

《해 설》

動力爐 爐心設計의 最近動向

鄭 昌 炫

서울大學校 工科大學 原子力工學科
(1972년 2월 1일 접수)

1. 머릿말

지난 10년 사이에 commercial nuclear power reactor는 그 physical size와 thermal capacity에 있어서 급속한 발전을 거듭해 왔다. 이 review에서는 특히 Pressurized water reactor (PWR)와 High temperature gas-cooled reactor(HTGR)의 설계상에 있어서의 발전을 중점적으로 고찰해 보기로 한다.

Commercial PWR이 급속한 발전을 거듭한 주된 이유는 원자로의 physics를 개량하기 위해 도입된 많은 설계상의 변화에서 찾을 수 있다. 그러나 한 가지 주의해야 할 점은 설계와 실제 사용 사이에 시간상의 간격이 있는 데서 오는 안일한 성공에 대한 오산이 따르기 쉽다는 점이다. 여러 가지 개량을 목표로 한 conceptual design의 단계와 이를 실제 동력으로 이용해서 실현하는 단계사이에는 수년간이라는 시간이 걸리므로 이러한 개량이 성공적으로 이루어 질 것이라고 단정하기가 쉽다. 그러나 이제는 지난 날의 동력으로 운전에서 얻은 경험을 토대로 해서 새로운 측정과 이론상의 여러 문제를 비교 검토하여 몇 가지 설계상의 개량을 중요한 특징으로서 확인해야 하는 시점에 도달했다.

PWR를 사용하는 Nuclear Power Plant에서 몇 가지 주목할 만한 설계상의 변화를 살펴 보면 종래에 써 오던 Steel 대신에 Zircaloy를 사용하게 되었고 부차적인 reactivity control을 위해 burnable poison이 널리 쓰이게 되고 또한 movable part length absorber를 사용해서 axial power distribution을 조절하게 된 점 등이다. 이러한 설계상의 변화는 결국 fuel investment를 줄이고 cycle life를 증가시키고 동시에 종전보다 높은 average power density에서 원자로를 운전할 수 있게 만듦으로써 overall plant economics를 호전케 한 결과를 가져 왔다.

HTGR에 대한 관심은 특히 일본이나 서독과 같이 제

철제강 공업이 발달한 나라에서 높다. 그 주된 이유는 이와 같은 공업에 필요한 고온의 thermal energy로서 HTGR에서 나오는 열량을 전기로 바꾸기 전에 직접 사용할 수 있다는 이점에 있다. 높은 온도에서 운전되는 HTGR에 필수적으로 수반되는 여러 문제 중에서 가장 어려웠던 점은 높은 performance와 완강한 강도를 가진 fuel을 제작하는 데 있었다. 1972년에 임계에 도달할 예정인 Fort St. Vrain Reactor에서는 이 문제를 coated fuel particle을 설계함으로써 해결하였는데 앞으로의 HTGR에서 보편적으로 사용될 전망이 대단히 크다.

다음 절에서 PWR core design에 도입된 변화를 대략 살펴 본 다음 원자로 물리가 이와 같은 변화를 가져 오게 하는 데 주된 역할을 한 사실에 주의를 집중하기로 한다. 그 다음 절에서는 특히 Fort St. Vrain 원자로를 중심으로 해서 HTGR의 노심설계에 대해 상당히 상세하게 살펴 보기로 한다.

2. Current Practice in PWR Core Design

1960년에 임계에 도달한 Yankee-Rowe PWR demonstration plant의 출력이 392 MWt였던 것에 비해서 1971년 현재 팔린 PWR 중에는 3,400 MWt 이상인 것이 있으며 지금 제안 단계에 있는 PWR 중에는 4,000 MWt 이상의 것도 있을 정도로 지난 10년간의 PWR의 thermal output는 엄청나게 증가해 왔다. 이와 같이 thermal capacity가 증가하게 된 근본적인 이유는 thermal capacity가 증가함에 따라 fuel cost가 감소함과 동시에 capital cost가 감소하기 때문이다. 대표적으로 cost를 살펴 보면 약 3,400 MWt(~1,100 MWe)의 용량을 가진 nuclear power plant의 경우에 gross Kwe 당 약 250\$ 내지 300\$ 정도이며 fuel cost는 Kwh 당 약 1.6배지 1.8 mill 정도이다. 이와 같은 cost의 감소는 nuclear power plant의 overall design change와

Table 1. Core design parameters

	1960 Yankee Rowe ¹	1970 Large C-E PWR
General		
Electrical output, MW (e)	110	1,180—1,202
Thermal output, MW(t)	392	3,410—3,413
Steam generator pressure, psia	525	900—1,000
Steam (generator temperature, °F	475	532—544
Core diameter, ft	6.15	11.3
Core length, ft	7.5	12.5
Fuel assemblies		
Structural material in core	304 SS	Zircaloy
Number of assemblies in core	76	217
Number of fuel rods per assembly	305 and 306	176
Total number of fuel rods	23,180	38,192
Fuel rod pitch, in.	0.425	0.58
Fuel rods		
Fuel material	UO ₂	UO ₂
Pellet diameter	0.29 in	0.38 in
Clad material	304 SS	Zircaloy
Control components		
Control rods	Ag-In-Cd	B ₄ C
Number	24	69
Type	Cruciform	Finger
Chemical shim, for cold shutdown	Boric Acid	Boric Acid
for burnup compensation	Adopted later	Boric Acid
Burnable shim	—	Boron
Miscellaneous		
Primary coolant flow, lb/h	37.8×10 ⁶	148—156×10 ⁶
Coolant temperature, Inlet, °F	495	553—565
Vessel outlet, °F	532	611—619
Coolant velocity, average, ff/sec	14.4	16.8—18.1
Core heat transfer surface area, ft ²	15,400	55,000
Average heat flux, Btu/(h ft ²)	87,000	205,100
Maximum heat flux, Btu/(h ft ²)	450,000	549,300
Average linear heat rate of rod, kw/ft	2.25	6.9
Maximum linear heat rate of rod, kw/ft	11.6 ^a	18.5
Power peaking factors		
Rodial	b	1.55
Axial	b	1.68
Overall	5.17 ^a	2.68
Fuel loading, MTU	22.8	107.0
Burnup, average, MWd/MTU	8,200	33,000

a. Calculated for this comparison.

b. Information not available.

1. Shoupp *et al.*, The Yankee Atomic Electric Plant, *Proc. U.N. Intern. Conf. Peaceful Uses At. Energy, 2nd, Geneva, 1958*

새로운 design features 의 도입에 힘입은 바임은 물론
이다.

PWR core design 의 변화를 알아 보기 위해서 Table
1에서 1970년에 Combustion Engineering 회사에 의해

서 건설 중인 원자로의 design parameter 와 1960년에 입제에 이른 Yankee-Rowe PWR demonstration plant 의 것과 비교해 본다.

원자로의 physical size 가 증가한 것 외에 core capability 와 fuel economics 에 결정적인 영향을 준 요소들을 열거하면

(a) Fuel cladding 과 structural material 에 종전까지 stainless steel 을 써 오던 것을 Zircaloy 로 대체하게 되었고,

(b) Burnup 에 의한 reactivity 감소를 보충하기 위해 boric acid 로 된 chemical shim 을 사용하게 되었고

(c) Moderator coefficient 를 control 하기 위해서 burnable poison 을 사용하게 되었고,

(d) Cruciform-shaped control rod 대신에 finger control rods 를 사용하게 되었고,

(e) Fuel 의 평균 burnup 이 높아졌고,

(f) Core design 과 operation 절차에 많은 개량을 도입함은 물론 더 sophisticated fuel management 를 함에 따라 peaking factors 를 감소시키게 되어 그 결과 fuel rod 의 maximum linear heat rate 가 증가되고 core 의 평균 heat flux 가 증가하게 된 점 등을 들 수 있다.

