

《해설》TRIGA Mark-II 원자로의 출력증강 및 특성실험

李 昌 健·金 炳 星
原子研究所 原子爐工學研究室

(Received March 30, 1970)

I. 머리말

1966년도를 전후해서 대학이나 연구기관에 설치하는 연구용 원자로의 출력은 대체로 10 kw 급이었으므로 한국에서도 subcritical assembly 혹은 10 kw 정도의 원자로 도입을 구상하고 있었다. 그러나 장차의 일을 고려하고 또 제 2호基가 언제 설치될지도 모르고 해서 다소 무리인줄 알면서 결정을 본 것이 100 kw 급의 TRIGA Mark-II 원자로였다.

이것이 1962년 3월 19일에 臨界(criticality)에 도달하여 가동되다가 1963년도에는 Beamport #1으로부터의 漏水로 인하여 약 4개월간 운전이 중단되었다. 그때 누수의 원인인 Bulk Shielding Tank를 aluminum liner로 교체할 것도 생각하였고 또한 기왕 원자로 운전을 중단할 바엔 차라리 출력을 2~3배 올리는 것이 어떨까 하는 구상이 싹트기 시작한 것이다. 그때는 원자로심부에 裝填하는 中性子源을 설계 제작해 본 일도 있고 또 압축공기관을 개선해 보기도 하여 원자로 설계 및 구조에 꽤 익숙하고 자신이 생겼던 때라 원자로 전체를 개조하는 출력증강도 불가능하지 않을 것이란 자신을 갖고 있었다.

원자로의 출력증강공사는 원자로의 운전정지상태를 최대한도로 줄이기 위해서 1969년 5월과 6월에 걸친 40일 간에 본격적인 일을 완성했으나 이것은 지난 7~8년 간에 쌓아 올린 연구와 경험과 계획을 총망라한 결과다.

공사비 \$38,875 중 외자분은 \$23,500.00 이고 나머지는 원화분이었다. 우리들의 경험을 살리고 외화를 절약할 양으로 제작회사에서 파견키로 된 기술자의 지휘감독을 거부한 탓으로 인한 외화 절약분은 약 \$5,000.00 이다.

출력증강공사는 원자로심부를 중심으로 한 본체의

개수와 냉각계통의 piping 과 일교환기 설치 및 냉각탑과 2차 냉각계의 개수, 제어계측계의 설계병경과 그 補正으로 대별 할 수 있고, 출력증강 후의 특성실험은 출력보정을 위시하여 임계질량, 제어봉의 反應度價, 냉각수의 온도, 출력에 따르는 초과反應度價, 원자로 주변의 방사선량 및 爐心部에서의 중성자束 측정으로 구분된다.

출력증강 후로 원자로는 예상대로 운전되고 있으며 각종실험의 촉진, 동위원소생산의 강화와 인원 훈련에 더 효과적으로 이용케 되었다.

1962. 3. 19부터 1969. 5. 6 까지 원자로가 100 kw로 운전될 당시의 운전시간은 11,855시간이고 그간의 총출력은 859,633 Kwh 인데 반하여, 250 kw로 증강된 출력으로 운전한 1969. 6. 23부터 1969. 12. 31까지의 운전시간은 불과 988시간인데도 총출력은 194,850 Kwh 가 되어 100 kw 때와 250 kw 때 間의 운전시간의 비는 12:1인데 비하여 총력의 비는 4.4:1로 호전되었다.

원자로의 출력증강으로 인한 직접적인 효과를 열거하면 다음과 같다.

1. 방사성 동위원소 생산을 위한 照射時間을 2.5분 지 1로 단축시킬 수 있게 되었음. 따라서 방사성 동위원소의 比放射能을 올리게 되며 결과적으로 R.I.의 대량생산이 가능케 됨.

2. 진단용 R.I.만을 생산하던 단계를 벗어나 치료용 R.I.의 다량생산도 가능케 되었음(예, Technetium-99m, I-131, Au-199 Colloid 등).

3. Fast neutron 에 의한 R.I. 생산이 가능케 되었음. 즉 (n, p) 반응 혹은 (n, α) 반응을 이용한 carrier-free 의 R.I. 생산 가능.

4. 식물중사 및 동물의 열중성자 조사에 의한 물연변이 연구용 시료의 조사시간을 단축시켜 단시일 내에 여러번의 실험을 반복케 할 수 있음.

5. R.I. 생산용 시료의 노심부 장전시간의 단축으로 말미암아 전에 여러 차례 있었던 Rotary Specimen Rack 내의 시료의 수분흡수에 의한 aluminum 제 용기와 구조물질의 부식을 다분히 예방할 수 있게 됨.

6. Fast neutron study 의 촉진.

7. Neutron spectroscopy 연구중 neutron flux density 가 낮아서 못하던 실험을 할 수 있게 되었고 또한 전에 하던 실험도 더 짧은 시간 내에 더 정확히 그리고 더 많이 수행하게 되었음.

8. Inelastic scattering 실험도 가능케 되었음.

9. Neutron-captuer- γ -ray spectroscopy 연구의 개선.

10. Neutron bombardment 에 의한 금속의 damage 연구촉진. 즉 중성자속이 올라 감으로 조사시간이 짧아지고 또한 recovery 의 여유를 감소시킴.

11. 우리 손만으로 원자로 부대시설의 설계, 개량 및 설치공사를 함으로써 소규모나마 지금 건설중에 있는 TRIGA Mark-III 원자로의 설치와 앞으로 도입될 동력으로 건설을 위한 경험을 쌓았으며 장기계획에 들어 있는 국산원자로 제작의 토대를 마련하였음.

12. 우리 손으로 설계·제작한 Sb-Be 중성자원의 neutron yield 를 증가시키게 되어 장기간 원자로 가동을 중단하더라도 중성자원의 악화로 인한 난점을 해소하였음.

II. 출력증강

TRIGA Mark-II 원자로의 출력증강공사

출력증강 공사를 자체 중심으로 대별하면 내자분과 외자분으로 나눌 수 있다. 내자분 중에서는 2차 냉각계와 냉각탑이 가장 큰 몫을 차지하므로 이를 위한 준비의 일환으로 원자로 본체공사 보다 1년 전인 1968년도에는 이의 설계와 제작 및 설치의 완성을 보았다. 그러나 외자분은 도입의 지연으로 공사가 중단되다가 69. 5월 초에 필요자재가 구입되어 이로부터 약 40일간 주야작업을 강행한 보람이 있어 완공을 보게 되었다.

