

《해 설》

## Pebble-bed HTR의 기술개발 현황

### 이 지 복·구 정 의

한국에너지연구소

(1985. 11. 5 접수)

#### 1. 서 론

현재 서독에서 전력생산부분에 시험단계를 마치고 다음 단계로 그의 이용도 확대를 위한 기술개발과 한편으로 용량과 경제성면에서 상업화를 서두르고 있는 고온기체냉각로(Pebble-bed HTR)는 미국에서 개발해 온 block형 고온기체냉각로와 그 핵연료 및 구조물질에서 공통점이 있는 반면 핵연료단위의 기하학적 모양과 연료장전 system에서 큰 차이점을 갖고 있다. HTR은 상대적으로 높은 효율을 가지고 전력을 생산하는 이외에도 높은 온도의 열을 여러가지 목적의 process heat로 사용할 수 있는 신형원자로로서 장차 세계 에너지 공급에 크게 기여할 것으로 예상된다.

1970년대에 예상했던 세계에너지 수요는 그사이 예상이하의 인구증가 및 채래식 원자력발전소의 안전성 문제 및 건설비의 폭등으로 인한 인류의 자각에 어실게 수요는 1983년말 현재 예상치의 반에도 이르지 못하였다(예상수요: 8백만 MW, 실제수요: 3백만 MW) 이에 대한 파급효과는 오늘날 채래식 원자력발전소의 건설을 억제하게 되었다. 예를들면 1979년 TMI사고후 몇년동안 미국에서는 국내외를 통하여 단 한건의 원자력발전소 발주가 없었으며 이런 현상은 유럽의 원자로 건조국에서도 마찬가지였다. 또 우리나라와 같은 원자로 수입국가에서도 비슷한 현상이 나타나고 있어 그동안 서기 2000년까지 건설목표로 있는 국내원자력발전소의 수가 여러번에 걸쳐 재조정되어 현재 당초 계획량에 훨씬 못미치는 20기로 감소되었는데 이 수는 추후 더욱 감소 조정될 전망이다. 다시말하여 채래식 가압수냉식원자로 기술은 그 전성기가 이미 지났고 이제 좀더 실전하고 경제적이며 다목적으로 사용할 수 있는 새로운 형의 원자로 기술의 개발이 요구된다.

현재 세계 원자력 선진국에서 개발내지는 시험운전, 부분적으로 상업운전에 들어가 있는 새로운 원자력 기

술은 증식로와 고온기체냉각로이다. 1970년대초에는 증식로에서의 높은 우라늄이용도(60%) 때문에 그의 개발이 필요불가결한 것처럼 보였다. 그러나 앞서 말한 것처럼 세계 에너지 수요의 완만한 증가와 더불어 증식로의 어마어마한 개발비, 구조 및 실전성에 관한 여러가지 문제점, 더구나 재처리공장의 비경제성은 증식로 개발의 필요성에 대하여 큰 의문을 제기하기에 이르렀다. 한편 상대적으로 적은 개발비 및 다른 원자로에 비하여 좋은 안전성을 가지고 있는 HTR의 개발은 전력생산의에도 평균 냉각재출구온도인 950°C고온의 열을 process heat로 사용함으로써 여러가지 화공산업분야에의 이용을 약속해 준다.

표 1-1에는 HTR의 여러가지 응용가능성이 기술되어 있다. 즉 40%에 달하는 효율을 갖고 전력을 생산하는 기능 이외에 고온의 열을 process heat로 이용 수증기와 석탄의 화학반응을 통하여 synthesis가스 혹은 methanol을 생산할 수 있다. 다음으로 열형태 핵에너지의 장거리 수송을 위하여 고온에서 메탄과 수증기로부터 수소가스와 일산화탄소를 생산하여 도심까지 수송 그곳에서 열화학반응을 통하여 메탄을 다시 생산하고 이때 발생하는 열을 여러가지 목적으로 사용케 한다. 세 번째 응용가능한 방법으로는 HTR의 높은 열을 이용 물을 분해하여 수소를 생산 각종 연료로서 사용케 하는 것이다.

이밖에도 고온합금재료의 개발을 통하여 HTR의 고온가스를 가스터빈에 직접 이용 전체 원자력발전소의 효율을 45%까지 높여 줄수 있다.<sup>1)</sup>

표 1-1. HTR의 이용

- |                          |
|--------------------------|
| • 전력 생산                  |
| • Process heat 생산        |
| — 석탄 기화                  |
| — 핵에너지의 장거리수송            |
| — 핵에너지를 이용한 물의 분해 즉 수소생산 |

2. 역사적 배경의 원리

Advanced gas-cooled reactor의 후신인 HTR은 미국과 독일에서 각각 독자적인 개발을 해왔다. 표 2-1에는 영국에서 1965년이래 가동되고 있는 advanced gas-cooled reactor Dungeness A의 기술적 자료와 미국식 HTR의 실험로인 Peach Bottom, AVR의 자료가 나타나 있다. 표에서 알 수 있는 바와같이 지금까지의 advanced gascooled reactor에 비하여 HTR의 월등하게 높은 냉각재의 온도는 이미 앞에서 언급한 바와 같이 앞으로 에너지시장에서 process heat의 열원으로 많은 가능성을 보여주고 있다.

그림 2-1에는 전형적인 미국식 그리고 독일식 HTR의 연료단위와 그 구성단위인 coated particle이 나타나 있다.<sup>2)</sup> 둘은 처음 핵연료물질 UC로 ThC를 사용하고

있었다. 그러나 독일식 HTR에서는 연료물질로 UO<sub>2</sub>와 ThO<sub>2</sub>를 아울러 사용하기에 이르렀고 이에대한 금속재료의 test가 실험로인 AVR에서 성공적으로 수행되면서 현재에는 오히려 UO<sub>2</sub>와 ThO<sub>2</sub>를 사용하는 방향으로 개발되어 가고 있다. 한편 감속재, 피복재, 반사체 그리고 그밖의 구조물질로서는 고순도의 흑연을 사용하고 있으며 냉각재로서 helium가스가 사용되고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 미국식 HTGR과 달리 독일식 HTR의 핵연료단위는 테니스공과 같은 모양의 크기(앞으로 연료공이라 칭함)를 갖고 있으며 정상가동중 여러번 노심을 출입하며 일정한 연소에 이르면 노심으로부터 분리제거된다. 따라서 중수로와 더불어 on load refueling을 하는 원자로로서 실험로인 AVR은 1976년도에 92%의 높은 가동율을 가지고 운전되었다.

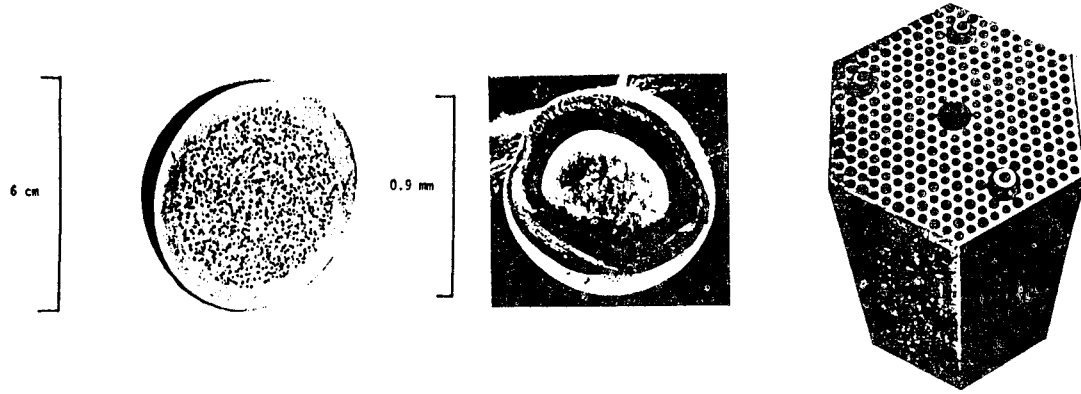
AVR은 1967년 이래 독일식 고온기체냉각로의 실험로로서 정상 전기출력 15MW를 내면서 좋은 운전실적을 올리며 지금까지 운전되어 왔고, 장차 전력생산 이외의 HTR의 기능을 시험하기 위하여 1985년에는 지금까지의 시설을 개조하기 시작하여 1990년부터는 최초로 process heat를 생산 이용하는 원자로로 변모하여 정상가동에 들어갈 예정이다.<sup>3)</sup> 한편 300MW 전기출력을 갖고 있는 THTR-300은 실증로로서 작년말 영출력 임계에 도달한 이래 여러가지 특성실험을 거쳐 급년초에는 정상전기출력인 300MW로 운전되면서 장차 상업로로서의 가능성을 실증하게 될 것이다.<sup>4)</sup>