미국내에서는 5년전보다 훨씬 더 까다롭고 엄격하게 safety 와 environmental affect 에 대한 요구조건이 강화되었기 때문에 특히 더 높은 performance 를 이룩하기 위한 core design 상의 문제가 계속해서 제기될 전망이다. 이와 관련해서 미국의 삼개 원자로 제작 회사인 Westinghouse, General Electric 및 Combustion Engineering 회사를 위시한, Commercial nuclear power plant 건설 회사들이 미국내에서 보다 개발도상 국에서 새로운 plant 의 주문을 받기를 원하고 또한 많은 수의 주문이 후진국으로 부터 들어 오고 있는 점은 흥미 있고 주목할 일이다.

3. Operating PWR 의 Physics

(1) Physics methods 의 Experimental Verification

Reactor physics principle 에 입각한 이론적인 prediction 이 실험적으로 입증됨에 따라 design methods 가 적절했음이 확인되었다. 그 기본적인 방법은 core 의 상세한 기하학적인 description 에 근거를 두고 있는데 이를 위해서는 neutron transport 를 diffusion theory 로써 단순화해야만 한다. 그러나 theoretical result 가 정확하기 위해서는 multigroup diffusion theory 를 이용해서 input parameters 를 적절히 선택하는 것이 가장 중요한 절차이다. Diffusion theory 로부터 얻은 결과가 neutron energy 와 core geometry 를 상세히 고려한

high order transport theory 로부터 얻은 결과와 같아야 할 뿐더러 critical facility 나 spent fuel 에서 얻은 실험 data 와 꼭 같도록 input cross section 을 조절 선택해야 한다. Macroscopic constants 를 결정하기 위해서는 computer codes 를 사용해야 하는데 이 때 fast neutron spectrum 과 thermal spectrum 의 계산을 위해서 microscopic library data 와 input number density 를 사용한다. Fuel pellet 와 cladding 및 moderator region 에 대한 energy-dependent flux disadvantage factor 를 얻기 위해서는 integral transport theory 로부터 얻은 결과에 analytical fit 를 한다. Core property 를 diffusion theory 로 계산할 때 각 fuel pin 과 absorber pin 을 single mesh rectangle 로써 나타내는 two-dimensional treatment 를 해서 구한다. 어떤 nuclear power plant 든지 일단 제안되면 Safety Analysis Report 에 반드시 어떤 방법에 의해서 core parameter 들이 결정되는 가를 상세히 기술해야 한다.

Reactor physics calculation 중에서 가장 중요한 것으로서는

(a) Moderator temperature, fuel temperature 및 chemical shim concentration 의 reactivity coefficient 를 계산하는 것과

(b) 새 core 에서의 criticality 를 계산하고 또 이를 burnup 의 함수로서 계산하는 것과

(c) Axial power distribution 과 radial power distribution 을 계산하는 것과

(d) Control rod 의 differential worth 와 integral worth 를 계산하는 것 등이다.

최근 Westinghouse 회사에 의해서 건설된 Spain 의 José Cabrera reactor 와 Switzerland 의 Beznau reactor 의 core parameters 에 대한 이론적 계산 결과를 측정치와 비교해 보기로 한다. Beznau reactor 에서는 burnable poison 과 part length control rod 를 채택하였고 두 reactors 에 Zircaloy 를 사용하였음을 지적해 둔다. Table 2에서 이 두 원자로에 대해서 critical chemical shim concentration 과 soluble boron worth coefficient 및 hot zero power condition 에서의 overall temperature coefficient 를 비교하였다.

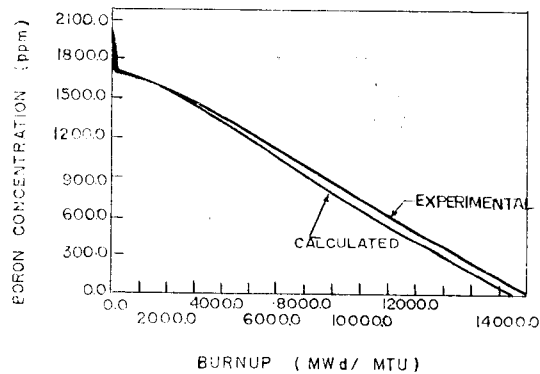
모든 PWR 계산에서 항상 나타나는 바와 같이 temperature coefficient 에 약 $0.2 \times 10^{-4}/^{\circ}\text{F}$ 의 discrepancy 가 눈에 띄지만 PWR 의 moderator temperature coefficient 계산에는 보편적으로 이 크기의 bias 가 항상 나타나므로 이를 고려하면 이론적인 계산은 대단히 정확하다고 말할 수 있다. 여기 보인 측정치는 control rod 이 하나도 삽입되지 않은 zero power 상태에서 행한 beginning-of-life test 를 통해 얻어졌으며 정상적

Table 2. Comparison of calculated and measured parameters for the José Cabrera reactor and the Beznau reactor

	José Cabrera			Beznau		
	Calc	Meas	Diff	Calc	Meas	Diff
Cold critical boron conc (ppm)	1,840	1,866	26	—	—	—
Hot zero power boron conc (ppm)	2,042	2,054	12	1,580	1,583	3
Hot boron worth (ppm/% $\Delta\rho$)	105	107	2	108	100	-8
Hot temperature reactivity coefficient ($10^{-4}/^{\circ}\text{F}$)	+0.45	+0.67	0.22	-0.29	-0.05	0.24

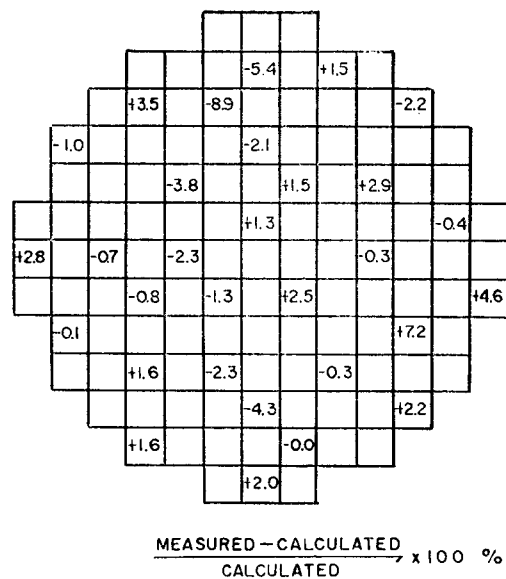
인 operation condition에서는 overall temperature coefficient는 negative이다. Moderator temperature coefficient는 core가 deplete 함에 따라 또한 chemical shim concentration이 감소함에 따라 점차 그 절대치가 증가해서 $-3.0 \times 10^{-4}/^{\circ}\text{F}$ 정도까지 된다. Fuel temperature coefficient는 power level과 burnup에 따라 $-0.1 \times 10^{-4}/^{\circ}\text{F}$ 와 $-0.2 \times 10^{-4}/^{\circ}\text{F}$ 사이에서 변한다.

Burnup에 따라 reactivity가 변화하는 것을 알기 위해서는 얼마동안 운전된 core를 사용해야 한다. Fig. 1에 보인 것은 Connecticut Yankee Reactor에서 얻은 정보인데 이것은 다른 PWR에서 볼 수 있는 것의 대표적인 예이다.

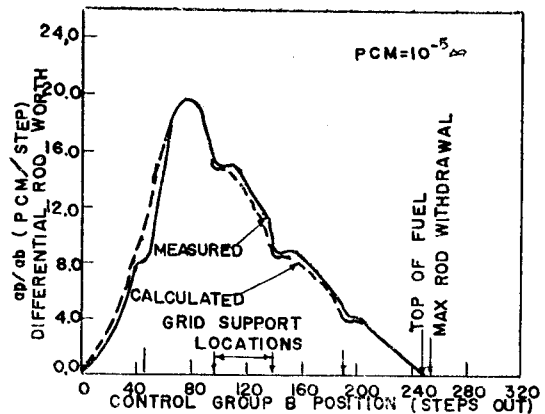
**Fig. 1. Boron concentration as a function of core burnup (Connecticut Yankee, first core)**

이 경우에는 burnup의 initial stage를 조금 넘어서 이론적 계산이 실험치보다 조금 작은 bias를 볼 수 있으며 물론 initial stage에서 boron concentration이 급격히 감소하는 현상은 equilibrium에 이르는 동안에 buildup되는 Xe^{135} 와 Sm^{149} 에 의한 것이다. 여기서 보인 bias는 boron의 약 50 ppm으로서 reactivity로서는 0.004이다.

