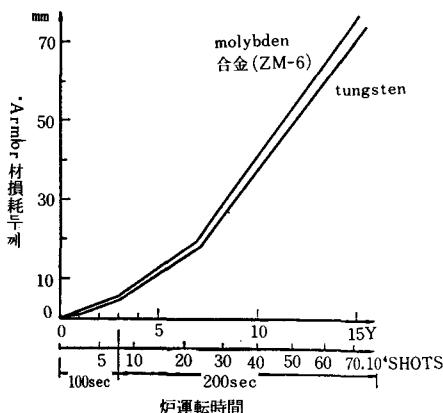
diverter板은 separatrix(그림 1 참조)에 대해 경사지게 되어 있어 热流束·粒子束을 가능한 한 감소시키도록 하고 있으나 최대열유속은 약 200W/cm^2 , 최대입자속은 $1.5 \times 10^{18}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ 가 된다. diverter板의 구조材는 이런 열유속에 견디기 위해 열전도율이 크고, 热应力이 발생하기 어렵고, 許容应力이 높은 것이라야 한다

이와같은 재료로는 구리, tantalum, molybden, tungsten 등이 있으나 製作性, 신뢰성 등의 관점에서 차기장치 설계에 채택할 수 있는 것은 구리뿐이라고 생각된다. 그러나, 구리는 spattering率이 커서 INTOR의 粒子負荷 조건에서는 1년동안에 약 5cm 정도가 깎여 나가기 때문에 板의 수명이 대단히 짧아진다. 그래서 spattering率이 작은 tungsten 또는 molybden合金의 tile을 구리표면에 붙여서 diverter板의 長寿命化를 도모하려고 한다. 그러나 tile과 구리의 열팽창율 차이에 의해 양자의 接合面에는 큰 热应力이 생기므로 접합법에는 연구가 필요하다. 그림 4에 표시한 것은 日本案 diverter板 구조이다. 이 案에서는 両者 사이에 구리와 tungsten(또는 molybden)合金을 넣어서 热应力의 低減을 고려하고 있다. 疲勞에 대해서도 신뢰성이 충분히 있는 새로운 기술의 접합법이 요구되고 있다. 그림 5에 Armor材(tile)의 損耗속도를 표시하였다. 2cm 정도 두께의 tile 이면 최저 2년간 정도의 수명이 있다고 평가되고 있다.

〈그림 4〉 INTOR diverter板構造(日本案)



〈그림 5〉 diverter板上의 Armor材의 損耗速度



한편, 구리의 방사선損傷데이터는 10^{24}nvt 정도 밖에 되지 않아 충분하지 못하다. diverter 板은 제1벽과 같은 정도의 中性子照射를 받으므로 10^{24}nvt 정도의 照射데이터가 필요하다. IN-TORE의 설계에서는 구리와 照射특성이 비슷하다고 생각되는 nickel의 照射데이터에서 類推하여 수명평가 및 수명연장법을 검토하고 있으나 신뢰성이 높은 평가를 얻기 위해서는 銅 자신의 照射데이터가 꼭 필요하다.

4. 材料選択上의 核的問題

(1) tritium增殖比에 주는 영향

tantalum 및 tungsten을 주성분으로 한 재료는 tritium증식비에 적지 않은 悪影響을 주는 것으로 알려져 있다. 일본 原研에서 설계를 시작한 実証炉 S PTR-P에서의 計算例에서는 blanket주요 구조재로 316 S.S.을 사용하였을 경우 1.08, tantalum의 경우 0.74, tungsten의 경우 0.98이 되었다. limitter, diverter板등에 tantalum, tungsten을 부분적으로 사용하는 것은 가능하나 주요구조재로 상용하는 것은 tritium증식비의 관점으로 볼 때 거의 불가능하다고 생각된다.

(2) 誘導放射能

가벼운 核種을 제외하면, (n,p) , (n,α) , $(n,2n)$, (n,np) , (n,d) 등의 반응은 통상 수MeV 이상의

중성자에 의해서 일어나며 “threshold value 反応”이라고 부른다. 핵분열중성자 spectrum은 2MeV에 peak를 갖으며 이들의 threshold value反応을 일으키는 중성자는 적다. 따라서 핵분열炉에서의 유도방사능은 주로 (n,r) 반응에 의해서 생성된다. 또 stainless鋼속의 cobalt와 같이 주성분보다는 불순물의 유도방사능이 문제가 되는 경우가 많았다.

이에 비해 핵융합로의 유도방사능은 狀況이 다르다. DT 반응 결과로 생기는 중성자에너지는 14MeV이며前述한 threshold value 반응의 거의 모든 것을 일으키게 된다. 그리고 대부분의 재료에서 유도방사능은 주로 threshold value 반응에 의해서 생성된다고 해도 무방하다.例外는 tantalum과 tungsten이다. 또 핵융합炉에서는 유도방사능을 적게 생기게 하는 핵종은 드물기 때문에 주성분의 불순물의 유도방사능이 문제가 되는 것도 드물다.