본 공사의 작업단계를 대별하면 다음과 같다.

- 1) 원자로 본체의 개수
- 2) 1·2차 냉각계 piping 및 열교환기 설치
- 3) 냉각탑 및 2차 냉각계 개수
- 4) 제어계측제 일부 설계변경 및 그 보정.

1) 원자로 본체의 개수

(1) Ion chamber mounting ring

원자로심부 들레에 설치되어 있는 ion chamber와 fission chamber 는 노심부 외의 거리에 따라 sensitivity 가 다르다. 따라서 control console 의 계측제를 약간 개수만 하여 그대로 사용하려면 각각의 mounting ring 위치를 옮길 필요가 있다. 그래서 100 kw 용 ion chamber mounting ring 을 들어 내고 그 자리에 새로 도입한 250kw 용을 설치하였는데 이로 인하여 fission chamber 를 비롯한 나머지 3개의 ion chamber 위치가 전보다 약 1m 위로 올라오게 되었으므로 각 chamber 의 extension pipe 를 이에 맞게 절단 설치하였다.

(2) Central channel multi-hole plate

원자로의 top bridge 에 붙어있는 100kw 용 central channel plate 에는 control rod guide hole 이 일직선으로 되어 있고 이것으로서는 250 kw 출력을 제어할 제어봉 삽입이 불충분하므로 250 kw 용으로 설계 제작된 multi-hole plate 로 교체 설치하였다. 이렇게 함으로써 제어봉의 새 위치와 match 시켰다.

(3) 제어봉의 위치변경 설치

250 kw 출력을 감당키 위하여는 이에 해당하는 충분한 reactivity 가 있어야 하고 또한 이것을 억제할만한 충분한 反應度價를 가진 제어봉을 구비하는 것이 필수조건이다. 물론 중전의 제어봉을 그대로 두고 한두개의 제어봉을 추가로 설치하는 방법도 있을 수 있겠으나 애초부터 250 kw 의 core 를 design 할때 제어봉의 위치를 3각형의 정상에 오도록 한 제작회사의 의견대로 central channel multihole plate 와 맞게 제어봉의 위치를 다음과 같이 변경하였다.

제어봉 이름	증 강 전 노심위치	증 강 후 노심위치
Regulating rod	F-16	E-13
Shim rod	D-10	C-3
Safety rod	D-1	C-11

위에서 보는바와 같이 제어봉 위치는 중전보다 한 줄씩 안으로 들어가게 되었는데, 그것은 같은 수의 제어봉으로 늘어난 反應度價를 다루기 위해선 부득이한 조치다. 이와함께 노심부에 붙은 rod guide tube 를 변경된 위치로 이동설치하고 제어봉 및 control rod drive mechanism 도 각각 옮겨 달았다 (Fig. 6 참조).

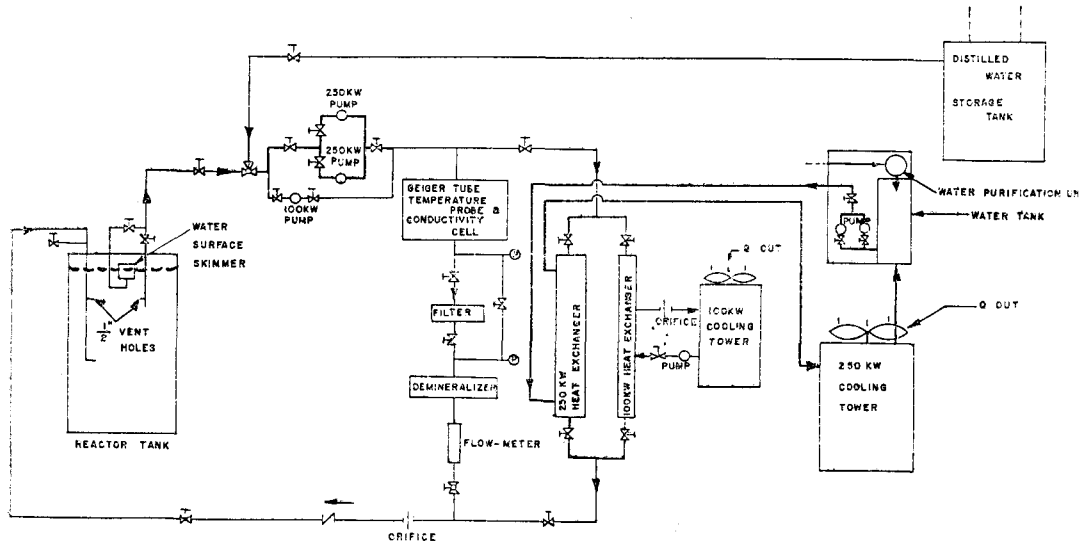


FIG. 1. FLOW DIAGRAM REACTOR TRIGA - II

2) 1·2차 냉각계 piping 및 열교환기 설치

건설비를 절약키 위하여 열교환기는 150 kw 짜리 하나를 구입하여 원자로 본체의 팔록한 허리에 달 생각도 있었으나 외관상 보기도 흉하러니와 열교환기 값이 용량에 정비례하지 않고 150 kw 용이나 250 kw 사이에 별로 큰 가격차가 없으므로 250kw 용량을 기존의 cooling pit 위에 설치하였다.

우리들의 경험은 여름철의 냉각문제가 설계대로 되지 않음을 아껴 주고 있다. 그래서 盛夏期의 동시사용을 고려하여 1차 냉각계 pipe line 을 Fig. 1 과 같이 병렬로 piping 하고 2차 냉각계 piping은 새로 건조한 250 kw 용 냉각탑 옆 motor house 내의 물 tank로부터 열교환기 까지 직접 연결하였다(Fig. 1 참조).