Fig. 2에서 Beznau reactor의 경우에 대해서 instrumented assembly에서 계산된 power와 실험에서 얻은 power의 percentage difference를 보인다. 실험적으로

**Fig. 2. Percentage difference between measured and calculated power in instrumented assemblies in the Beznau reactor**

얻은 power density의 peak치는 이론적인 계산과 좋은 일치치를 보여 준다. José Cabrera Reactor에 대해서도 비슷한 비교를 보였다.

**Fig. 3. Zero power differential rod worth-Group B José Cabrera reactor, Zorita, Spain**

다음에는 이 두 reactors에 대해서 control rod worth를 계산한 것과 측정해서 얻은 결과를 비교해 본다. Total worth에서 얻은 좋은 일치율을 보이기 보다는 오차가 더 클 수 있는 differential worth를 비교하기로 한다. Fig. 3에서 Zorita reactor (José Cabrera Reactor)의 control rod에 대한 비교를 보였는데 이론적 계산과 실험치 사이의 오차는 실험오차 이내에 있을 정도로 작다. 여기서 이론치나 실험치에 뚜렷이 나타난 fuel을 support하는 grids의 영향을 주목하자. Fig. 4에서는 Beznau reactor에 쓰인 part length rod의 differential worth에 대한 비교를 보인다.

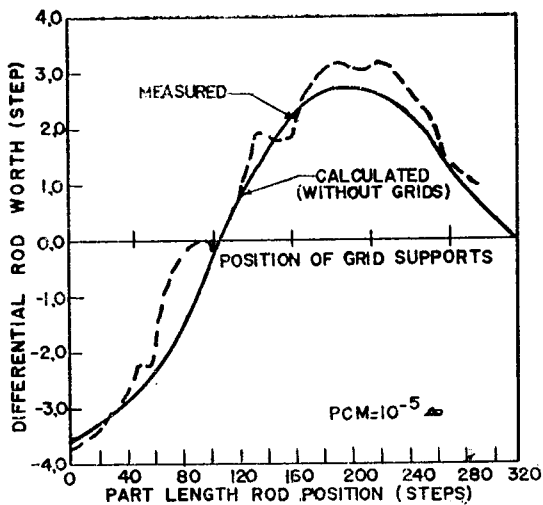


Fig. 4. Differential worth of part length rods in the Beznau reactor

지금까지 살펴 본 비교에 대해서 강조해야 할 점은 이론적 계산을 위해서 simplified model을 이용했다는 점이다. 만일 더 상세한 계산을 한다면 더 좋은 실험치와의 일치율을 얻을 수 있을은 물론이다.

(2) Core Performance

현재 대형의 PWR로부터 높은 power density를 얻을 수 있는 core의 high performance가 가능한 주된 이유는 power shaping을 위해 control procedure를 개량하였고 operator를 guide하고 core performance를 monitoring하기 위해 detection system을 개량한 데 있다.

Axial power distribution은 여러 개의 control rod이 동시에 동작되는 control bank의 worth가 큰 core에서 일어날 수 있으며 물론 그 distribution peak는 control rod의 밑 부분에서 생긴다. 또한 coolant의 inlet로부터 outlet까지 coolant density가 줄어들기 때문에 axial power shape에 변화가 생기는데 이 변화는 total core power의 변화에 좌우된다. Power level이 변하고 control rod의 위치가 변하기 때문에 non-

equilibrium xenon condition이 일어나게 되고 이로 인해 axial peak가 더 심해지게 된다.

현재의 PWR에서는 horizontal plane 내에서의 power shaping을 어떤 특정한 control procedure에 의해서 이룩하지 않고 built-in design에 의존해서 얻는다.

(a) Measurement of Axial Power Distribution Axial power shape를 조절하기 위해서는 어떤 특정한 power distribution의 acceptability를 결정해 주는 single indicator나 quantity가 필요하게 된다. 이런 목적에서 "axial offset"라 불리는 양을 정의하기로 한다. 이 양은 core의 upper half에서 발생된 power와 lower half에서 발생된 power의 차이를 total power에 대한 percentage로 나타낸 것이다. 긴 neutron detector를 사용해서 이 양을 재는데 detector의 길이는 core의 fueled portion의 전장과 같고 core axis와 평행하게 삽입된다. core의 아래 위 두 부분에서 따로 나오는 signal을 받아 그 차이에 의해서 axial offset를 측정한다.

이 axial offset는 core 내에서의 local heat flux peak와 직접적으로 관련되어 있으며 따라서 fuel을 적절히 보호하기 위한 design limit와 비교 검토되어야 한다.

Fig. 5에 표시한 것은 limiting heat flux의 locus를 axial position과 peak heat flux의 함수로서 나타낸 것이다. Design limit는 coolant enthalpy가 높은 쪽으로 감에 따라 peak heat flux의 크기는 감소해야 함을 나타낸다. 여기서 fuel rating limit가 design limit

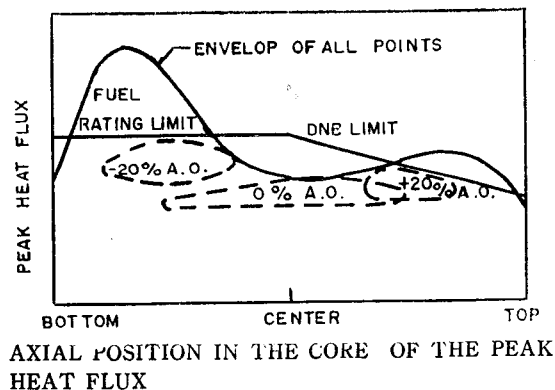


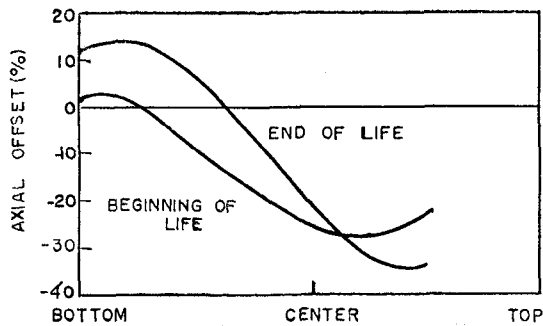
Fig. 5. Fuel design limits and envelopes of peak heat fluxes

를 표시하며 이 rating은 DNB(Departure from Nucleate Boiling)의 요구조건 때문에 core의 윗 쪽 부분으로 갈수록 감소된다고 해석할 수도 있다. 이 그림의 예에서는 axial offset가 각각 -20%, 0%, 및 20%인 power shape에 대한 peak heat flux의 envelope가 표시되어 있는데 20%와 -20% 사이에 해당하는 어떤

axial offset 를 가지고 core 를 운전해도 design limit 내에 있음을 알 수 있다.

(b) Axial Power Distribution 의 Control

Part length control rod 를 움직임으로써 axial power shape 를 조절하는 경우에 part length rod 의 위치에 따라 axial offset 에 미치는 영향을 Fig. 6에서 나타내고 있다. Beginning-of-life core 에 대해서와 burnup 이 axially 변화하는 end-of-life core 에 대해서 각각 대표적인 예를 표시한 것이다. 여기서 주목할 점은 part



POSITION OF LOWEREND OF PART LENGTH ROD BANK

Fig. 6. Typical effect on axial power distribution of moving part length control rods

length rod 를 조금 움직이는 데 비해 아주 폭 넓은 axial offset 즉 axial power shape 의 조절이 가능하다는 점이다. 특히 end-of-life core 에서 더 폭 넓은 control 이 가능함을 알 수 있다.