표 2-1 AGR과 HTR의 기술자료

발전소명	DUNGEN ESSA	Peach Bottom	A V R
소 유 국 명	영 국	미 국	서 독
원 자 로 형	A G R	H T R	H T R
가 동 일	1965. 2	1967. 3	1966. 8
전 기 용 량 (MW)	275	16	15
핵 연 료	Nat.-U Slighted U	(Th, U) C <sub>2</sub> (93.16%)	(Th, U) C <sub>2</sub> (Th, U) O <sub>2</sub> (93%)
감 속 재	C	C	C
냉 각 재	CO <sub>2</sub>	He	He
출 력 밀 도 (KW/l)	0.75	8.3	2.3
효 율(%)	32.9	34.6	32.6
냉 각 재 출 구 온 도 (°C)	600	750	950

3. HTR의 원리

고온기체냉각로는 핵분열반응을 위하여 열중성자를 필요로 하는 thermal reactor이다. 앞에서도 말한 바와 같이 핵연료 물질로서 지금까지 93% 농축 U-235와 Th-232의 탄화물질이 그들의 산화물질과 함께 사용되



Spherical Fuel Element

Coated Particle

Block-type Fuel Element

그림 2-1 Pebble-bed HTR 및 Block형 HTR 핵연료와 Coated Particle

표 3-1 여러가지 감속재의 특성

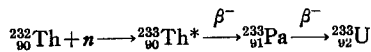
감속재	$\xi$	$n$	$f$
H <sub>2</sub> O	1(H <sup>1</sup> )	18(H <sup>1</sup> )	75
D <sub>2</sub> O	0.725(D <sup>2</sup> )	25(D <sup>2</sup> )	9,300
He-4	0.425	43	83
Be-9	0.209	86	142
C-12	0.158	114	263

$$\xi = \ln(E_0/E_1), n = \ln(E_0/E_n)\xi, f = \xi \Sigma_s / \Sigma_a$$

고 있으며 감속재와 피복물질로서 고순도의 흑연이 사용되고 있다. 한편 냉각재로는 불활성원소인 helium가스가 사용되고 있다. 감속재와 피복재로 사용되고 있는 흑연의 높은 열전도도는 핵연료단위에서의 완전한 온도 구배를 나타내 주고 있어 연료단위 중심부와 표면과의 적은 온도차를 나타내 주고 있고 따라서 핵연료물질에 아무런 손상없이 높은 냉각재온도를 얻을 수 있다. 또한 탄소는 표 3-1에서 보는 바와 같이 감속재로서도 좋은 성질을 갖고 있으며 높은 온도 즉 3,000°C에서 상변화를 일으키는 온도에 대단히 강한 물질로서 고온기체냉각로에서 방사체등 노심의 구성물질로도 사용되고 있다.

가. 핵연료 및 핵연료단위(핵연료공)

핵연료주기로 Th/U-cycle이 사용되고 있으며 이 cycle은 다음과 같은 과정을 통하여 핵연료 친화물질인 토륨이 핵분열물질인 우라늄으로 변환한다.



이와 같이 새로운 핵연료주기의 도입으로 지금까지의 핵에너지원의 저변확대가 가능하게 되었으며 우라늄의 이용도를 재래식 원자로의 1%에서 5%까지 개선할 수 있다. 또한 이론적으로 증식률 1의 thermal breeder의 실현을 가능하게 하지만 현재까지는 전환율 0.7~0.8의 전환로로서 건조되고 있다.<sup>5)</sup>

핵연료단위는 미국식 THGR에서와 같이 pyrocarbon 혹은 siliconcarbide로 피복되어 있는 직경 0.6~0.9mm의 coated particle이 기본단위이며 미국의 block type과 달리 독일식 HTR에서는 수만개의 coated particle이 고온에서 흑연과 함께 압축, 피복제조되는데 기하학적으로 직경 6cm의 공모양을 하고 있다.<sup>5)</sup>

이와 같은 핵연료공을 핵연료단위로 사용함으로써 핵연료교체를 위한 원자로의 경지가 불필요하며 연속 핵연료장전 system의 도움으로 연속가동이 가능하게 되어 있다.

나. 감속재

고온기체냉각로에서는 열중성자를 핵분열에 사용함

으로써 고온에 강할 뿐만 아니라 감속재로서 갖추어야 될 성질 즉 중성자흡수단면적이 작고 가능한한 소수중들에서 많은 감속의 효과를 낼 수 있는 물질이 감속재로 사용되어야 한다. 표 3-1에서와 같이 탄소는 감속계수( $\xi \Sigma_s / \Sigma_a$ )가 중수 다음가는 중성자 물리학적 좋은 성질을 갖고 있으며 또한 고온과 고압에 강한 원소이고 열역학적으로도 열전도도가 크기 때문에 감속재뿐만 아니라 방사체 및 피복재등 고온기체냉각로 노심의 다른 구조물로서도 이상적인 물질이다.

다. 피복재

위에서 말한 바와 같이 탄소는 고온에 강하며 열전도도가 좋아 pebble-bed HTR의 피복재로서 이상적인 물질이다. 그러나 고온에서 탄소는 수증기 또는 CO<sub>2</sub>와 강한 부식작용을 나타내고 있으므로 pebble-bed HTR에서 냉각재로 쓰이고 있는 helium가스는 불순물을 포함하고 있지 않은 높은 순도로 생산되어야 한다.

라. 냉각재

HTR의 전 단계인 advanced gas-cooled reactor는 냉각재로 CO<sub>2</sub>가 사용되고 있으므로 앞에서 말한 바와같이 고온에서 탄소와 강한 부식반응이 있어 냉각재의 온도를 일정치 이상으로 올리는 것이 불가능하였다. 한편 고온기체냉각로에서는 화학적으로 불활성이고 중성자물리적으로 중성이며(중성자에 의하여 activation되지 않음) 부식작용이 없고, 3,000°C까지 상변화가 없는 helium가스를 냉각재로 사용함으로써 냉각재의 평균출구온도를 950°C까지 올릴 수 있게 되어있다. Helium가스의 순환을 위하여는 pump대신 blower를 사용하고 있으며 helium 유통량을 조절함으로써 출력을 조정할 수 있다.

마. 압력용기

재래식 원자로의 압력용기는 금속(stainless steel)으로 제조되어 있으나 HTR에서는 정상압력이 비교적 낮고(10~40기압) 출력밀도가 LWR의 1/10가량되어 대단히 큰노심을 갖고 있으며 원자로의 전1차계통이 이 압력용기속에 포함되어 있다. 따라서 철근 콘크리트로 되어 있는 압력용기는 다른 원자로에서 보다 훨씬 크다. 그림 3-1에는 전기출력 300MW의 THTR-300원자로의 전체 1차계통을 포함하고 있는 압력용기가 나타나 있다.<sup>4)</sup> 그림에서 원주방향 및 수직방향의 pre-stressed cable을 볼 수 있다. 최근 상업용 원자로의 압력용기를 위하여 콘크리트 대신 강철결합용기가 개발되고 있다.

바. 제어 System

B-10을 열중성자의 흡수체로 사용하고 있으며 실험로인 AVR에서는 노심의 아랫부분으로부터 guide tube

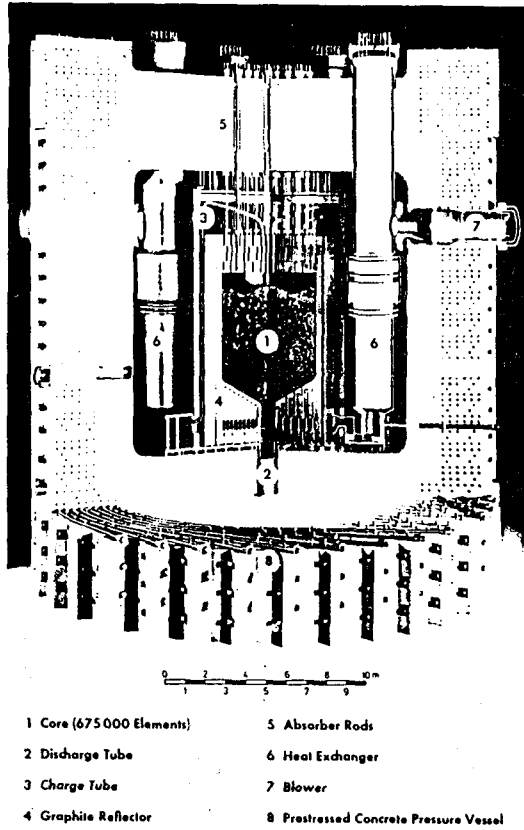


그림 3-1 THTR-300의 압력용기

를 통하여 네개의 제어봉이 삽입 및 인출되고 있으며 전기출력 300MW의 THTR-300에서는 노심부분에 guide tube없이 42개의 제어봉이 그리고 반사체부분에 36개의 제어봉이 노심상부에서 아래방향으로 삽입된다 이와 같이 서로 다른 제어봉의 삽입방향은 냉각재의 유통방향이 AVR에서는 아래에서 윗방향으로 THTR에서는 위에서 아래방향으로 각각 다르기 때문에 AVR에서는 노심의 윗쪽이, THTR에서는 노심의 아래쪽이 가장 많은 열을 받게됨으로써 연유되었다.