3) 냉각탑 및 2차 냉각계 개수

68년도 말에 건조된 냉각탑과 2차 냉각계가 거의 완공되어 실제로 시동하여 본 결과 몇 가지 결함점이 발견되어 부득이 설계를 변경, 개수하지 않을 수 없었다.

(1) 냉각탑이 설계보다 약 40 cm 낮게 건조되었기

때문에 냉각탑 위에 drift eliminator가 있어도 fan과 spray nozzle 사이의 간격(설계에선 1 m 이던 것이 실제로는 60 cm로 건조되었음)이 좁아서 많은 냉각수 손실이 있었으며,

(2) Louvre 중간까지 충전물이 내려와 있고 louvre 간격이 수평상으로 2.5 cm 나 떨어져 있어서 이 사이로 냉각수 물방울이 많이 흘러 나와 손실이 많았고,

(3) Water tank의 용적은 충분하나 냉각탑 밑면에 비에 tank 전체가 지하에 위치하여야 하는데 이 지면에서는 岩盤의 절취공사가 어렵게 되어 사용용적이 적어졌으며 또한 본탱크와 냉각탑 사이에 연결된 pipe 직경이 작아서 순환수의 input-output balance가 좋지 않았고,

(4) 냉각탑 밑면과 water tank가 concrete로 되어 있어서 냉각수가 alkali성을 띠게 되므로 열교환기의 재질이 부식하거나 scale의 沈積으로 열교환효율이 저하될 우려가 있었음.

따라서 이를 시정키위하여 다음과 같은 개수물도 모하였다.

(가) 냉각탑 증축

냉각탑은 예산부족과 자재의 규격을 제대로 맞출 수 없어 설계 보다 낮게 건조되었었는데 냉각제통의 설치공사를 계기로 하여 증전보다 1.5 m 높게 하였다.

따라서 증진물을 2단 위로 올리고 fan 과 spray nozzle 간격을 45 cm 더 넓혔으며 louvre 를 더 넓게 하여 보다 좋은 냉각효율을 도모함과 아울러 냉각수의 손실을 적게 하는데 이바지 하였다.

(2) Water tank 의 확장

냉각탑의 증축과 병행하여 motor house 내에 concrete 로 만든 물 tank 를 확장하여 예전에 2.1 m × 1.1 × 1.1 m (depth) 이던 것을 3.6 m × 1.1 m × 1.1 m 로 늘렸고, 냉각탑과 연결된 3 inch pipe 를 5 inch 로 바꾸므로써 냉각수의 순환을 빠르게 하고 보다 많은 물을 저장할 수 있도록 하였다.

(3) Flooring 설치

냉각탑의 바닥과 water tank 내부에 stainless steel liner 를 설치할 것을 고려하여 봤으나 예산관계로 목재 flooring 을 설치하여 concrete 에서 스며나오는 alkali 성분을 막도록 하였다. Heat exchanger 를 수시로 청소할 수 없는 처지에서는 1차와 2차 냉각제의 냉각수의 순도를 높게 유지하는 것이 바람직

한 일이다.

(4) 상수도 배관

그전에는 tank 에 물을 채우려면 무려 3 시간이나 걸렸다. 이를 시정키 위하여 상수도 배관을 1.5 inch 로 대체하였더니 30분이면 소요량을 채울 수 있게 되었다.

4) 제어계측계 일부 설계변경 및 보정

(1) 열출력이 2.5 배로 늘고 증성자속도 비례적으로 증가됨에 따라 계측기의 회로를 다소 설계 변경하게 되었다. 즉 제어계통에 있는 control unit #3 의 range switch 회로(Fig. 2) 중 마지막 resistor 10 ohm 짜리를 12 ohm 짜리로 바꾸고 range switch, linear & log recorder 의 power indication panel 등을 개조하였다.

(2) 원자로 출력지시계인 linear & log recorder, Keithley micro-micro ammeter 및 water monitor 등의 계기 보정.

(3) Compensated ion chamber 2 개, fission chamber 1 개 및 uncompensated ion chamber 1 개를 각각 보정하였다.

(4) 핵연료봉 온도측정용(thermocouple-fuel element) recorder 보정.

(5) Uncompensated ion chamber 의 노후화로 새로운 chamber 를 설치하고 보정하였다.

III. 특성실험

1) 임계질량 측정

(Critical mass measurement)

핵분열성 물질을 연료로 사용하는 원자로에서 핵분열이 시작되어 연쇄반응이 지속될 수 있는 최소한의 핵연료량을 임계질량이라 하는데, 지면관계로 이에 대한 이론적 배경은 생략하고 대신 원자력연구연보(1966년 제 6 권)에 게재된 논문을 소개하는 것으로 그친다.

실험방법 :

원자로심 내의 제어봉을 뽑고 핵연료가 없는 상태에서부터 핵연료봉을 1개씩 장전하기 시작하여 몇근베의 선정된 위치에서 증성자속을 측정하여 이 값의 inverse multiplication 이 1에 가까워 질 때까지 점차적으로 핵연료를 장전한다. 그리고 이 점들을 graph 상에 plot 하면서 그 변화과정을 살펴 보면 임계에 접근함을 알 수 있으며 臨界직전의 점으로부터

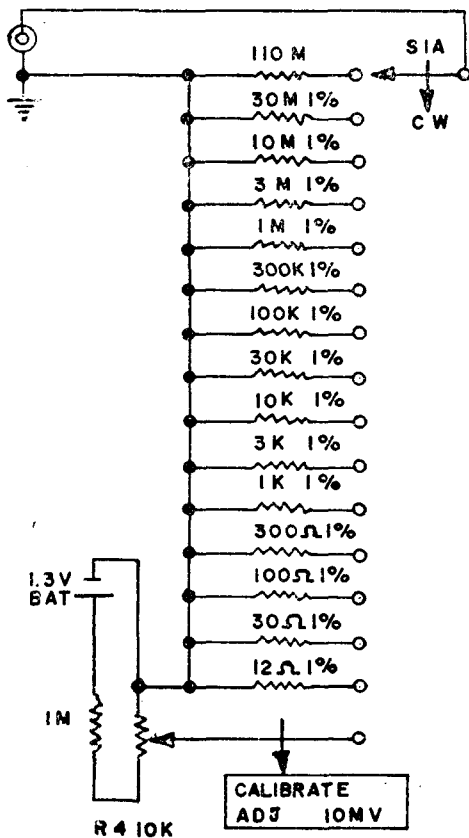


FIG. 2 RANGE SWITCH

外挿하여 x 軸과 만나는 점이 그系에서의 핵연료의 臨界質量이 된다.