대개의 경우 operator 는 axial offset 를 정해진 한계 내에 유지하도록 해야 하는 의무를 가지고 있다. 이를 위해 적절한 signal 이 control board 에 display 되며 part length rod 는 manual control 에 의해 동작된다. 미리 정해진 axial offset 를 지키지 못하면 자동적으로 power 가 감소하게 되며 종국에 가서는 reactor trip 에 의해 core 를 보호해야 하는 것이 불가피하게 된다.

(c) Horizontal Plane 에서의 Power Distribution

Core design 을 optimize 하기 위해서는 horizontal plane 에서의 power distribution 을 flat 하게 해야 한다. Optimization procedure 에 의해서 결정되는 것들 중에서 중요한 것은 fuel enrichment 가 다른 fuel assembly 의 배치, burnable poison 을 배치하는 위치와 양 및 part length 와 full length control rod 의 배치 등이다. 정상적인 조건하에서는 fuel loading 이 symmetric 하고 모든 control rod 이 하나의 bank 로서 움직이기 때문에 horizontal plane 에 asymmetry 의 원인이 될 요소가 하나도 없다. 따라서 burnup 과 rod insertion 만이 variable 의 역할을 할 뿐이므로 이 점을 제외하고는 이론적으로 계산한 power shape 가 전 cycle life 를 통

해 변하지 않을 것이다.

Fig. 7에 나타낸 것은 horizontal power shape 를 flat

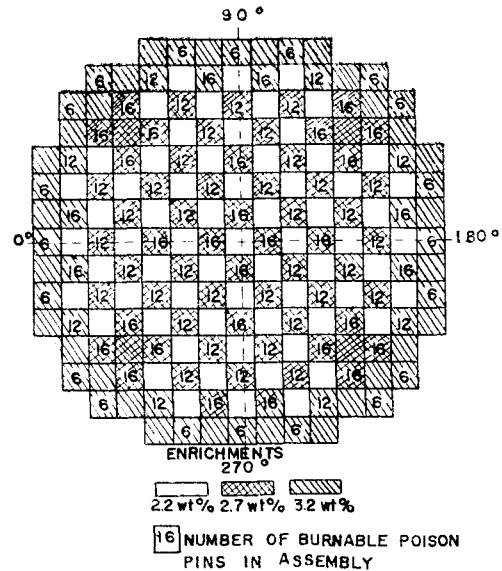


Fig. 7. Typical core loading arrangement

하도록 선택된 core loading 의 한 예이다. Fig. 8에서는 미리 정해진 peak power 에 대해서, beginning-of-life 에서 control rod 이 삽입되지 않은 plane 의 각 assembly 에 대한 average power generation 을 이론적으로 계산한 것을 보이고 있다. 이 power plane 은 octal symmetry 를 가지고 있다.

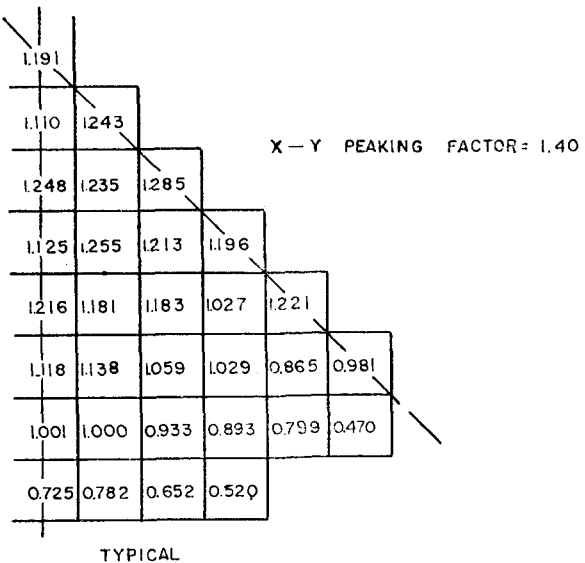


Fig. 8. Normalized assembly average powers in a horizontal plane for a typical core arrangement(unrodded)

4. Current Practice In High-Temperature Gas-Cooled Reactor Core Design

대형의 HTGR core는 밀집하게 배치된 column형의 hexagonal graphite fuel element가 기본을 이루고 있다. 이와 같은 기본 design은 Peach Bottom, 40 MWe HTGR에 사용되었던 긴 원주형 graphite-sleeve element에서 발전된 것이다. 1972년에 commercial operation이 시작될 예정인 330 MWe Fort St. Vrain Nuclear Generation Station의 core에는 hexagonal block fuel element가 기본이 되어 있어서 이 fuel element속에 coated particle이 fuel로서 들어 있다.

Fort St. Vrain (FSV) reactor에서는 fuel element column이 여러 개의 refueling region으로 나누어져 있는데 각 region은 대개 7개의 column으로 구성되어 있다. 매년마다 core의 1/6이 refuel된다. 각 region으로 흐르는 coolant는 orifice valve에 의해 조절되며 valve의 조절은 power operation중에 가능하다. Fig. 9에 FSV core의 general arrangement를 일부 보이고 있다.

FSV core는 37개의 refueling region이 각각 2개의 control rod를 가지고 있으며 6.3 w/cm^3 의 average power density로 운전될 것이다. 현재 제안 단계에 있는 대형의 HTGR에서는 8.3 w/cm^3 의 power density를

목표로 하고 있으며 four-year cycle로 refueling 할 예정이다.

Coated particle로 된 fuel rod 내에 생기는 fission product를 제어해야 하며 structural performance는 fuel particle coating이 파손되지 않고 완전한 상태에 얼마동안 있을 수 있느냐에 주로 달려 있다. Coated particle의 lifetime은 particle의 temperature, fast neutron의 fluence (조사량, 단위는 단위 면적당 fast neutron이 조사되는 개수), burnup 및 temperature gradient에 의해 좌우된다. Lifetime을 통한 coated particle의 performance를 평가하기 위해서는 HTGR의 thermal design과 performance analysis를 할 때 short-term peak temperature를 고려해야 함은 물론 이거니와 fuel lifetime을 통한 temperature history를 계산해야 한다.

또 한 가지 HTGR core design에서 특별히 고려해야 할 점은 fast-neutron의 조사에 의한 graphite element의 dimensional change이다. 이 변화는 온도와 fast fluence에 좌우되는데 core의 side reflector에 인접한 fuel element에 bowing 현상을 일으키고 fuel channel과 coolant channel 사이를 연결하는 graphite ligament 내부의 stress를 증가시킨다.

각 fuel element의 temperature history와 fast neutron fluence history를 알기 위해서는 core design

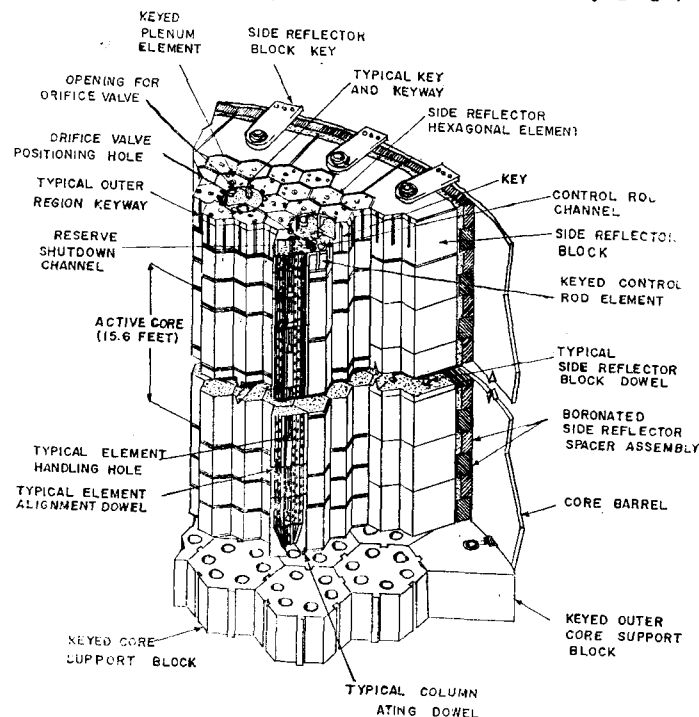


Fig. 9. Core elevation arrangement

과 performance analysis를 할 때 상세한 physics diffusion depletion 계산을 해야 한다. 이렇게 해서 얻은 이론적 결과는 irradiation test와 out-of-file experiment로부터 얻은 data와 비교 검토되어야 한다. graphite element의 stress-time analysis와 distortion analysis에도 똑 같은 방법을 적용해야 한다.