사. 기타 구조물

앞에서 언급했던 바와 같이 반사체로서도 고순도의 흑연이 쓰이고 있으며 노심이 상대적으로 크고 노심을 이루고 있는 대부분의 구조물이 탄소이므로 전체노심의 열용량은 재래식 원자로에서 보다 크다. 따라서 비상냉각장치의 고장으로 인한 사고시 붕괴열은 노심전체에 흡수되어 완만한 온도상승을 나타내 주고 특별한 경우(module reactor)에는 최대도달온도가 허용치인 1,600°C 이하로 유지되기도 한다.<sup>6)</sup> 이와 같이 구조물로서 흑연은 열역학적으로 큰 장점을 가지고 있는

반면 속중성자의 장시간 피폭으로 인하여 손상을 받게 된다. 즉 처음엔 높은 중성자속 속에서 온도에 비례하여 수축하며 더 많은 중성자속 속에서는 온도에 비례하여 다시급 팽창한다. 이때 수축 및 팽창율은 1~2%에 해당된다. 따라서 고온기체냉각로 노심의 반사체 및 기타 흑연구조물은 장기간 운전후 교체가 가능하도록 조립식으로 건조되어 있다. 그러나 실험적으로 흑연은 피폭량 4.10<sup>22</sup> ns/cm<sup>2</sup>까지 사용이 불가능할 만큼의 손상이 발생되지 않음이 밝혀졌다. 이와 같은 피폭량은 보통 고온기체냉각로의 흑연구조체가 약 40년간 받게되는 피폭량에 해당된다.

아. 핵연료공 장전, 재장전 및 인출 System

Pebble-bed HTR은 CANDU-PHWR과 함께 on load refueling하는 전형적인 원자로이다. 그림 3-2에는 AVR의 연료장전 system이 나타나 있다. 정상운전시 노심으로 배출되는 연료공수 즉 노심에 장전 및 재장전되는 연료공수는 실험로 AVR의 경우 하루에 500~900개에 달한다.<sup>7)</sup>

노심에서 배출되는 연료공은 singulizer에서 한개씩 나와서 fragment separator에서 파손된 연료를 가려낸 다음 새로 장전되는 연료공과 함께 dosing wheel에서 Cs-137의 activity를 측정함으로 연소도별로 분류된

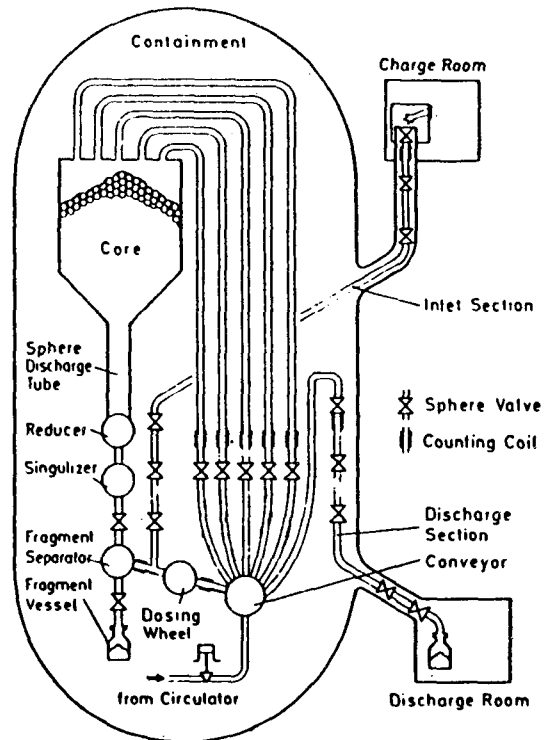


그림 3-2 AVR 연료장전 System

다.<sup>3)</sup> 운전 parameter의 하나인 인출연소도에 달한 연료공은 노심으로부터 완전히 제거되어 별도의 저장탱크에 저장되며 다른 연료공들은 연소도에 따라 두종류로 분류되어 비교적 많이 연소된 연료공은 노심상단 중심부에 있는 연료장전관을 통하여 다른 연료공은 외곽에 설치되어 있는 4개의 관을 통하여 재장전된다. 실증로 THTR-300의 연료장전 system에서는 연소도 측정장치로 Cs-137계측기 대신 영출력의 작은 임제원자료를 사용이 출력자료를 process computer에서 분석, 연소도를 측정하고 있다.<sup>4)</sup>

자. HTR의 안정성

먼저 fission product의 방출을 막기 위한 안전조치로서 핵연료물질인 (U, Th)C 혹은 (U, Th)O<sub>2</sub>는 두겹 (BISO)\* 혹은 세겹 (TRISO)\*\*으로 coating되어 있다.<sup>5)</sup> 이와 같은 coated particle은 다시 감속재결 피복재로 쓰이고 있는 탄소로 압축 가공되어 직경 6cm의 테니스 공모양의 핵연료단위를 이루고 있다. 이와 같은 연료공을 포함하고 있는 노심은 베타형 흑연으로 되어 있는 반사체와 구조물로 둘러싸여 있으며 그밖으로 철근콘크리트 용기속에 1차계통과 함께 포함되어 있다. AVR에서 지금까지의 경험에 의하면 연료공 회전중 파괴된 연료공에서의 coated particle은 전혀 손상이 되지 않은 상태로 존재했음을 관찰할 수 있었다. AVR에서는 1978년 최대사고인 1차계통에 작은 구멍이 생긴일이 있었으나 방사선방출은 대단히 적은 양이었다. 한편 가장적인 사고분석에서 핵연료공 및 노심 구조물의 큰 열용량 그리고 낮은 출력밀도 때문에 재래식 원자로에 비해 훨씬 안전한 결과를 나타내 주고 있다. 예를들면 비상냉각 system이 고장난 경우 원자로 정지후 8~10시간후에야 fission product가 핵연료공으로부터 탈출이 가능한 2,000°C에 도달되었다. 그러나 이경우 허용한계온도에 도달되는데 걸리는 시간동안 적절한 조치를 취할 시간적인 여유가 충분하다. 또 LWR에 비해 3배 이상 큰 부온도계수는 반응도 사고시 원자로출력증가와 온도상승에 대하여 스스로 억제하는 작용이 훨씬 컸다.