실험과정 :

금번에는 과거의 예로 보아 편이상 노심부에 장전된 핵연료봉 60개중 E-ring 과 F-ring에서 9개를 fuel handling tool을 사용하여 fuel rack로 옮기고 3개의 제어봉을 모두 full up시켰을 때 원자로가 subcritical 상태로 되었다. 노심부내의 일정한 장소에 설치된 compensated ion chamber 2개와 1개의 fission chamber와 연결된 계기(linear recorder, scaler, Keithley meter)에 51개의 연료봉이 삽입된 상태에서 power, count rate, ampere를 각각 측정하고, Table 1 및 Fig. 3과 같이 연료봉을 하나씩 장전하면서 변화과정을 측정하였다. 핵연료량에 대한 증배계수의 역수를 취하여 58번째 까지 graph에 plot하고 59개의 연료봉을 삽입한 결과 super critical이 되었으므로 노심부의 중성자원(Sb-Be)을 뽑았더니 subcritical 되는 것을 보고 critical approach됨을 알 수 있었다. 다음 60번째 연료봉을 장전한 결과 임계초과상태가 되어 제어봉(shim rod)을 사용하여 출력 100 w 범위에서 임계에 도달시켰다. 따라서 graph 상에서의 임계질량은 59번째의 점에서 외삽한 선과 x 축과의 교차점이 되어 연료봉 수로는 $59 + \alpha$ 즉 60번째가 되는 셈이다.

결과 :

계산상으로 보면 원자로 가동초기의 핵연료봉 60개중에 들어 있던 U-235의 함량은 2253.88 gr였으나 그간 만 7년간의 가동으로 69. 6. 10 현재 U-235의

연소량이 모두 45.13 gr 이고, 또한 제어봉으로 보상한 35.5 cents의 반응도가를 F-ring에서의 U-235량으로 환산하면 33.18 gr가 되므로, 위의 두 값을 빼 나머지 2175.57 gr가 실제의 임계질량이 된다.

사용기기 :

1. Linear recorder-compensated ion chamber
2. Scaler-fission chamber
3. Keithley meter-compensated ion chamber
4. Fuel handling tool

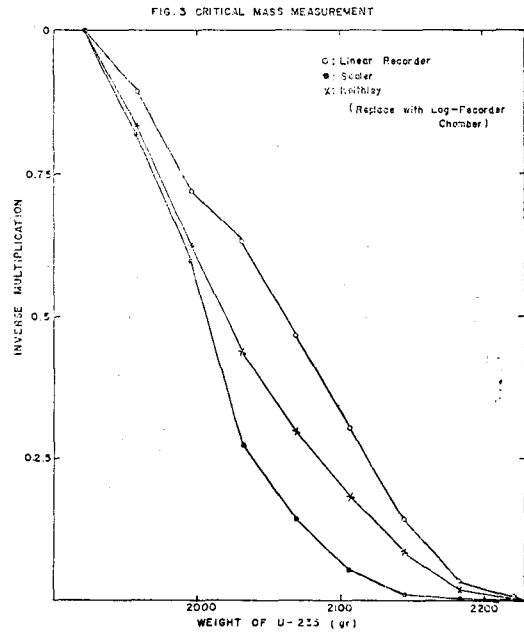


Table 1. Critical Mass Measurement

No. of fuel loaded	Fuel No.	Core Position	Grams of U-235	Total grams of U-235	Scaler (c.p.m.)	Inverse multiplication	Linear (watts)	Inverse multiplication	Keithley (amp)	Inverse multiplication
51				1,920.75	24	1	3.5×10^{-3}	1	7.5×10^{-12}	1
52	793	E-16	37.21	1,957.96	29	0.8280	3.9×10^{-3}	0.897	9.0×10^{-12}	0.8335
53	1361	E-17	37.19	1,995.15	40	0.6	4.8×10^{-3}	0.728	1.2×10^{-11}	0.6250
54	1210	E-18	37.15	2,032.30	87	0.273	5.5×10^{-3}	0.636	1.7×10^{-11}	0.4409
55	1532	E-8	36.80	2,069.10	160	0.5	7.5×10^{-3}	0.4665	2.5×10^{-11}	0.2990
56	1559	E-9	37.40	2,106.50	428	0.0561	1.15×10^{-2}	0.3042	4.0×10^{-11}	0.1875
57	1448	E-10	37.28	2,143.78	2,005	0.012	2.45×10^{-2}	0.1439	8.8×10^{-11}	0.0852
58	1445	F-27	38.37	2,182.15	14,641	0.0016	9.8×10^{-2}	0.0357	3.7×10^{-10}	0.0200
59	1411	F-28	37.25	2,219.40	110,256	0.0002	5.0×10^{-1}	0.0070	1.75×10^{-9}	0.0043
60	1428	F-4	36.27	2,255.67		Critical				

* Neutron source Sb-Be out
Po-Be

* Safety & Reg rods up

* Shim rod 672 (this is equivalent to 37.40 cents worth)

* Actual critical mass: 2,175.57 gr of U-235

2) 제어봉의 反應度價 보정
(Control rod worth calibration)

출력증강으로 인하여 노심내의 제어봉 위치가 모두 변하게 되었고 결과적으로 각각의 反應度價가 증진과 달라지게 되었다. 반응도가를 구하는 이론적 배경을 살펴보면 다음과 같다.

임계상태에서 가동중인 원자로의 반응도 ρ 와 원자로 週期 T 사이의 관계식은 아래와 같다.

$$\rho = \frac{l}{T K_{eff}} + \sum_{i=1}^m \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T}$$

여기서

l : Thermal neutron의 average life time

K_{eff} : effective multiplication factor

β_i : i 번째 delayed neutron group의 fission neutron이 전체 delayed neutron에 대한 비.