Thermal performance analysis를 할 때는 coolant flow distribution을 고려에 넣어서 다음의 여러 요소를 포함한 면밀한 검토가 있어야 한다. 즉 orifice valve의 영향, dissipative loss, orifice-induced pressure difference에 의해 block interface에서 생기는 horizontal cross flow와 heating, 그리고 interface에서 일어나는 graphite의 제적 감소와 distortion 등을 고려해야 한다.

결론적으로 말해서 HTGR의 performance를 평가할 때에는 일련의 coupled computational method를 광범히 사용해야 하며 이로 부터 안전하고 믿을 수 있는 performance를 보증하는 결과를 얻었는가를 알기 위해서는 실험적인 결과와 비교 검토해야만 한다.

5. Fort St. Vrain Nuclear Power Station의 Core Design Characteristics

Gulf General Atomic에 의해서 Philadelphia Electric Company를 위해서 미국 Colorado에 짓고 있는 FSV power station은 1971년에 construction을 완료하고 1972년초부터 commercial operation에 들어갈 예정에 있다. FSV에서는 93% enriched uranium을 initial loading시의 fissile material로서 뿐만 아니라 subsequent reload를 위한 makeup material로서 사용하는 thorium-uranium cycle에 의존할 것이다.

Basic fuel element design에 의하면 Peach Bottom에 쓰인 긴 cylindrical graphite element를 개량하여 훨씬 짧고 bulky한 hexagonal graphite block을 쓴다. 이 block에 뚫린 vertical cylindrical hole을 통해 helium coolant가 흐른다. uranium dicarbide와 thorium dicarbide로서 된 fuel particle kernel의 표면을 pyrolytic carbon과 silicon-carbide로써 coating을 해

Table 3. Summary description fort St. Vrain HTGH

Thermal power	842 MW (t)
Effective core diameter	19.5 ft.
Active core height	15.6 ft.
Number of fuel elements	1,482
Number of fuel columns	247
Reflector thickness (average)	3.9 ft.
Number of refuelling regions	37
Number of control rods	37 pairs
Fuel lifetime	6 years
Fraction of core replaced each year	1/6
Fuel cycle	Uranium/Thorium
Initial loadings	
Thorium	19,500 kg
U^{235}	870 kg
Average power density	6.3 watts/cc
Average outlet gass temperature	1,440°F(770°C)
Average inlet gas temperature	760°F(400°C)
Core pressure drop	8.4 psi
Maximum fuel temperature	2,300°F(1260°C)
Volume median fuel temperature	1,500°F(830°C)
Volume median moderator temperature	1,350°F(750°C)
maxmum fast fluence ($E > .18$ Mev)	8×10^{21} nvt
Average fast fluence ($E > .18$ Mev)	5×10^{21} nvt
Maximum burnup	200,000 MWd/tonne
Average burnup	100,000 MWd/tonne

서 fission product control 을 한다. 이 coating 은 fuel lifetime 을 통해 파손되지 않고 fission product 를 contain 할 것이라고 예상하고 있다. 이 coated particle 이 hexagonal graphite element 에 뚫린 vertical hole 에 들어 있으며 graphite web 에 의해 fuel 이 들어가는 hole 과 coolant hole 이 분리되어 있다.

FSV fuel element 는 reliability, simplicity 및 economy 의 관점에서 볼 때 basic design 목표에 합당하므로 앞으로 대형의 HTGR core design 에서 많이 사용될 것이라고 예상하고 있다. Table 3에 중요한 core characteristics 를 표시하고 있다.

(1) Core Configuration

Active core 는 대략 right circular cylinder 모양이며 equivalent diameter 는 19.5 ft 이고 vertical height 는 대략 15.6 ft 이다. Fig. 10에 core 의 plan view 가 나타나 있으며 core assembly 의 한 section 은 Fig. 9에 주어졌다. Active core 는 graphite reflector 로써 side 와 top 및 bottom 모두 둘러싸여 있고 전체 core 는 steel 로 된 core barrel 속에 들어 있는데 lateral restraint 장치와 fuel column 과 reflector column 을 지지하는 장치가 되어있다. 이 column 들은 radial key 에 의해서 core 의 top plane 과 bottom plane 에 옆으로 고정되어 있다. Top key 와 keyway 는 각 column 의 axial movement 를 허용하도록 설계되어 있는데 이는 graphite fuel element 의 thermal expansion 으로 인해서나 irradiation 에 의한 contraction 으로 인한 relative dimensional change 를 고려해서이다.

Active core 는 247개의 fuel column 으로 이루어져 있고 각 column 에는 6개의 fuel element 가 vertical 하게 들어 있다. 대표적인 fuel element assembly 가 Fig.

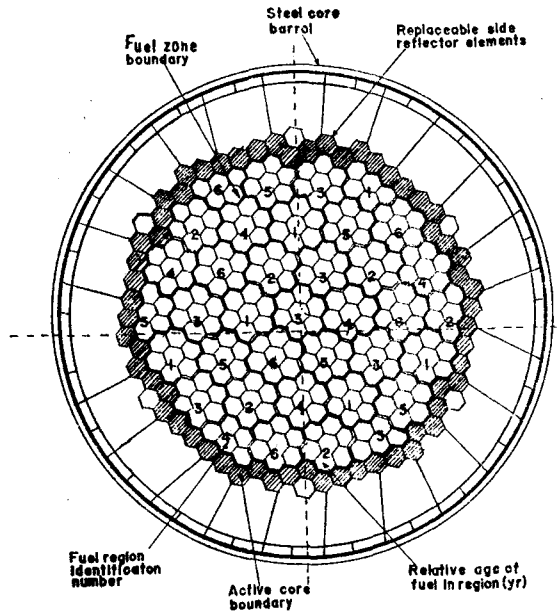


Fig. 10. Core plan for the Fort St. Vrain reactor

11에 표시되어 있다.

Fuel column 은 37개의 fuel region 으로 나누어져 있는데 각 region 은 7개의 column 을 가지고 있다. 단 core 의 가장자리에는 5개의 column 으로 된 region 이 6개 있다. Hexagonal element 의 길이는 31 in 이며 폭 은 14.2 in 이다. Reactor 가 refueling 을 위해 shutdown 되었을 때 각 column 사이의 minimum gap 은 0.04 in 이다.