차. 노심해석 및 Fuel Management

지금까지 위에서 언급한 것처럼 pebble-bed HTR의 연료공은 여러번 노심과 연료장전 system사이를 회전한다. 노심해석을 위한 model로서 그림 3-3에서 처럼 노심을 몇개의 수(Canal)로 나누어 취급하며 연료공의 회전상태는 유체의 움직임과 같이 생각하여 연료공의 회

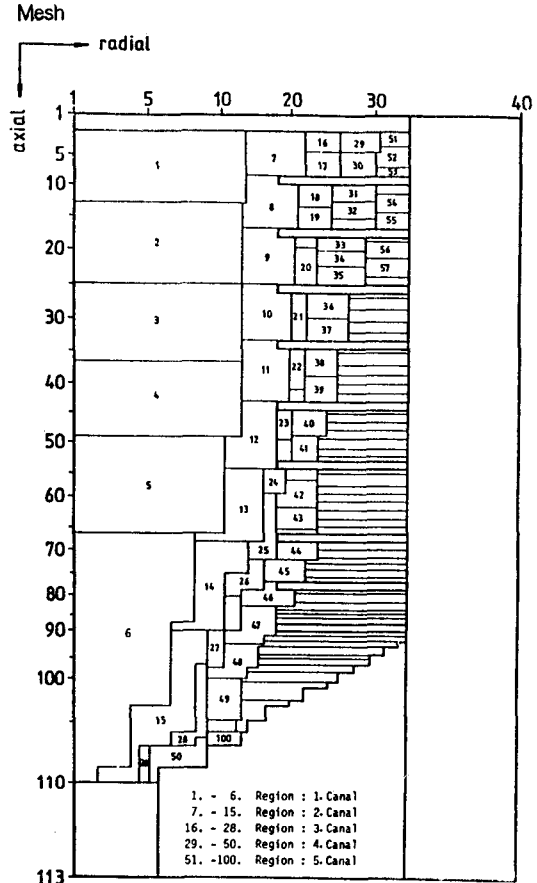


그림 3-3 AVR 노심해석을 위한 Model

전체도를 계산하며 노심에 대한 parameter는 simulator에서의 실험치로부터 구해내고 있다.<sup>6)</sup> Pebble-bed HTR의 특징중 하나는 일정한 운전조건에서는 초기의 운전 이후 얼마의 시간후에는 노심의 상태가 평형에 이르게 된다.<sup>6)</sup> 일단 평형상태에 도달된 노심은 시간에 구애되지 않고 중성자물리학적 그리고 열수력학적으로 일정한 상태를 유지하게 된다. 따라서 평형노심에 이르는 과정을 제외한다면 단 한번의 평형노심을 계산함으로써 노심 해석을 수행할 수 있으며 연료관리면에서도 평균적으로 단위시간당 일정한 양의 연료공을 계속하여 장전하게 되며 단위시간당 평균적으로 동일한 연소도를 갖고 있는 동일한 수의 연료공을 노심으로부터 제거하게 된다. 참고로 원자로의 노심상태를 결정해 주는 parameter를 열거하면

- ① 연료공 회전속도(AVR에서 500~900개/day)

\* BISO: 두겹의 pyrocarbon

\*\* TRISO: 두겹의 pyrocarbon 사이에 siliconcarbide 층이 하나 더 있음.

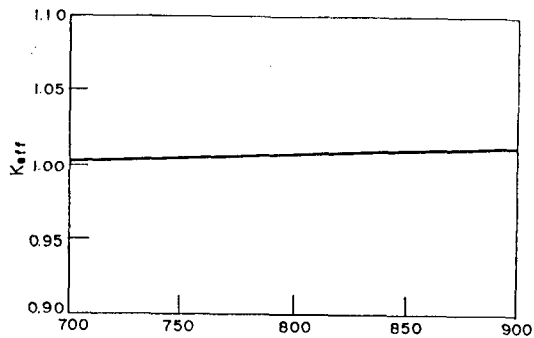
② 인출연소도(노심에서 제거되는 연료공의 평균연소도)

③ 분리연소도(내부노심과 외부노심에 장전되는 연료공의 한계연소도)

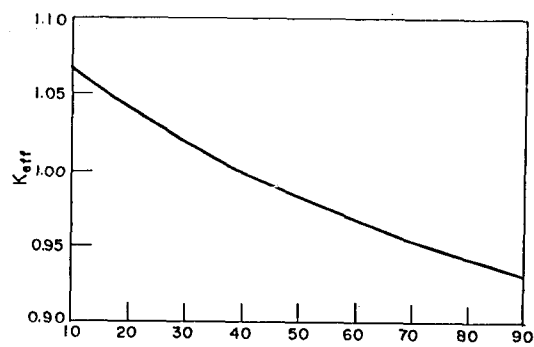
④ Model parameter로 내부노심과 외부노심과의 기하학적 관계

이중에서 임계에 가장 많은 영향을 주는 parameter는 인출연소도이고 중성자물리학적, 열수력학적 최적화를 위한 parameter는 분리연소도와 ④의 model parameter이다. 그림 3-4에는 AVR원자로에서 운전 parameter에 따른 노심의 임계상태가 나타나 있다. 그림으로부터 연료공 회전속도가 증가함에 따라  $K_{eff}$ 는 거의 변하지 않는데 반해 인출연소도가 커짐에 따라  $K_{eff}$ 는 상당히 급격하게 감소하는 경향을 볼 수 있다.<sup>6)</sup> 그림 3-5

는 동일한 핵연료공을 포함하고 있는 노심에서 각각 다른 분리연소도를 갖고 있는 노심의 냉각재 온도분포를 나타낸 것이다. 이와같은 현상은 각각 다른 핵연료 물질을 갖고 있는 두가지 이상의 연료공이 한 노심에 동시에 장전되어 있을때 더욱 뚜렷이 나타나 있다.<sup>6)</sup> 그림 3-6에는 내부노심에 93% HEU\*-연료공이 외부노심에 10% LEU\*\*-연료공이 장전되었을 때의 핵연료공 중심온도 및 출력밀도가 나타나 있다. 그림 3-7은 그 반대의 노심에 대한 핵연료공 중심온도 및 출력밀도가 나타나 있다. 이와같이 pebble-bed HTR은 정상가동중에 제어봉이나 어떤 제어 system을 사용하지 않고 위에서 말한 parameter의 조절을 통하여 정상출력으로서의 운전이 가능하며 적당한 parameter의 선택으로 임의의 노심상태를 유지할 수 있다.<sup>6)</sup>

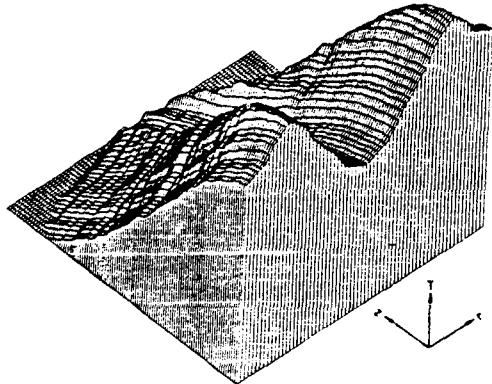


회전 속도 [1/d]  
(1) 연료공 회전속도

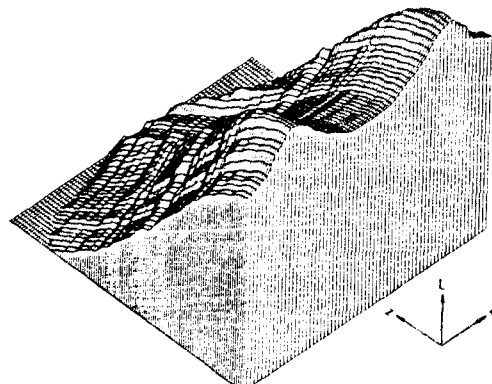


인출연소도 [Alter]  
(2) 인출연소도 (1 Alter ≧ 16 days)