λ_i : i 번째 delayed neutron group의 precursor의 decay constant.

$$\rho \equiv \frac{K_{eff} - 1}{K_{eff}} = -\frac{\delta k}{K_{eff}}$$

$$\rho \equiv \frac{\delta k}{\beta} \text{ in dollar (\$) unit}$$

TRIGA Mark-II Reactor에서 적용한 data는 다음과 같다 (이것은 General Atomic社의 computer code에서 인용하였으므로 보통 문헌에서 보는 grouping과 다르다).

Effective delayed neutron fraction

$$(\beta) = 7.300 \times 10^{-3}$$

Prompt neutron generation time

$$= 4.3799 \times 10^{-5} \text{ sec}$$

	Decay constant	Delayed neutron fraction
group-1	0.0124000	0.0330000
group-2	0.0305000	0.2190000
group-3	0.1115000	0.1960000
group-4	0.3010000	0.3950000
group-5	1.1380000	0.1150000
group-6	3.0100000	0.0420000

실험방법 :

반응도가 측정방법에는 stable period method, rod drop method, subcritical method 등 3종류가 있어 이를 각각 시도하였으나 stable period method 외에는 별로 좋은 결과를 얻지 못하여 여기서는 이에 대한 방법만 논하고자 한다.

상기 이론에서 ρ 를 구하기 위하여 원자로를 저출

력에서 critical로 올린 후 제어봉의 위치를 상하로 변동시켜 출력이 1.5배 증가 또는 감소되는 시간을 측정하여 이 값을 가지고 General Atomic社 刊의 "Tabulation for TRIGA Inhour Equation"에서 period T를 찾아 $\delta k/\beta$ 를 구한다. 이런 과정을 반복하면 제어봉 전체에 대한 반응도가를 구하게 된다.

실험과정 :

Regulating rod calibration은 다음과 같은 절차로 진행하였다.

(1) Safety rod를 완전히 full up시키고 reg rod를 완전히 down시킨 후 shim rod를 움직여 100 w 범위에서 critical시켰다.

(2) Reg rod를 down 위치에서 약간 올려 출력이 1.5배 되는 시간을 잰다. 이때 linear recorder와 Keithley meter로 3회 정도 측정하여 평균하였으나 처음 몇 번의 측정치는 transient phenomena라 간주하여 취하지 않았다.

(3) 그 다음엔 Tabulation for TRIGA Inhour Equation에서 이 시간에 해당하는 period를 찾아서 $\delta k/\beta$ 를 구하였다 (구한 시간에 2.4663배를 곱한 것이 period다).

(4) Shim rod를 적당한 위치에 내려서 출력이 1.5배 감소하는 시간을 재고 여기서 구한 시간으로 negative period를 찾아 이에 해당하는 $\delta k/\beta$ 를 구했다.

(5) 위의 (3)과 (4)의 방법을 반복하여 reg rod가 완전히 up될 때 까지 되풀이 하여 구하였다.

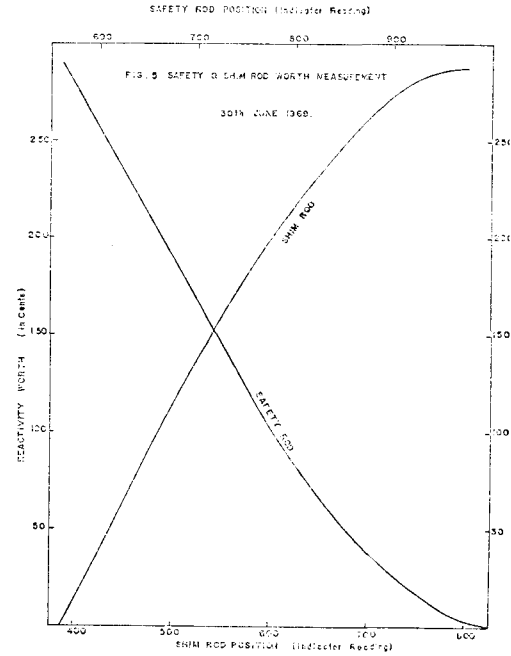
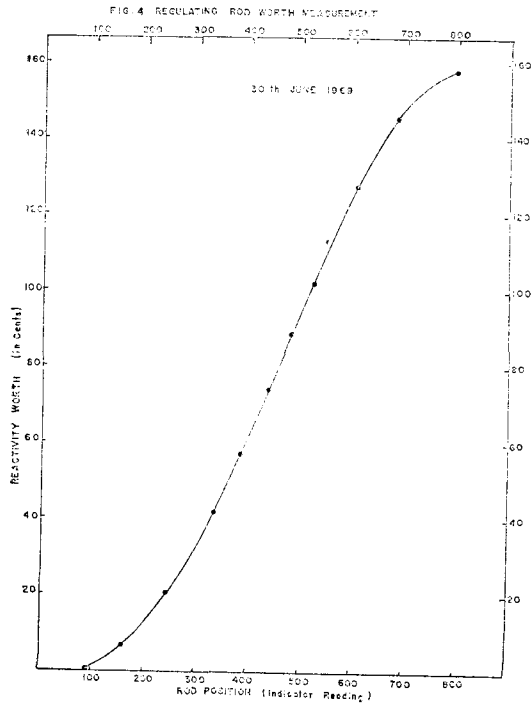
Safety rod와 shim rod의 calibration도 이와 같은 방법과 절차로 행하였으나 이 두 제어봉의 반응도가는 이 제에서의 초과 반응도가 보다 크기 때문에 제어봉의 중심부로부터 상부 혹은 하부만을 측정하였다. 그리고 나머지 부분을 측정키 위하여 rod drop method, subcritical method를 시도하였으나 모두 좋은 결과를 얻지 못하여 결국 노심부 상부와 하부의 반응도가에 대한 對稱性을 인정하여 상하부분을 그대로 연결하였다.

결과 :

출력증강 전후에 있어서의 각 제어봉의 반응도가를 비교하면 다음과 같다.

	Safety rod (\$)	Shim rod (\$)	Reg. rod (\$)
증강 전	2.95	3.00	0.6
증강 후	4.32	4.55	1.59

Regulating rod 및 safety와 shim rod의 calibration 결과는 각각 Fig. 4와 Fig. 5에 표시되어 있다.