각 fuel region 은 prestressed concrete pressure vessel

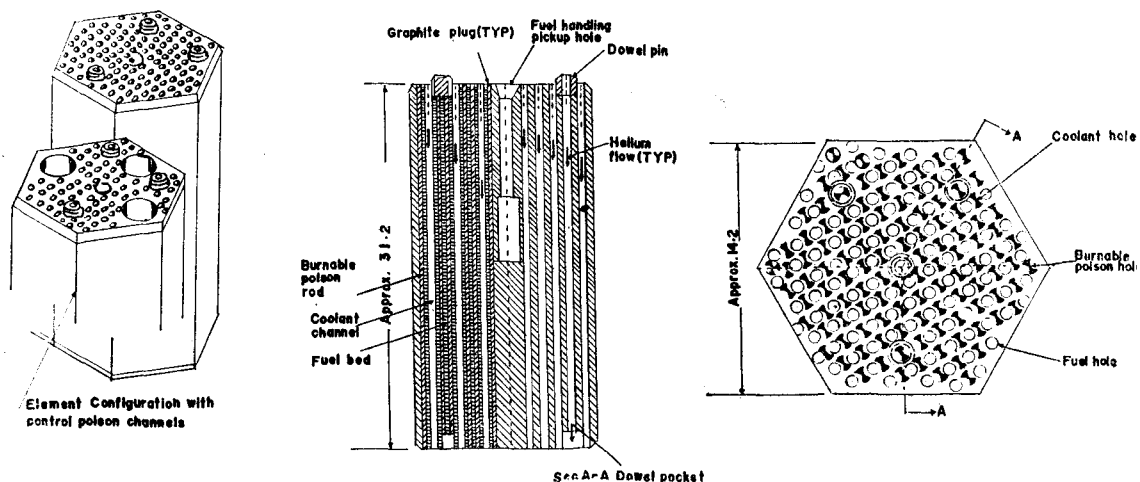


Fig. 11. Standard Fort St. Vrain fuel element assembly

에 뚫린 refueling penetration 바로 밑에 배치되어 있다. 원자료가 운전되는 동안에는 이 penetration 에 control rod drive 와 controllible orificing assembly 가 들어 있다. 각 region 의 central column에는 3개의 parallel channel 이 top reflector 로 부터 active fuel zone 까지 뚫려 있다. 두 개의 channel 에는 control rod 이 하나씩 들어 있는데 이 두 개의 control rod 은 한 unit 로서 움직인다. 세 짝 channel 은 reserve shutdown material 로서 boron carbide 를 삽입하는 데 사용한다. 각 region 의 central column 은 이를 둘러싸고 있는 6개의 column 에 비해 7.5 in 더 낮은 위치로 되어 있는데 이것은 fuel element 의 interface 에서 shear motion 이 일어날 가능성을 제거하기 위해서다. 각 fuel element 의 끝에는 세 개의 dowel 이 있어서 인접한 element 와 연결시키는데 사용되어 coolant hole 을 일렬로 맞추게 한다.

각 region 에 들어있는 7 개의 column 은 단 한 개의 hexagonal graphite support block 위에 얹혀 있다. Support block 은 uniform triangular pitch 로 배치되어 있고 uniformity 와 stability 를 유지하기 위해 key 로써 서로 연결되어 있다. Radial reflector 는 두 부분으로 되어 있다. Core 를 직접 싸고 있는 부분은 replaceable reflector element 로서 모양은 hexagonal 이고 사실상 fuel element 와 같은 크기이다. 이들은 column 으로 되어 있지만 물론 fuel hole 이나 coolant hole 은 없다. 이 reflector element 는 core 의 top 과 bottom 에 있는 reflector element 와 함께 이들과 인접된 region 이 refuel 될 때 replace 한다. Radial reflector 의 두 짝 부분은 replaceable reflector 를 둘러싸고 있으며 그 모양은 불규칙적이며 크고 영구적인 graphite block 으로 되어 있다.

Fuel 은 graphite block 속에 들어 있는데 coated fuel particle 과 coke filter 가 섞여져 있는 bed 로 되어 있다. 대표적인 element 속에는 210 개의 fuel element 와 108 개의 coolant hole 이 있다. Fuel bed 와 graphite block 의 dimensional change 가 irradiation effect 에 의해 생기므로 이로 인해 coated fuel particle 에 unusual stress 가 가해지지 않도록 bed 의 design criterion 이 정해진다. Coke filter 는 fission product strontium 을 포착하는데 도움을 주기 위해서 fuel bed 에 섞여 있다. 이와 같이 간단한 fuel element design 은 fabrication 과 assembly 를 쉽게 한다.

(2) Graphite

Fuel block 과 reflector block 에 사용되고 있는 graphite 는 grade H-327 라 불리는 conventional nuclear grade extruded needle coke graphite 이다. 이 graphite 는 extrusion axis 에 평행한 방향과 수직인 방향에 특

성이 다른 anisotropic characteristic 을 가지고 있다. Production material 의 mechanical property 는 design requirement 보다 더 좋은 성능을 가지고 있다. FSR core 에서 일어날 모든 범위의 temperature condition 과 exposure condition 에 대해서 fast neutron fluence 때문에 graphite 의 팽창과 수축 방향 모두에 contraction 이 일어날 것을 고려해야 한다. 어떤 fuel element 에 서든지 maximum shrinkage 는 대략 평행 방향(axial)으로는 3%, 그리고 수직 방향(radial)으로는 1%가 예상된다.

Block 내부의 temperature gradient 와 flux gradient 때문에 특히 core edge 부분에서는 몇 개의 block 에 bowing 현상이 일어날 수 있다. maximum bow 는 약 0.15 in 로 계산되어 있다. Fuel hole 과 coolant hole 주위의 local temperature gradient 로 인해 graphite block 내부에 local stress 가 일어날 수 있는데 이것은 irrational contraction 이 온도에 따라 좌우 되기 때문이다. 이와같은 ligament stress 는 fuel hole 근처에서는 tensile 이고 coolant hole 근처에서는 compressive 이다. 이러한 stress 는 원자료가 운전중인 때보다 shutdown 되었을 때 더 클 것인데 이것은 shutdown 때는 thermal stress component 와 contraction stress 와는 서로 첨가적으로 되기 때문이다. 그러나 계산에 의하면 peak stress 는 커 보았자 graphite material tensile strength 의 측정치의 절반에 해당 될 것이다.

(3) Coated Particles

FSV reactor 의 가장 두드러진 feature 중의 하나가 fuel element 로서 TRISO 라 불리는 coated particle 을 쓴 점이다. Fig. 12에 보인 것처럼 FSV reactor 에는 두 가지 type 의 TRISO particle 이 쓰일 것이다. 크기가 작은 fissile particle 은 thorium carbide 와 uranium carbide 의 mixture 로 되어있고 크기가 더 큰 fertile particle 에는 thorium carbide 만이 들어있다. 이 particle 들은 네 겹의 coating 으로 둘러싸여 있다. 제일 안쪽의 layer 는 구멍이 많은 pyrolytic carbon 으로 되어 있어서 fission recoil 을 흡수하고 gaseous fission product 를 holdup 할 space 를 만들어 준다. 그래서 이 layer 를 buffer layer 라고 부른다. 그다음 layer 는 밀도가 큰 isotropic pyrocarbon 으로 되어 있고 그 다음 바깥 layer 는 아주 얇은 silicon carbon 으로 되어 있다. 이 세 번째 layer 는 metallic fission product 를 좀처럼 통과시키지 않는다. 가장 바깥 layer 는 아주 단단한 isotropic pyrocarbon layer 로서 전체 coating 에 필요한 강도를 제공한다. 대표적인 dimension 이 Fig. 12에 주어져 있다.

Manufacturing experience 에 의하면

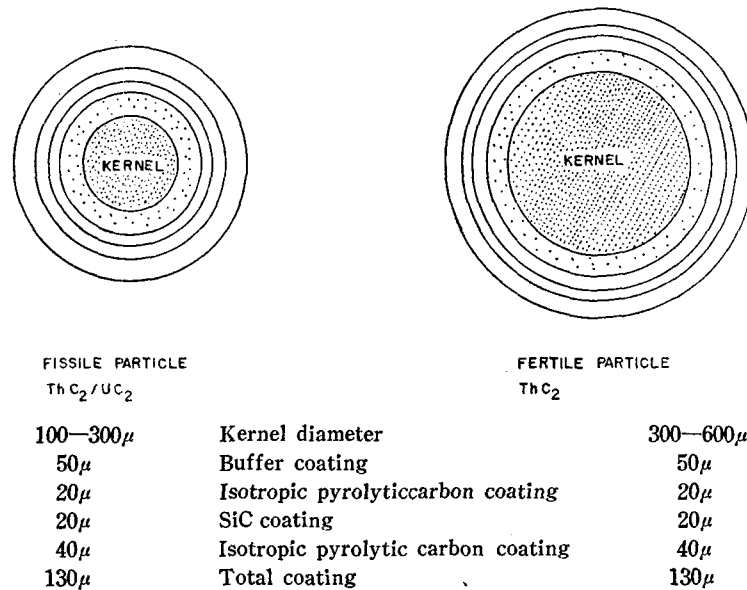


Fig. 12. Fissile and fertile TRISO coated particles

fabrication 후에 0.5%이하의 particle coating에 결함을 발견했다. 또한 irradiation test에 의하면 1%이하의 particle이 원자로 운전 중에 coating integrity를 잃게 됨을 보았다. Primary coolant cleanup system을 설계할 때 fission product activity의 criterion으로서 core 전체에서 5%의 particle failure가 일어나고 가장 오래된 fuel region에서 maximum 10%의 particle failure가 일어나도록 설계하였다.