그림 3-4 AVR 원자로 Parameter에 따른 노심의 임계상태



(최저온도 : 266.0°C, 최고온도 : 1,088.1°C)  
(1) SPV\* = 0.36

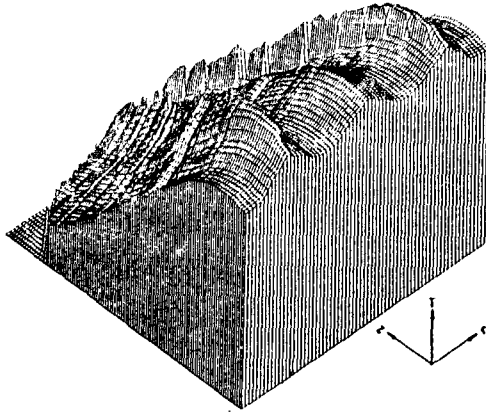


(최저온도 : 266.0°C, 최고온도 : 1,042.9°C)  
(2) SPV = 0.5

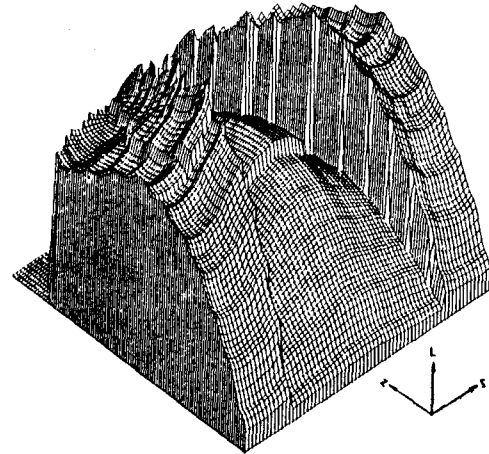
그림 3-5 HEU 노심의 냉각재 온도분포

$$* SPV = \frac{\text{내부노심의 핵분열물질의 밀도}}{\text{외부노심의 핵분열물질의 밀도}}$$

\* HEU: high enriched uranium  
\*\* LEU: low enriched uranium

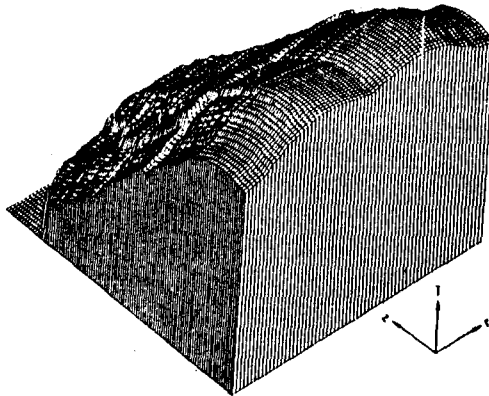


(최저온도 : 266.0°C, 최고온도 : 1,077.3°C)  
(1) 연료공 중심온도

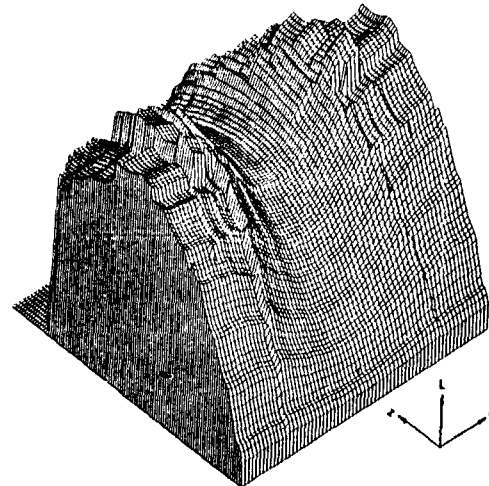


(최저밀도 : 0.0KW/l, 최고밀도 : 5.15KW/l)  
(2) 출력밀도

그림 3-6 혼합노심의 연료공 중심온도 및 출력밀도 분포(내부노심 : HEU, 외부노심 : LEU)



(최저온도 : 266.0°C, 최고온도 : 1,024.0°C)  
(1) 연료공 중심온도



(최저밀도 : 0.0KW/l, 최고밀도 : 4.25KW/l)  
(2) 출력밀도

그림 3-7 혼합노심의 연료공 중심온도 및 출력밀도 분포(내부노심 : LEU, 외부노심 : HEU)

#### 4. HTR의 이용

인류가 사용하는 에너지중 그 일부만이 전기에너지의 형태로(전기불 및 동력) 충당되고 그밖에 많은 부분이 열에너지의 형태로 직접 사용된다. 앞서 언급한 바와 같이 고온기체냉각로에서는 다른 일반원자로에서와 마찬가지로 증기발전기, 터빈 그리고 발전기를 통하여 전력을 생산하고 있는데 상대적으로 높은 냉각재 온도로 말미암아 전체 발전소효율이 LWR의 34% 보다 높은 40%에 달한다. 그밖에도 현재 진행중인 고온

금속의 개발은 앞으로 HTR의 고온가스를 gas turbine에 직접 이용하여 전력을 생산케 함으로 전체 발전소의 효율을 44.5%까지 높여줄 수 있다.

다음으로 HTR의 고온의 열을 process heat로 사용하여 이용하는 방법을 설명하기로 하자.

##### 가. 석탄의 기화

전세계 석탄의 매장량은 약 15,000억톤으로 현재 수준의 세계 석탄소비량이 유지된다면 향후 20년이상 사용이 가능하다. 그러나 석탄이 연소할 때 SO<sub>2</sub> 및 NO<sub>x</sub>의 방출로 인한 대기 및 대지오염은 장차 에너지 원으로서 석탄의 사용을 제한시켜 준다. 따라서 석탄

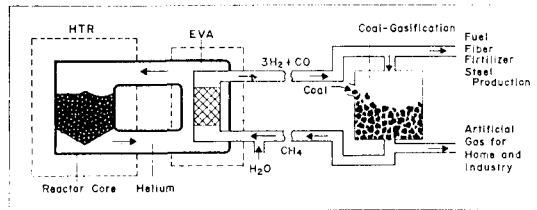


그림 4-1. 수소가스를 이용한 석탄의 기화

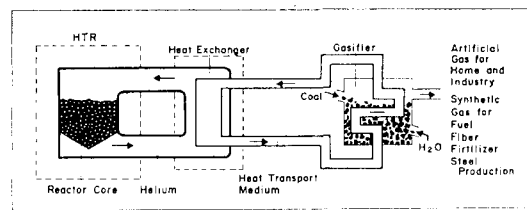


그림 4-2. 수증기를 이용한 석탄의 기화

으로부터 무공해이며 저장할 수 있고 운반이 용이한 에너지 매체를 생산할 수 있는 석탄기화기술의 개발이 필요하다. HTR로부터 생산되는 높은 온도의 열에너지는 석탄으로부터 synthesis gas나 methanol의 생산을 가능하게 하며<sup>9)</sup> 이와같은 공정은 제래식 석탄기화 공정에 비하여 몇가지 장점을 가지고 있다. 즉 process heat로서 HTR의 고온의 열에너지를 사용함으로써 이 공정에 필요한 석탄의 양을 40~50%가량 절감할 수 있다. 그리고 이 공정의 전체 효율을 증가시켜주고 있고 특히 SO<sub>2</sub> 및 NO<sub>x</sub>의 방출을 완전히 막아주고 있으며 CO<sub>2</sub>의 방출을 현저히 저하시킬 수 있다.<sup>10)</sup> HTR의 높은 온도를 이용하여 석탄을 기화하는데는 현재 2가지 기술이 개발되어 있다.<sup>11)</sup> 그림 4-1에는 수소가스를 이용한 석탄의 기화공정이 나타나 있다. 석탄과 수소가스의 발열화학반응에서 메탄가스가 생산되며 이 메탄가스의 일부는 직접 인공가스로서 가정과 공장에서 사용될 수 있으며 다른 일부는 관형분열반응로(steam reformer)에서 수증기와 흡열화학반응에 의하여 수소가스와 일산화탄소의 혼합기체인 synthesis 가스를 생산한다. 메탄가스와 마찬가지로 이 가스는 인공가스로서 연료 및 화학연료로 쓰이고 수소가스의 일부는 다시 석탄과 반응하여 메탄가스를 생산하게 된다. 앞의 흡열반응을 위해 필요한 열에너지는 HTR의 열매체인 helium gas에 의하여 공급된다. 그림 4-2에는 수증기를 이용한 석탄의 기화공정이 도식으로 나타나 있다. 이 공정은 위의 공정과 달리 2차계통이 폐쇄되어 있다. 석탄과 수증기는 고온(950°C)에서 흡열화학

Hochtemperatur-Reaktor mit EVA (Methanreformierung)

반응을 통하여 먼저 수소가스와 일산화탄소를 생산하고 일련의 연쇄반응에 의하여 메탄가스와 탄산가스가 생산된다.

앞에서도 말한 바와같이 핵에너지를 이용한 석탄의 기화는 40~50% 석탄의 이용도를 높일 수 있고 환경오염도를 급격히 감소시켜 주면서 1990년대에는 제래식 석탄의 기화기술과의 경제성 경쟁에서 우위를 차지하게 될 것으로 예상된다. 그리고 이렇게 생산된 2차에너지매체는 원유나 천연가스보다 저렴한 가격으로 생산되게 될 것이다.