〈그림 6〉 UWMAK-1(美國 Wisconsin 大學設計의 核融合動力爐) 와 液體金屬冷却高速增殖爐의 誘導放射能의 比較

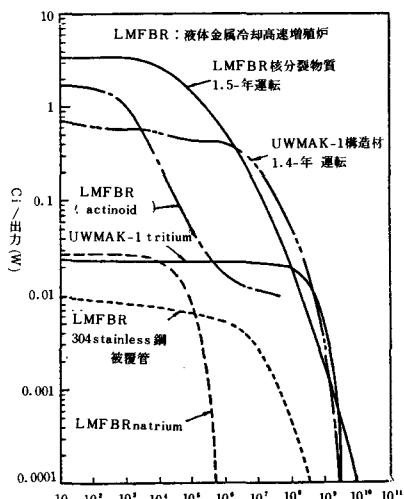
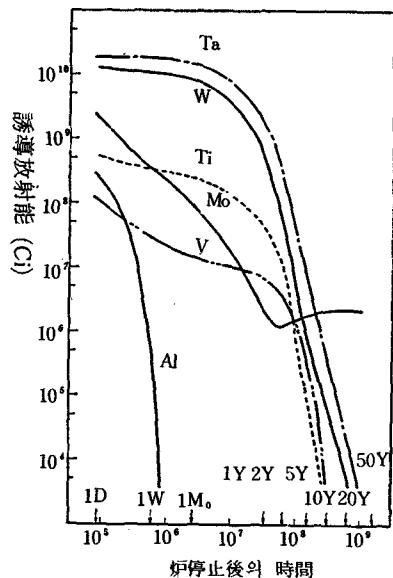


그림 6에 핵융합炉와 핵분열炉의 방사능을 비교 표시하였다. 유도방사능 만을 비교하면 핵융합로쪽이 핵분열炉보다 1.5~2자리(桁) 큰 것을 알 수 있다. 그러나 핵분열생성물질, acti-

특별기획

nodule를 생성하지 않음이 핵융합炉의 利点이다. 그림 7~9에 여러가지 재료의 유도방사능을 표시하였다. 이것은 핵융합출력 약 2000MW인 実証炉의 blanket구조材를 여러가지 재료를 사용해서 계산한 것이다. 炉정지 직후의 유도방사능은 tantalum(Ta), tungsten(W)이 특히 크며 carbon(C), 鋅(Pb)은 적다. 減衰가 빠른 것은 carbon, 硅素(Si), aluminium(Al)이다.

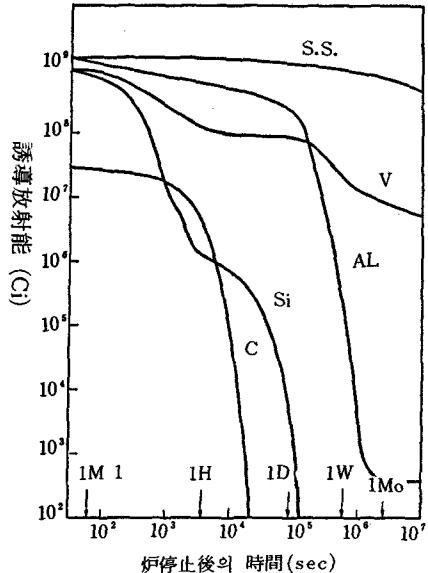
(그림 7) 核融合出力約 2000MW인 実証炉에 대해 計算된 Ta, W, Ti, Mo, V, Al의 誘導放射能



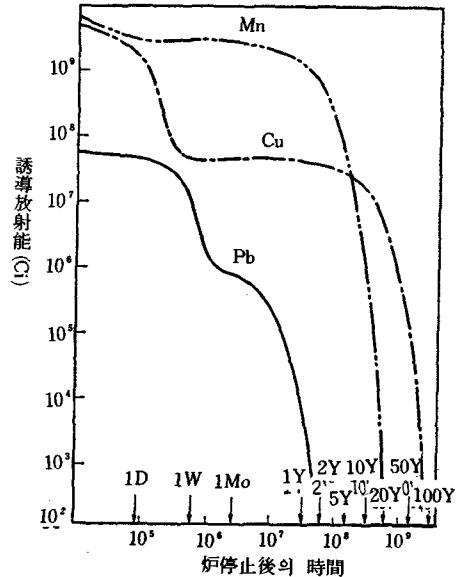
核融合炉에 직접 영향을 주는 것은 이들의 유도방사능에 의한 炉정지후의 線量率이다. 그림 10에 INTOR의 설계에서 계산된 炉정지후의 선량율分布를 표시하였다. 炉心領域의 線量은 극히 높아 사람의出入이 금지된다. INTRO의 blanket구조材(stainless鋼)을 다른 재료로 대체했을 경우 炉心영역에 들어갈 수 있는가 여부가 주목되나 炭化硅素를 사용하지 않는 한不可能하다고 생각된다.

aluminium의 誘導放射能은 炉정지후 1개월까지는 극히 빨리 減衰하나 (약 6자리(桁)) 그 이후는 ^{26}Al 이 남아서 거의 減衰하지 않는다. ^{26}Al 으로부터 방출되는 1.8MeV의 감마선 때문에 사람이 들어갈 수 있을 만큼 炉心영역에서의 선량율이 낮아지지 않는다.