(4) Fuel Management

Fuel cycle은 uranium 235-thorium cycle을 기본으로 하여 thorium에서 얻은 U-233에 의한 recycle도 포함된다. FSV reactor에서는 graded refueling이 채택되어 fuel lifetime은 6년이며 매년 약 1/6의 core가 replace된다. Fig. 13에 표시한 바와 같이 이 plant의 lifetime을 통해 적어도 두 개의 operation mode가 관련되어 있다. 즉

(a) Non-recycle operation에서는 core로부터 들어

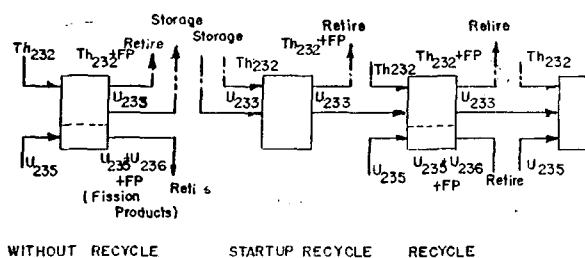


Fig. 13. General scheme for the fuel cycle to be used at Fort St. Vrain involving two modes of operation

낸 fuel은 storage에 넣어서 reprocessing과 recycle을 기다린다. Core operation은 fresh fully enriched fuel을 사용함으로써 지속된다.

(b) Recycle operation에서는 core로부터 들어낸 fuel은 reprocess되어 U-233이 충분한 makeup U-235와 함께 feedback된다.

U-235는 U-233에 비해 다음 세 가지 이유에서 fissile fuel로서 불리하다. 첫째 U-235는 U-233에 비해 absorption당 10% 적은 수의 neutron을 yield한다. 둘째 U-235 atom 당 fission rate는 U-233 atom보다 훨씬 더 온도에 sensitive하다. 마지막으로 U-235는 neutron의 radiative capture에 의해 상당한 양의 U-236으로 변환한다. 이 U-236은 반감기 짧은 neutron poison이며 원자로 내에 이것이 너무 많이 buildup되는 것을 막기 위해서 Fig. 13에 표시한 것처럼 makeup fissile material로서 사용한 U-235는 recycling시키지 않는다.

Fissile particle과 fertile particle의 크기를 다르게 한 것은 residual (spent) enriched uranium으로부터 U-233을 분리하기 쉽게 하기 위해서다. U-233이 많고 크기가 큰 fertile particle을 U-235와 U-236이 많고 크기가 작은 fissile particle로부터 분리하기가 쉽다. 큰 particle에 breed된 U-233을 reprocess하여 recycle시킬 수 있고 작은 particle은 re-enrich시키든지 retire시킬 수 있다. 6년의 residence time을 얻기 위해서 uranium과 thorium loading을 여러 가지로 하는데 보통은 C/U와 C/Th ratio를 조절함으로써 가능하다. 특정한 design loading은 다음 두 가지를 고려해서 결정한다. 즉 비교적 적은 fuel loading을 우선적으로 취하

Table 4. Typical fuel mass flows in Fort St. Vrain HTGR

Time (years)	0	1	2	3	4	5	6
Fuel loaded (kg)							
Thorium	19,500	2,360	2,360	2,360	2,360	3,000	2,360
U233	0	0	0	0	0	0	0
U235	870	170	200	220	220	230	200
Fuel discharged (kg)							
Thorium	0	3,350	3,300	3,070	2,830	3,360	2,760
U233	0	30	50	60	60	80	70
U235	0	70	50	40	30	30	20
Total Uranium	0	120	120	140	140	160	130

는 fuel cycle economy에 대한 고려와 비교적 많은 loading과 짧은 cycle time을 우선적으로 취하는 power peaking에 대한 고려를 적절히 조절함으로써 design loading을 정한다. Equilibrium cycle을 위해서 비교적 작은 thorium loading (C/Th=225)을 계획하고 있다.

(5) Approach to Equilibrium

Approach to equilibrium이란 yearly fuel requirement와 physics characteristic이 현저하게 변할 때까지의 period를 말한다. FSV의 경우는 6년에서 7년 정도이다. 여기서 사용되는 graded fuel cycle의 고유한 결점은 initial core의 어떤 부분은 equilibrium burnup이므로 타기 때문에 그 결과 fuel cycle cost에 손해가 생긴다는 점이다. 이와 같은 손해를 줄이기 위한 한 방법으로서 initial loading때 여러 fuel zone의 fissile content를 조절한다. 제일 처음에 제거되는 Zone에 uranium의 양을 최소로 넣고 그 다음번에 들어내는 zone에도 extra thorium을 넣어 C/Th=180 정도로 할 계획이다. 이와 같이 해서 처음 몇년 동안의 peak fuel temperature를 낮게 할 수 있다.

Approach to equilibrium을 위한 fuel mass flow의 대표적인 예가 Table 4에 표시되어 있다.

(6) Fuel Performance

Average fuel burnup은 100,000 MWd/tonne이고 peak burnup은 200,000 MWd/tonne에 가깝다. Fissile particle 내의 heavy metal atom은 많어도 20% 정도가 fission을 일으킬 것이고 fertile particle 내에서는 7% 이하의 metal atom이 fission을 일으킬 것이다. Maximum fast neutron fluence ($E > 0.18$ MeV)는 $8 \times 10^{21}/\text{nvt}$ 이며 평균치는 $5 \times 10^{21}/\text{nvt}$ 이다. Irradiation test를 reference fuel에 대해서 maximum fuel burnup, maximum fast flux exposure 및 peak temperature에 해당하는 조건하에서 행한 결과 통계적으로 의미있는 data를 이미 얻었다. 이 test 결과의 summary

가 Table 5에 표시되어 있는데 여기서 보는 바와 같이 TRISO coated particle의 integrity가 훌륭함이 입증되었다. Coating 내부의 stress를 시간의 함수로써 계산할 때 사용한 analytical model로부터 얻은 fuel performance 결과가 Engineering Test Reactor와 Peach Bottom Reactor에서 행한 irradiation test data와 잘 correlate됨을 알았다.

Graded fuel cycle을 사용하게 되면 fuel이 대체됨에

Table 5. TRISO irradiation tests demonstrating successful performance

Test No.	Irradiation test conditions			Results
	Temperature (°C)	(1) Burn up (%) FIMA	Fast fluence $E > 0.18$ MeV ($\times 10^{21} \text{n/cm}^2$)	
P13F	900, 1200	13	2.8	11
P13H	900, 1250	22	4.3	9
P13J	1000, 1300	17	3.8	11
P21	900, 1200	17	4.3	11
P23	900, 1250	13	2.3	18
FR-1	550, 875	22	5.3	5
FR-2	550, 12000	7	1.0	10
FR-3	600, 12000	7	1.3	10
P20	900, 1150	27	8.7	10
Total Test	Up to 1300°C	Up to 27% FIMA	Up to $8.7 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$	95 Successful tests

(1) Fissions per initial metal atom.

(2) Each sample consists of 2000-3000 coated particles, each of which is examined before and after irradiation.

따라 age가 서로 다른 fuel element가 들어있는 region이 인접하게 된다. Fig. 10에서 각 region에 표시된 숫자는 어떤 특정 시간에서 그 region에 들어있는 fuel element의 상대적인 age를 나타내고 있다. 이와같이 age가 다르므로 인접한 region의 macroscopic fission cross section이 서로 다르고 따라서 region boundary에서 power density가 불연속적이 된다. 이 effect를 age peaking이라 하는데 이 때문에 gross radial peaking factor가 약 1.4배 증가한다. 그러므로 age가 다른 region을 배치할 때 유의해야 할 점은 average value에서 상당히 다른 reactivity를 가진 region이 서로 인접함으로써 발생되는 flux distortion을 최소한으로 줄이도록 계획해야 하는 점이다.