나. 핵에너지 장거리수송

열에너지 수요자와 장거리(100km정도) 떨어져 있는 HTR의 열에너지는 다음과 같은 화학반응 시스템을 이용하여 장거리수송을 할 수 있다. 즉 HTR로부터 생산되는 고온의 열에너지는 관형분열반응로에서 메탄과 수증기로부터 수소가스와 일산화탄소로 변환시키는 흡열화학반응의 열에너지로 사용된다.<sup>12)</sup> 그림 4-3에서 볼 수 있는 바와 같이 이 반응에서 생산되는 수소가스와 일산화탄소는 발전계통과 연결되어 있는 열교환기를 거쳐 40°C까지 냉각되어 수송도중 열손실이 없이 소비자 가까이까지 수송된다. 그곳에서 역화학반응에 의하여 메탄과 수증기로 변하면서 열에너지를 방출하게 된다. 이 시스템의 2차계통은 폐쇄회로이며 메탄이 재생산될 때 발생하는 열에너지는 먼저 발전용으로 사용되며 다음에 산업용 process steam을 생산하기 위하여 그리고 가정난방용 온수를 생산하기 위하여 사용된다. 이 시스템의 장점은 환경오염이 전혀 없고 제래식 다

ADAM (Methanisierung)

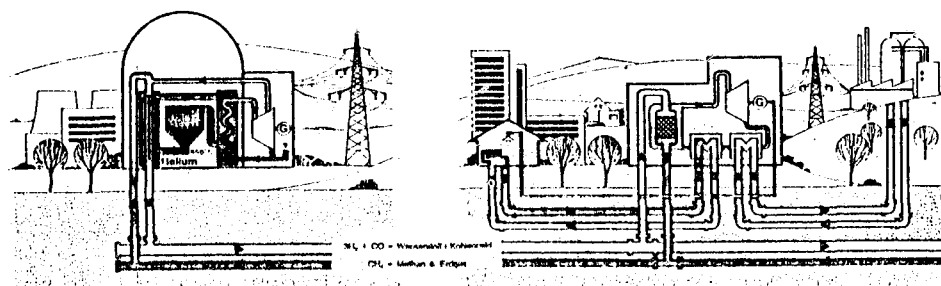


그림 4-3. 원자력 에너지의 장거리 수송



른 열수송 방법과 비교하여 열손실이 대단히 적어 열 효율이 높고 따라서 경제적이란 것이다.

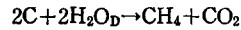
다. 핵에너지를 이용한 물의 분해 즉 수소의 생산 많은 에너지관계 전문가들은 인류의 궁극적 에너지 매개체는 수소라고 주장한다. 이 수소는 지구상에서 가장 많은 부분을 차지하고 있는 물의 구성요소로서 이 물을 여러가지 방법으로 분해함으로써 얻을 수 있다. 이와같은 수소는 2차 에너지 매체로서 경제적으로 수송이 가능하고 값싸게 저장이 가능하며 환경오염도가 없어(즉수소의 연소시 물이 생성) 여러가지 목적으로 사용할 수 있다. HTR에서 생성되는 고온의 열에너지는 물론 인공으로 분해시켜 발전용, 산업용, 가정 난방용 연료로서 또 비행기, 우주선, 자동차 및 배의 추진연료로서 사용할 수 있으며 산업용 화학연료로서 합성석유, 비료를 만드는 원료등 많은 부분에 긴요하게 사용된다. 또한 물의 분해시 생성되는 부산물 산소는 산업용 그리고 환경정화용으로 사용될 수 있다.<sup>1)</sup> 그림 4-4에는 HTR로부터 수소의 생산제통과 그의 이용도가 나타나 있다.

표 4-1에는 위에서 말한 여러가지 공정에 대한 화학 반응식이 나타나 있다.

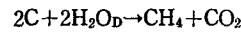
결론적으로 말하여 HTR은 전력생산면에서 다른 원자력발전기술의 alternative로서 효율면에서 우수성을 나타내주고 있고 핵연료주기면에서도 우리나라의 이용도를 5배 가까이 높여주게 된다. 한편 HTR의 높은 온도의

표 4-1. 화학 반응식

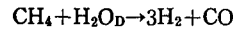
Hydrogasification of Coal	
1. $2C+4H_2 \rightarrow 2CH_4$	Hydrogasification
2. $CH_4+H_2O_D \rightarrow 3H_2+CO$	Steam Reforming
3. $CO+H_2O_D \rightarrow CO_2+H_2$	Conversion Reaction



Steam Gasification of Coal	
1. $2C+2H_2O_D \rightarrow 2CO+2H_2$	Steam Gasification
2. $CO+H_2O_D \rightarrow CO_2+H_2$	Conversion Reaction
3. $3H_2+CO \rightarrow CH_4+H_2O$	Methanation

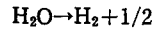


Nuclear Long Distance Energy



Water Splitting

1.  $2H_2O+SO_2 \rightarrow H_2SO_4+H_2$  Electrochemical Reaction
2.  $H_2SO_4 \rightarrow H_2O+SO_2+1/2O_2$  High Temperature Reaction



열에너지는 process heat로서 석탄으로부터 환경오염없는 제 2의 에너지 대체를 생산하여 원유나 천연가스의 대체연료로 사용할 수 있다.

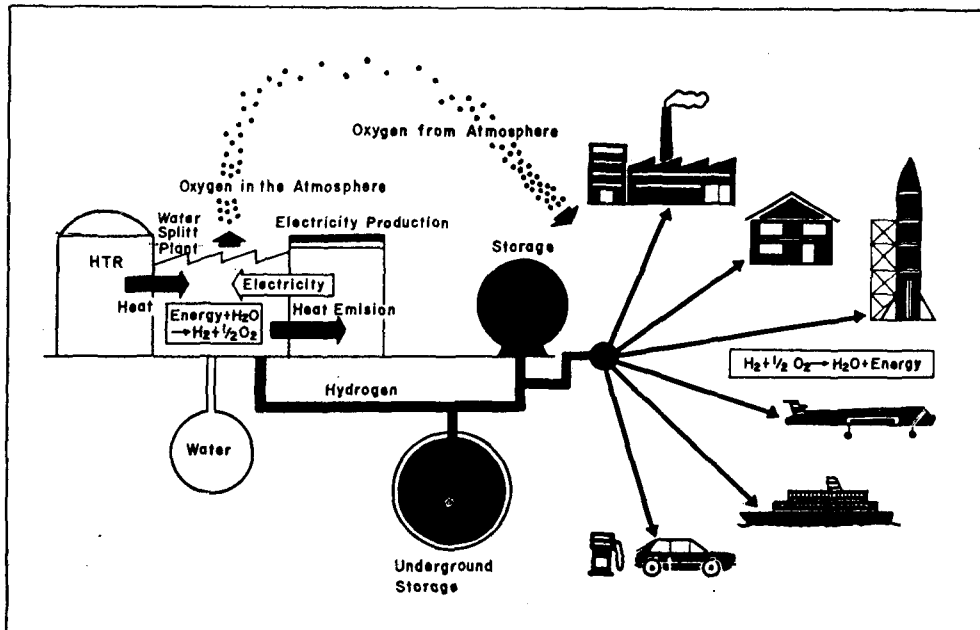


그림 4-4. 원자력을 이용한 수소생산

5. 개발현황

50년대 중반 영국에서 개발한 advanced gas-cooled reactor는 냉각제로 CO<sub>2</sub>를 사용한 원자로로서 그의 낮은 출력밀도, 상대적으로 낮은 냉각제온도 그리고 낮은 연소도 때문에 그 개발이 제한되어 왔으며 1976년 Dungeness B의 가동을 마지막으로 그 개발이 중단되었다. 미국과 서독에서는 advanced gas-cooled reactor의 문제점을 개선하여 새로운 형의 고온기체냉각로를 개발하게 되었다. 핵연료 기본단위로 coated particle이 사용되었으며 냉각제로 CO<sub>2</sub> 대신 helium gas를 사용함으로 구조물의 부식없이 냉각제의 평균출구온도를 1000°C 가까이 올릴 수 있게 되었다.

가. 실험용 pebble-bed HTR "AVR"

서독의 KFA연구소에서는 Schulten교수에 의하여 고안된 실험용 pebble-bed HTR이 1961년부터 건설이 시작되어 1966년에 완공 1967년부터 15 MW의 전력을 생산하며 정상가동에 들어갔다. 앞에서 언급했던 바와 같이 이 원자로에서는 정상가동중 핵연료의 연속적인 장전 및 인출을 통하여 비교적 높은 가동율을 얻을 수 있었다. 즉 1976년까지의 누적가동율이 78%, 최고연간가동율이 92%를 나타내고 있어 이 원자로가 상업로가 아닌 실험로라는 사실을 감안할 때 장차상업로로서의 높은 가동율을 기대할 수 있게 되었다. 이와 같이 이 실험로가 전력생산에 성공함으로써 pebble-bed HTR이 발전로로서 그 안전성 및 신뢰성을 입증하게 되었다. 이밖에도 지금까지 이 원자로에서는 정상가동시 원자로 모든 부품의 기능을 점검하였으며 각종 핵연료공의 금속자료에 대한 실험을 수행하였다. 1974년에는 냉각제의 출구온도를 850°C에서 950°C로 올려 가동하는데 성공했고 이와같은 수년간의 성공적인 운전결과 pebble-bed HTR 고온의 열이 전력생산뿐만 아니라 process heat로도 사용할 수 있음을 입증하게 되었다. 핵연료계통으로 처음(U, Th)C를 사용했으나 핵연료계통의 다변화를 위하여 (U, Th)O<sub>2</sub> 및 저농축 UO<sub>2</sub>연료를 장전 시험하게 되었고 그 결과 금속재료면에서 전혀 문제점이 없이 사용 가능성이 확인되었다.