3). 超過反應度價 측정 (Excess reactivity measurement)

원자로에 장전된 연료를 인위적으로 구분하면, 임계에 도달하는데 필요한 연료량 즉 임계질량과 이를 초과하는 연료로 兩分할 수 있다. 여기서 임계질량을 넘는 연료로 말미암은 반응도를 초과반응도라 하는데, 이는 출력증강에 의한 제어봉의 위치변경과 연료의 연소에 의한 소모, 핵분열 생성물질인 Xe-135 등의 생성, 온도 및 중성자를 흡수하는 각종 재료의 삽입과 실험 등에 기인한 중성자 증배상태의 변화에 대해 보상하는 역할을 하게 되며 또 원자로의 효율적인 제어를 위해서도 보유되어야 한다. 즉 원하는 출력을 유지키 위해서는 초임계 상태로 만들어야 하기 때문이다.

보통 경수용 원자로에서의 초과 반응도는 0~100 kw의 출력수준에서 0.5~2%, 1,000 kw 급의 pool type 원자로에서는 2~5% 정도 요구되는 것이 상례로 되어 있다. 초과 반응도가를 제어억제하는 전체 제어봉의 반응도가는 최소한 초과 반응도의 2배를 넘어야 한다는 규정이 있다.

실험방법 :

최초의 임계질량 측정시 노심부에는 60개의 핵연

료가 장전되었는데 이 때의 초과반응도는 원자로 내의 제어봉에 의하여 보상된다. 추가연료 장전에는 노심의 기하학적 배열을 고려하여 새로 도입된 연료를 Table 2와 Figure 6과 같이 배열하였고, 반응도 측정에는 제어봉의 반응도가 측정시와 같은 정주기법(stable period method)으로 하였다.

실험과정 :

핵연료의 추가 장전을 위하여 선정된 위치에서 우선 몇개의 dummy element를 뽑았다. 그 다음엔 이 새로운 연료의 삽입으로 인한 급격한 반응도가의 증가로 말미암은 가능한 위험성에 대비키 위하여 초과반응도 억제에 가장 큰 구실을 하는 제어봉(safety rod와 shim rod)을 노심부 안에 집어 넣고 연료 하나를 dummy element의 위치였던 자리에 장전한 후 정주기법(과전 생략)으로 반응도가를 구하였다. 같은 방법으로 66번째 까지의 연료봉 전체에 대하여 모든 값을 적분하였더니 초과반응도가는 \$ 2.445로 산출되었다.

결과 :

위에서 산출된 반응도가는 기대보다 적은 값이 있었으므로 이것을 증가시킬 양으로 핵연료의 기하학적 배열을 바꾸기로 하였다. 처음 생각으론 새로운 핵연료를 각 beamport 앞에 장전하므로써 beamport

에서의 neutron flux 를 최대한으로 만들 계획이었으나 neutron leakage 가 많아 기대했던 초과반응도를 얻지 못한 것이다. 그래서 neutron reflection 이 가장 많은 thermal column 근처에 위치한 F-11과 F-12 옆에 F-18에 있던 연료를 옮겨 F-10에 장전했다. 그랬더니 초과반응도가 전 보다 약 40 cents 많은 \$ 2.8871 이 되었다. 이 값은 전체 제어봉의 반응도와의 24.8%에 해당하므로 능히 억제할 수 있고 특히 하나의 값이 약 \$ 3.00 이 되는 safety 와 shim rod 중의 어느 하나 만으로도 제어할 수 있는 안전성이 보장되는 것이다. Table 2에는 100kw 와 250kw 로 출력증강된 후의 노심부내에서의 핵연료 위치고 이것을 기하학적 배열로 나타낸 것이 Fig. 6 이다.

Change of fuel positions in core

Core Position (100 kw)	Fuel No.	Grams of U-235 in Fuel	Core position (250kw)	Remark
E-13	1411	37.25	F-28	Old fuel
B- 6	1445	38.37	F-27	"
C- 3	1416	38.23	D-10	"
C-11	1465	37.97	D- 1	"
F- 8	1428	36.27	F- 4	"
F- 9	1366	36.21	F- 5	"
	5628(T.C)	38.00	B- 3	New fuel
	4964	38.00	F-19	"
	1965	38.00	F-20	"
	4966	38.00	F-12	"
	4967	38.00	F-11	"
	5532	38.00	F-10	"

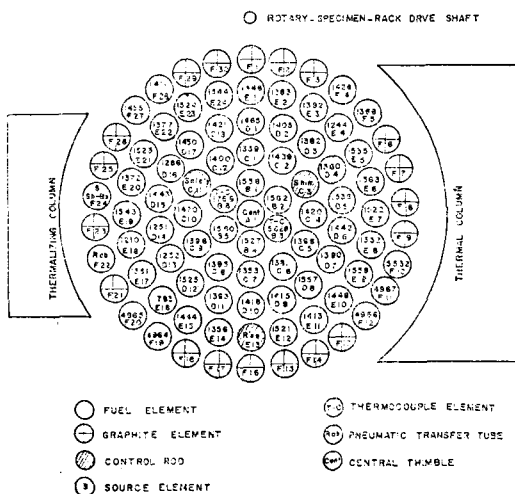


FIG. 6 CORE DIAGRAM (250 KW)

4) 출력보정(Power calibration)

원자로 출력증강에 따른 실험중 가장 정확을 기하여야 할 것이 출력보정이다. 왜냐하면 노심부내에서의 열출력과 증성자속을 올바르게 모르던 모든 실험치가 정확할 수 없기 때문이다. 원자로의 출력보정에는 열량의 직접측정법과 증성자속 측정법의 두가지가 있다. 열량의 직접측정법에서는 순환냉각계의 유입과 유출시의 냉각제 온도와 유량만 정확히 알면 계산이 간단하지만 TRIGA 원자로에서처럼 냉각수의 자연대류와 주위로 방출되는 열까지 고려해야 하는 노형에서는 그것이 그리 간단치는 않다.