Horizontal power distribution을 flattening시키기 위해서 uranium loading을 radially zoning할 뿐 아니라 thorium의 양을 조절하든지 zoning함으로써 burnup에 따라 power distribution을 stabilize시킨다. Fig. 10에서 보인 것과 같이 radial zone을 넷으로 한 것은 gross radial peaking factor를 1.65 이하로 만들기 위한 조치이다.

Gas-cooled reactor에서 가장 이상적인 axial power distribution은 coolant inlet로부터 outlet end까지 감소하는 exponential form이다. 이 shape의 power distribution을 얻게 되면 fuel column의 전 길이를 따라 fuel centerline의 온도가 일정하게 된다. 그러나 이와 같은 shape를 얻기 위해서는 대단히 extensive한 fuel zoning이 필요하게 되고 그 결과 unzoned core에 비해 neutron leakage가 증가하게 된다. FSV reactor에서는 두개의 axial zone을 사용할 것인데 이는 power를 inlet 쪽으로 shift 하는데 충분하며 neutron leakage를 증가시키지 않음이 밝혀졌다.

Core의 inlet end쪽에 장치한 orifice valve를 사용해서 각 fuel region에 들어가는 coolant flow를 조절한다. 각 orifice value는 reactor control room에서 동작시킬 수 있다. 이 valve에 의해 coolant flow를 조절함으로써 모든 fuel region으로 나오는 exit gas의 온도가 거의 일정하도록 한다. mean inlet gas temperature는 400°C 이며 mean exit gas temperature는 770°C 이다. 각 fuel region의 exit channel에 thermocouple assembly가 장치되어 있다.

계산에 의하면 maximum fuel temperature는 1260°C 이며 maximum graphite temperature는 1040°C 이다. Fuel temperature와 graphite temperature의 peak는 일반적으로 core의 coolant exit end 즉 core의 bottom에서 일어나며 neutron dose의 peak는 heavily loaded된 core의 top half에서 일어난다.

Core의 reactivity requirement를 살펴보면 다음과 같은 category로 나누어 진다.

(a) Operating temperature에 도달하는 동안의 reactivity loss, 즉 temperature defect는 대표적으로 약 $0.05 \Delta k/k$.

(b) Xe-135와 Sm-149와 같이 빨리 saturating되는 fission product의 high cross section을 equilibrating시키는데 소요되는 reactivity loss는 대략 0.03.

(c) Xe과 Sm을 제외한 fission product의 축적과 fuel depletion에 의한 reactivity loss는 한번의 equilibrium cycle 동안에 약 0.09.

(d) Pa-233의 buildup에 따르는 reactivity loss는 약 0.03

등이다. 이와 같은 reactivity requirement는 control rod와 burnable poison에 의해 해결한다. Burnable poison은 B₄C form의 natural boron을 사용하는데 fuel hole에 fuel particle과 함께 섞어 넣거나 graphite element 내의 독립된 hole에 넣거나 한다. Burnable poison의 reactivity worth는 equilibrium cycle의 최초에 약 0.07로서 fuel depletion과 fission product buildup에 따른 reactivity loss를 cover하기에 충분하다.

Control rod의 total work는 약 0.22인데 이것은 충분히 temperature defect, Xe과 Sm에 의한 reactivity loss, 및 Pa-233에 의한 loss를 cover한다. Extra로 남은 control rod worth는 maintenance와 safety를 위한 shutdown margin으로써 사용된다.

HTGR에서의 temperature coefficient는 fuel coefficient와 moderator coefficient로써 이루어 진다.

Transient situation에서는 fuel coefficient가 prompt reaction을 보이며 이 coefficient의 거의 전부가 thorium resonance를 broadening시키는 Doppler effect에서 온다. 운전 온도에서 fuel coefficient는 $-3 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ 와 $-4 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ 사이의 값을 갖는다. Negative이며 그 크기가 큼이 주목된다. Moderator coefficient는 graphite의 thermal capacity가 크기 때문에 transient 동안에 빨리 작용하지 못한다. Moderator coefficient의 주된 성분은 thermal utilization factor의 온도에 따른 변화에서 오는데 그 크기와 sign은 fuel management mode에 따라 plant의 전 life를 통해 변한다. U-235는 moderator coefficient에 negative contribution을 하는데 비해 U-233은 그 반대이므로 fuel management를 non-recycle에서 recycle로 바꾸고 U-235와 U-233의 상대적인 concentration을 바꿈으로써 moderator coefficient는 negative에서 positive로 바뀔 수 있다. Fuel coefficient와 moderator

coefficient의 합계는 isothermal coefficient로서 정상적인 full power operation의 어떤 condition과 온도하에서도 이 합은 적어도 약 $-2 \times 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ 는 유지 하도록 설계 하였다.

6. 맺는말

이상 Pressurized Water Reactor (PWR)와 High-Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR)의 core design에 있어서의 문제점들을 간략히 살펴 보았다. 좀 더 경제적이고 안전한 동력로를 설계하기 위해서는 nuclear designer의 computational ability가 점점 더 요구되고 있으며 이러한 요구에 의해 이 방면에 종사하고 있는 과학자와 기술자는 앞으로 끊임없는 도전을 받게 될 것이다. 여기에서 고찰한 nuclear power reactor는 thermal reactor에 국한 하였지만 이런 reactor의 설계와 운전상에서 얻은 귀한 자료와 경험은 앞으로 fast reactor나 breeder의 상업적 개발에 많은 공헌을 할 것이다.

현재 thermal reactor core design에서 standard problem으로 되어가는 문제 중의 하나를 예로 든다면 material distribution이 asymmetric할 뿐더러 thermal feedback과 hydraulic feedback effect를 고려해서 time-dependent three-dimensional neutron calculation을 해야하는 점이다. 장래의 추세로서 의심할 바 없는 것은 core에서 일어나는 여러 가지 현상을 좀더 정확하게 계산하기 위해서 nuclear design method가 점점 더 복잡해져 갈 것이라는 점이다.

Core의 physics design과 analysis는 normal operating condition에만 국한되지 않고 core의 safety analysis에서 고려되어야 하는 abnormal condition도 포함해야 한다. 이러한 경우는 equipment가 mal-

function을 한다든지 operator error에 의해 야기될 수 있는 것이다. 예를 들어 power distribution을 개선하기 위해서 operator가 사용하는 여러 가지 수단은 동시에 power distribution을 악화시키는 수단으로 사용될 수도 있다. Operating PWR에 대해서 반드시 고려해야 할 physics calculation이나 실험 중에서 몇가지 예를 든다면 Xenon에 의한 spatial power oscillation, 각각의 control rod이 제 위치에서 벗어났을 경우 등에 대처한 core protection system이 적절한 가를 알기 위한 여러 가지 test와 계산을 손꼽을 수 있다.

장래의 commercial HTGR design에서는 Fort St. Vrain (FSV) reactor에서 사용된 hexagonal graphite block과 같은 close packed array의 fuel column이 계속해서 사용될 것으로 보인다. FSV reactor에서 쓰인 fuel element는 simple 할 뿐더러 fabrication과 reprocess 과정에서 상당한 경제적 이득이 예상되므로 계속해서 이와 같은 형의 fuel element가 개발될 것이다. Particle coating에 의한 fission product control은 core design에 있어서 상당한 simplification을 가져왔고 maximum expected exposure condition에서 얻은 irradiation test data는 particle이 완강하고 reliable함을 입증하였다.

References

- 1) A. F. McFarlane, Nuclear Applications & Technology **9**, 634 (1970).
- 2) R. E. Walker and T. A. Johnston, Nuclear Engineering International **14**, 1069 (1970).
- 3) R. C. Dahlberg, R. F. Turner, and W. V. Goeddel, Nuclear Engineering International **14**, 1073 (1970).
- 4) T. Stern, International Conference on Constructive Uses of Atomic Energy, Washington, D. C. (1968).