AVR의 운전중 방사선량은 1.3 Ci/MW로 대단히 낮은 상태에 있으며 1년동안 기체상태의 핵분열 생성물질(Xe, Kr)로 방출되는 방사선량은 20Ci로 이 양은 가장 방사선량이 높은 장소에서도 자연방사선량의 1/100,000에 불과한 양이다. 한편 지금까지 이 원자로에서 인출된 연료의 분석실험결과 최대연소도는 180,000MWd/MTU에 이르러 대단히 높은 연소도를 보였

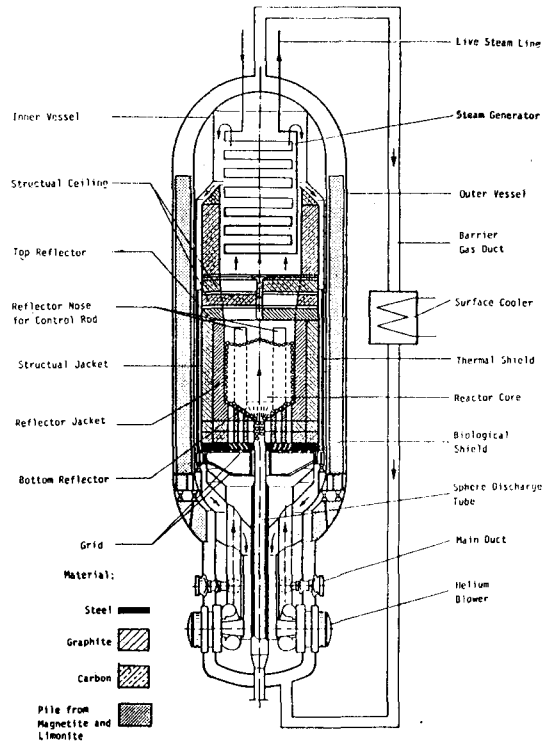


그림 5-1. AVR 단면도

다. 그림 5-1에는 AVR원자로의 단면도가 나타나 있다. 노심에는 약 100,000개의 연료공이 장전되어 있으며 냉각제 helium gas는 노심의 아래로부터 뒷방향으로 흐르고 있어 노심의 윗부분, 압력용기내에 증기발생기가 위치하고 있으며 네개의 제어봉은 노심 아래

표 5-1. AVR의 주요자료

전기출력	15MW
열출력	45MW
평균출력 밀도	2~5 MW/m <sup>3</sup>
노심직경	3m
노심높이	2.47m
노심에장전된 핵연료공 수	98,000개
헬륨 압력	10.9bar
헬륨 입구온도	275°C
헬륨 출구온도	950°C
제어봉 수	4
연료공직경	6cm
핵연료	(U,Th)O <sub>2</sub> 및 (U, Th)C
농축도	93%
우라늄양	1g/연료공
토리움양	5~9g/연료공

부분에서 윗쪽을 향하여 움직이게 되어 있다. 표 5-1에는 AVR의 주요 자료가 수록되어 있다.

나. 실증로 "THTR-300"

여러해 동안의 AVR운전경험을 통하여 pebble-bed HTR이 전력 생산을 위하여 우수한 노형이라는 것이 입증되었다. 즉 AVR의 효율과 가동율은 재래식 원자력발전소의 그것에 비하여 손색이 없었다. 1971년 건설하기 시작한 THTR-300은 지금까지 AVR에서 전력 생산을 해온 경험을 토대로한 prototyp pebble-bed HTR로 전기출력은 300 MW이다. 그동안 건설과정에서 새로운 기술의 도입과 인허가문제로 인한 설계변경 등으로 완공이 지연된바 있으나 1983년 9월 영출력 임계에 도달한 이래 정상출력으로의 가동을 위하여 각종 실험을 거쳐 현재 정상출력인 300MW의 전력을 생산하여 가동중에 있는데 1년여의 시험가동후 1986년부터는 전력회사에 의하여 본격적인 상업운전에 들어갈 예정이다. 그림 5-2에는 THTR-300원자로의 단면도가 나타나 있다. 여섯개의 증기발생기는 노심의 옆면에 설치되어 있으며 냉각제 helium gas는 AVR에서와 반대로 윗부분에서 아랫방향으로 유통되고 있고 따라서 제어봉등 각종 instrument도 온도가 낮은 노심의 윗부분에 설치되어 있다.

표 5-2에는 THTR의 기본자료가 수록되어 있다. 표에서 볼 수 있는 바와같이 냉각제 출구온도는 750°C로 process heat로 사용하기에 낮은 반면 전력생산을 위하여 알맞은 온도라 할 수 있다. 1차계통의 압력 39기압을 위하여 압력용기는 AVR에서와 달리 그림 5-2에서 보는 바와 같이 특수구조의 철근 콘크리트용기를 사용

표 5-2. THTR-300의 주요자료

전기출력	300MW
열출력	750MW
평균출력 밀도	6MW/m <sup>3</sup>
노심직경	5.6m
노심높이	6m
노심에 장전된 핵연료공 수	675,000개
헬륨 압력	39bar
헬륨 입구온도	250°C
헬륨 출구온도	750°C
제어봉수(노심)	42
(반사체)	36
연료공 직경	6cm
핵연료	93%
농축도	(U, Th)O <sub>2</sub> 93%
우라늄양	0.96g
트리튬양	10.2g

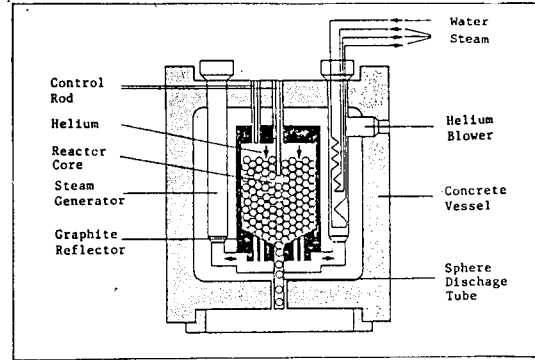


그림 5-2. THTR-300의 단면도

하고 있다.

다. Process heat를 이용하기 위한 AVR의 개조

1967년이래 앞서 말한 바와 같이 AVR원자로는 만족할만한 운전자료를 가지고 전기를 생산해 왔다. 이를 통하여 pebble-bed HTR은 전력생산용 원자로로서의 확실성이 입증되어 전력생산 전용의 prototype pebble-bedHTR "THTR-300"을 건설하기에 이르렀다. 한편 1974년이래 AVR원자로는 냉각제 평균출구온도를 950°C로 올려 가동하는데 성공하여 pebble-bed HTR의 고온의 열에너지를 process heat로 사용하는 것이 가능하다는 것을 시사하여 주었다. 전력생산이외의 pebble-bed HTR의 기능 즉 그곳에서 생산되는 열을 process