실험방법 :

급변 실시한 출력보정은 1962년도 원자로 가동초기에 열량비교법(heater test)으로 얻은 data를 기본삼아 원자로를 당시 출력으로 가동하면서 냉각수의 온도가 시간경과에 따라 변화되는 상승율을 구하여 기본 data와 비교 그것이 일치할 때까지 반복하는 종래의 방법을 채택하였다. 따라서 실험방법과 그 과정도 그 때와 동일한 조건하에서 실시하였다. 실험중의 열방출을 막기 위하여 원자로 상부에 있는 tank cover 6개중 5개는 모두 닫고 하나만 열어서 냉각수를 sampling 하였다. 실내온도를 초기조건과 같이 18~23°C로 유지하기 위하여 ventilation을 조절하고 냉각수의 온도는 미리 16°C로 내려 놓아 저온도에서 부터 실험할 수 있도록 마련하였다.

실험과정 :

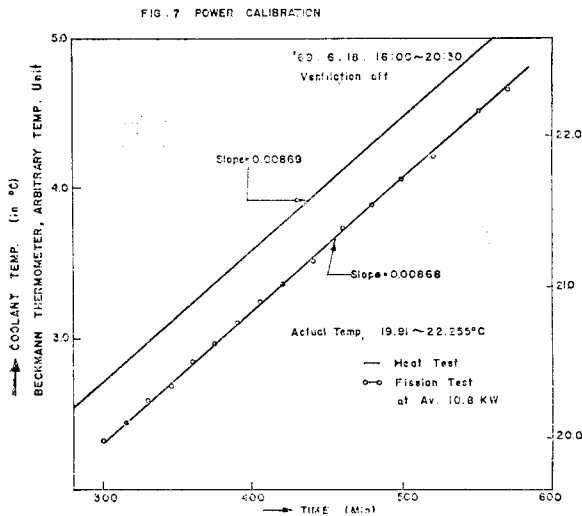
원자로 초기가동 때의 보정방법대로 원자로 출력을 10.8 kw로 유지시키면서 물탱크 표면 중심에서 plastic bucket로 일정한 시간 간격으로 냉각수를 sampling하여 계속해서 그 온도상승율을 측정하였다. 상승율이 heater test에서 얻은 기본자료와 비교해서 일치 안될 경우엔 compensated ion chamber의 위치를 상하로 조절하여 출력이 10.8 kw가 되도록 제어봉을 조정하였다. 이런 과정을 여덟 차례 반복하여 얻은 결과가 Fig. 7 이다.

계산 및 결과 :

냉각수에 일정한 열량을 계속 가하면 열방출이 없을 경우 냉각수의 온도 상승율이 시간의 함수관계로 나타난다는 사실을 근거로 계산하였다. 즉

$$T = a + b\theta \dots \dots \dots (2)$$

이때 $\begin{cases} T : \text{온도} \\ a : \text{초기온도} \\ b : \text{기울기} \\ \theta : \text{시간(min)} \end{cases}$



그리고 위에서 얻은 자료를 기초로 하여 최소자승법에 의거 a, b, T를 각각 다음과 같이 계산하였다.

$$b = \frac{\bar{\theta}_i \bar{T}_i - \bar{\theta}_i \bar{T}_i}{\bar{\theta}_i^2 - \bar{\theta}_i} = 0.00868 \text{ deg/min} \dots (2)$$

$$a = \bar{T}_i - b\bar{\theta}_i = 4.2370 \dots (3)$$

$$\therefore T = 4.2370 + 0.00868\theta \dots (4)$$

결과적으로 (2)식의 값이 1962년도의 값인 b = 0.00869와 거의 일치함을 보았다 (Fig. 7 참조).

사용 기기 :

1. Stop watch 와 wrist watch
2. Plastic bucket
3. Thermometers
 - a. Standard thermometer, 1/100°C scale
 - b. Beckmann thermometer, 1/100°C scale
 - c. Thermometer holder
4. Spare water container (made of plastic)
5. Lens.

5) 핵연료봉의 等價反應度價 측정 (Reactivity worth measurement of fuel elements in each ring)

원자로심부에 장전되어 있는 핵연료봉들의 반응도는 연료봉 내에 U-235가 균질적으로 혼합되어 있다 할지라도 노심부 내에서의 장전위치와 연료봉이 함유한 U-235의 함량에 따라 다른 값을 가지게 된다. 연료봉 내의 각 위치에서의 反應度價 측정은 불가능한 일이나 연료봉 전체중에 함유되어 있는 U-235의 양을 정확히 알면 반응도 측정은 용이하다. 그간의 원자로 가동으로 모든 연료봉은 노심부 내에서의

위치조건과 출력의 높고 낮음에 따라 여러가지 양상으로 burn-up 되었을 것 같아 이 연로를 가지고는 반응도 측정이 무의미할 것이므로 실험을 못하고 있다가 이번에 도입된 핵연료(개당의 U-235 함량 38gr)로 우선 각 ring에서의 핵연료봉 증가반응도가를 측정하였다.

실험방법 :

노심내의 선정된 위치에 U-235의 함량을 아는 핵연료봉 1개를 장전한 다음 원자로를 저출력에서 임계에 도달시킨후 그대의 제어봉 위치를 읽는다. 다음엔 연료봉을 빼내고 그 자리에 dummy element를 넣어 처음과 같은 출력수준으로 임계에 도달시키면 제어봉의 위치차로부터 증가반응도를 구하게 된다. 이와 같은 방법을 노심 전체에 걸쳐 행하던 각 위치 및 각 ring에 있어서의 핵연료의 증가 반응도를 구할 수 있다.