〈그림 8〉 核融合出力約 2000MW인 実証炉에 대해 계산된 SS, V, Al, Si, C의 誘導放射能

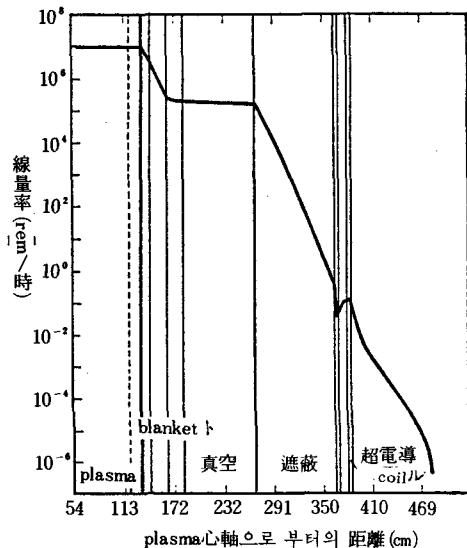


〈그림 9〉 核融合出力約 2000MW인 実証炉에 대해 計算된 Mn, Cu, Pb의 誘導放射能



차폐체 外側의 線量率은 toroidal磁場 coil의 helium용기의 유도방사능에 의해서 결정된다. 차폐체를 충분히 두껍게 하여 운전중의 中性子束을 減衰시키면 차폐체의 외측, 즉 炉室로 사

〈그림10〉 INTOR의 炉停止後 1日의 線量率分析



람이 들어가는 것은 가능하다.

実驗炉 단계에서의 재료 사용조건은 명백해

져 왔으나 아직 不確定한 요소가 상당히 많다. 炉心 plasma工学, 核·熱·構造設計, 재료개발은 서로 밀접한 관계가 있으며 한 분야에 進展이 있으면 다른 分野의 곤란을 緩和시킬 수 있다. 재료개발에 큰 進展이 있으면 炉心 plasma工学, 핵·열·구조설계의 곤란을 완화시켜 주어서 炉設計 그 자체를 바꾸게 될 것이다. 다른 分野와의 관련을 正確히 인식한 적극적인 재료개발이 요망된다.

여기서는 실험로단계에서의 재료사용 조건에 대해 기술하였으나 動力爐단계에서는 高性能化(고온, 高出力密度化)에 起因하여 더욱 엄한 조건이 課해진다. 현재까지의 動力爐 설계에서는 미국 알곤스 国立研究所에서 행해진 STAR FIRE가 가장 詳細하고 体系的이다. 動力爐의 사용조건에 대해서는 STAR FIRE의 설계서(C. C. Baker, et al. ANL/FPP-80-1(1980))을 參照하는 것이 좋다.

核融合実験 JET用 真空室

許容誤差 $\pm 3\text{mm}$ 이내의 윤곽으로 형성된 世界 最大的 热核実験, 조인트 유리피언 토러스 (Joint European Torus:JET)用 真空室을 英国南部 켈험 (Culham)에 있는 JET현장에 인도하기 위한 준비작

업 장면이다. 섭씨 1億度 이상의 열에 견딜 수 있도록 제작된 이 진공실 안에 核融合에 사용되는 플라즈마 또는 高熱ガス를 넣는다.

유럽科学技術者 팀에 의해서 수행되고 있는 이 研究目的은 오늘날 原子力発電의 기초가 되고 있는 核分裂과 반대되는 核融合에 의해 電力を 생산하는데 있다.

이 JET는 지름 7m의 링形으로 된 巨大한 電磁石이다. 이것은 超高溫 및 壓力에서 電化ガス를 수용하고 있는 “瓶”으로 역할하게끔 설계된 것이다. 가스나 플라즈마가 병으로부터 끊임없이 빠져 나오려고 해도 電荷되어 있으므로 磁氣力으로 억제된다. 플라즈마脫出을 억제하는 磁石은 지금까지 電機에 사용된 것 중 最大的 코일을 사용하게 될 것이다. 이들 코일은 약 1,500톤 鋼心 주위에 둘러싸일 것이다. 플라즈마가 수용될 링 또는 도넛形 壓力室의 무게는 약 80톤이 될 것이며 이 실험에 약 230MW의 전기를 끌어들여야 할 것이다.

(영국대사관 공보과 제공)