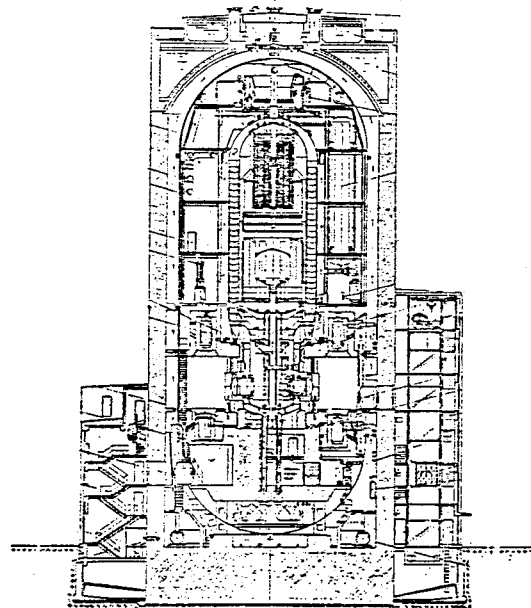


그림 5-3. 개조전의 AVR

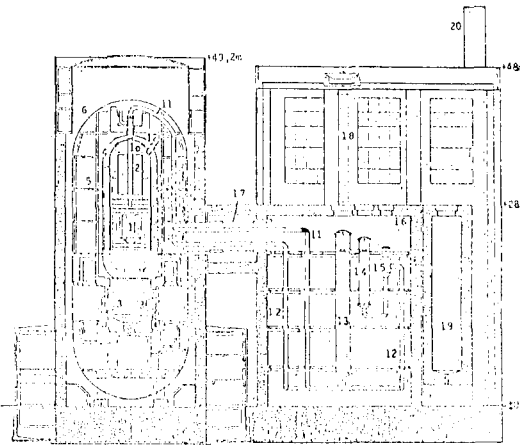


그림 5-4. Process Heat를 사용할 수 있게 개조한 AVR

heat로 사용하는 여러가지 기술 및 장치들을 시험하기 위하여 제 2의 AVR가 계획된 바 있었으나 독일내의 재정난으로 말미암아 이 계획은 취소되었고 현재 전력 생산과 각종 실험을 위하여 가동중에 있는 AVR원자로를 개조하여 앞서의 시험을 하려는 계획이 진행중이다. 그림 5-3은 개조전의 AVR원자로발전소의 단면도이다. 이 AVR원자로발전소는 그림 5-4와 같이 노심에서 950°C까지 가열된 helium가스의 반을 process heat cycle로 회전시켜 관형분열반응로에서 process gas (메탄가스+수증기)를 분리시켜주는 화학반응의 열원으로 쓰인다. 이 개조사업은 1989년말까지 계속될 것이며 개조가 끝난 AVR 원자로발전소는 1990년부터 이미 개발되어 있는 석탄기화장치 또는 메탄분리관(EVA) 및 메탄결합관(ADAM)과 연결하여 pebble-bed HTR 고온의 열에너지가 process heat로 사용될 수 있다는 것을 입증하게 될 것이다.

라. Modul 원자로발전소의 개발

지금까지 AVR원자로에서 전력생산에 성공하였고 또 THTR-300 원자로발전소의 예상되는 성공 그리고 AVR개조후의 성공적인 기능발휘를 예상하고 있는 pebble-bed HTR의 현재 개발상황은 단지 경제성에 초점을 맞추고 있다.

중성자물리학적, 열수력학적인 문제에서는 앞서 언급한 바와 같이 운전 parameter의 조정만으로 노심의 최적상태에서의 운전을 가능케 하며 노심관리면에서도 평형노심의 개념이 도입됨으로 재래식 원자로발전소보다 용이하다. 또 안전성에 관해서는 원자로계통의 압력이 비교적 낮고(10~40기압) 출력밀도가 거의 LWR의 1/10(4~6 MW/m<sup>3</sup>) 그리고 노심의 열용량이 대단

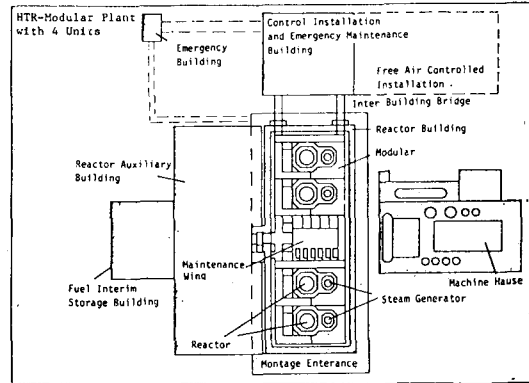


그림 5-5. Modular 원자로발전소

히 커 사고시 노심의 온도상승률이 상대적으로 낮아서 다른 어느종류의 원자로발전소보다. 안전하다고 하겠다. 현재 개발단계에서 경제성을 논하는 것이 어쨌든에서 보면 무리인것 같으나 상대적으로 큰 노심을 갖고 있는pebble-bed HTR은 구조적으로 어쩔수 없는 불리점을 갖고 있다고 보지 않을 수 없다. 이와 같이 경제적인 불리점을 해결하려는 노력은 pebble-bed HTR에 module개념을 도입하기에 이르렀다. HTR module이라하면 “소출력의 표준화된 pebble-bed HTR원자로를 연립으로 건조하여 만든 대형 원자로발전소”를 말한다.<sup>11)</sup>

이와 같이 module원자로발전소를 건설함으로써 얻어지는 효과는 ;

- ① 여러개의 소출력원자로가 전발전소의 발전량을 분담함으로써 전체원자로발전소의 가동률을 높일 수 있다.
- ② 부품을 규격화함으로써 부품별 대량생산이 가능하다.
- ③ 원자로발전소의 건설기간을 최소 3년까지 단축할 수 있다.
- ④ 전체 에너지 공급체계를 최적화하는데 알맞다.
- ⑤ 전체 발전소를 위하여 소수 보조계통 혹은 구성물이 필요하다.
- ⑥ 단일기의 인허가로 전체를 대신할 수 있어 전발전소의 인허가가 간편하다.

그림 5-5에는 네개의 module원자로를 포함하고 있는 HTR module발전소가 나타나 있다. 각 원자로는 process heat를 사용하기 위하여 높은 온도가 필요한 경우에는 열출력 170MW, 상대적으로 낮은 온도를 요하는 발전용원자로인 경우에는 열출력 200MW의 용량을 갖게 된다.

마. 새로운 fuel cycle의 도입

HTR의 개발단계에서 핵연료주기로 93% 농축우라

늄을 포함한 Th/U-cycle만이 사용되었다. 93% 농축 우라늄의 사용으로 인한 핵연료의 공급상의 어려움을 극복하고자 1981년초부터 HTR의 연료주기로 U/Pu-cycle을 생각하기 시작하였다. 이미 AVR에서 저농축(~10%) 우라늄을 포함한 핵연료공에 대한 금속재료 시험은 성공적으로 끝나 재료면에서 아무런 문제점이 없음을 입증되었다. 그후 지금까지 U/Pu-cycle의 도입으로 인한 중성자물리학적, 열수력학적, 안전공학적 영향이 연구 되었다. 그결과 저농축 우라늄을 포함한 핵연료를 사용했을 경우 지금까지의 노심과 비교하여 중성자물리학적, 열수력학적으로 우수함이 나타났으나 이 연료의 사용과 더불어 중성자 스펙트럼이 hard해져서 제어봉의 효과가 약화되었다. AVR원자로에 대한 계산에서 중간단계로 부분적으로 저농축우라늄을 포함하고 있는 혼합노심이 분석되었는데 기존의 제어봉으로 이 원자로를 제어하기 위하여는 60%이상의 저농축 우라늄의 핵연료공이 노심에 장전되지 말아야 된다는 결론을 얻었다. 이와같이 저농축우라늄을 포함한 혼합노심에 대한 실험분석은 이 원자로(AVR)가 개조되기 위하여 정지되는 1986년말까지 실제로 저농축핵연료를 장전하면서 수행됨으로써 저농축우라늄을 포함한 핵연료공이 AVR노심에 장전될 때의 영향을 다시한번 분석 검토하게 될 것이다.

### 참 고 문 헌

1. P. Borsch, W. Freier and E. Muench, "Perspek-

- tiven der Kernenergie," KFA (Dec. 1978)
2. "The High Temperatur Reactor and Process Application," The British Nuclear Energy society, London (1975)
3. "10 Jahre Stromerzeugung mit dem Kugelhaufenreaktor der AVR," KFA
4. "Energieversorgung," BBC and HRB
5. "Nuclear Engineering and Design," North-Holland, NEDEA 78(2)87-300 (Apr. 1984).
6. "Bezin-und Methanolerzeugung aus Steinkohle mittels hydrierender Kohlevergasung und Einsatz einer Hochtemperatur-Modul-Reaktoranlage," Interatom, KWU AG (Jan. 1984).
7. J.E. Kuh, "Berechnung eines Lowenriched Gleichgewichtscore fuerden AVR" (Jun. 1981)
8. J.E. Kuh, "Entwicklung eines Recheincodes zur Darstellung von Temperaturund Leistungsgeschichte des AVR-Kugelhaufenreactors" (Nov. 1981)
9. J.E. Kuh, "Erstellung eines Programmsystems zur Auslegung von HEU/LEU-Gleichgewichts-Mischcores fuer Kugel-haufenreaktoren und Anwendung auf den AVR-Reaktor," KFA (Mar. 1984)
10. "Rohstoffwirtschaft International, Kohlevergasung," Verlag Glueckauf GmbH, Essen (1979)
11. "Das HTR-Modul-Konzept," Interatom, KWU