실험과정 :

본래는 1개의 연료봉으로 노심의 각 위치에서의 증가반응도를 구하는 것이 원칙이나 편의상 3개의 새 연료봉을 노심 3등분 선상의 위치 F₁, F₁₁, F₂₁에 각각 장전(연료봉수 66개)하고 safety rod, reg. rod는 full down시키고 shim rod만으로 100w 출력으로 critical로 만들었다. 이 때의 shim rod의 위치와, 연료봉을 빼고 그대신 dummy element를 넣은(연료봉수 63개) 상태로서 같은 출력에서 critical로 만들었을 때의 위치차로부터 구한 반응도가를 연료봉수로 제한 값, 즉 그 때의 평균치를 F-ring에서의 핵연료 1개당의 증가반응도로 산출하였다. E-ring에서도 같은 방법으로 실험하였으나 D, C, B ring에서는 3개의 연료봉을 빼내면 이에 해당하는 반응도

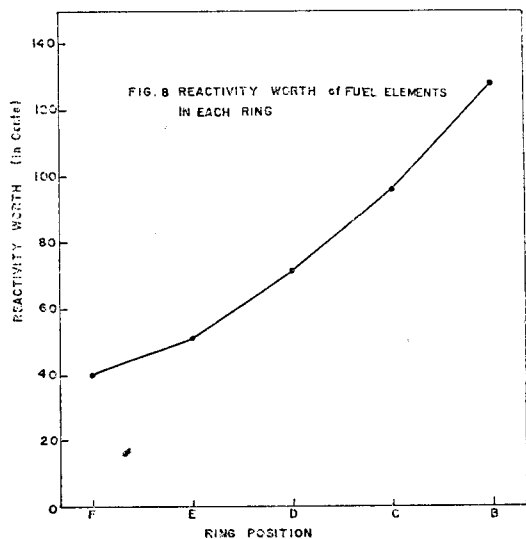


Table 3. Reactivity Worth vs. Ring

Ring position	Core position	No. of loaded fuel in core	Reactivity change per gram of U-235	Reactivity worth(ϕ)	Ratio of reactivity per ring
F	F-21, F-11, F-1	66	1.07	40.70	1
E	E-17, E-9, E-1,	66	1.35	51.16	1.257
D	D-7, D-1,	64	1.88	71.5	1.397
C	C-5, C-1	64	2.53	96.0	1.342
B	B-4, B-1	64	3.375	128.25	1.336

가 노심의 초과반응도를 넘을 우려가 있어 2개의 연료를 가지고 위에 말한 과정에 위한 실험을 하였다.

결과 :

노심내의 각 ring에서 구한 핵연료봉의 等價反應度는 Table 3과 Fig. 8과 같으며 증가반응도를 연료봉 내에 함유된 U-235 양으로 나눈 값이 gram 당의 반응도의 변화치다.

6) 냉각수의 온도측정(Measurement of coolant temperature)

출력공사를 마치고 시운전이 있은후 장시간의 가동에 따른 원자로 및 부대시설의 성능을 검토할 목적으로 24시간의 원자로 계속 가동을 시도하였다. 원자로 가동시에 막대한 영향을 미치는 것이 열처리 문제이고, 특히 출력이 2.5배 늘어났을 경우엔 더욱 그러하다. 盛夏期의 특별한 경우를 제외하고는 습구 온도가 낮아 원자로 탱크 내의 냉각수 온도를 100°F (37.8°C) 이하로 유지할 수 있겠음 설계하였으나 建造上에 어떤 잘못이 있지 않을까 해서 실험에 임하였다.

실험방법 :

원자로를 최고출력인 250 kw 로 24시간 가동하면서 시간경과에 따르는 외기온도 및 냉각수 온도를 측정하였다. 외기온도 측정을 위해서는 통풍이 잘되는 console 비상출입문 밖 옥상에 습구온도계를 매어달고 매 30분 마다 온도계를 관찰하였고, 냉각수 온도는 plastic 제 용기로 매 30분 마다 탱크표면 중심에서 sampling 하여 측정하였다.

결과 :

Fig. 9 및 Table 4에서 대략적인 경향을 보면 출력이 처음 250 kw 에 도달했을 때의 냉각수 온도는 22°C, 외기온도는 30°C였다. 외기온도는 실험이 착수된 오후 2시 30분에 30°C였던것이 점차 하강하여 15시간이 지난 다음날 새벽 4시 30분에는 16°C를 기록하였다가 점차 올라가 그날 오후 1시반에 30.2°C로서 최고에 도달하였다가 다시 내려가는 추세를 보였다. 그러나 냉각수 온도는 처음 4시간 동안(오후

Table 4.
Coolant Temperature Measurement
(at 250 kw)

69. 6. 24

Measuring Number	Time	Coolant Temp. (°C)	Air Temp (°C)
1	14 : 30	22.1	30.0
2	15 : 00	27.0	29.0
3	15 : 30	29.6	29.0
4	16 : 00	31.5	28.5
5	16 : 30	32.7	28.0
6	17 : 00	33.5	26.0
7	17 : 30	34.8	25.0
8	18 : 00	36.0	24.0
9	18 : 00	36.2	23.2
10	19 : 00	36.2	23.0
11	19 : 30	36.0	22.5
12	20 : 00	35.6	22.5
13	20 : 30	35.7	22.5
14	21 : 00	35.8	22.5
15	21 : 30	35.9	22.0
16	22 : 00	35.9	22.0
17	22 : 30	35.6	21.5
18	23 : 00	35.6	21.0
19	23 : 30	35.6	20.8
20	24 : 00	35.4	20.5
21	00 : 30	35.6	20.2
22	01 : 00	35.5	18.4
23	01 : 30	35.5	17.7
24	02 : 00	35.3	17.7
25	02 : 30	35.0	17.2
26	03 : 00	35.2	17.0
27	03 : 30	35.1	16.8
28	04 : 00	35.1	16.7
29	04 : 30	34.9	16.0
30	05 : 00	34.7	16.0
31	05 : 30	35.2	16.0
32	06 : 00	34.5	16.7
33	06 : 30	34.6	17.1
34	07 : 00	34.7	17.5

35	07:30	34.7	18.3
36	08:00	34.7	20.4
37	08:30	34.9	22.0
38	09:00	35.8	22.3
39	09:30	35.8	23.2
40	10:00	37.0	24.5
41	10:30	37.6	25.4
42	11:00	37.8	26.9
43	11:30	38.0	27.9
44	12:00	38.0	28.7
45	12:30	38.1	31.2
46	13:00	38.1	29.7
47	13:30	38.1	30.3
48	14:00	38.4	30.2
49	14:30	38.2	30.1

2시 30~6시 30분) 계속 올라가서 36.2°C에 까지 이르러 peak를 보이다가 그로부터 14시간은 2°C 범위 내에서 약간 감소 상태를 나타내며 비교적 평형상태를 유지하였다. 그 다음 3시간은 외기온도가 30°C로 올라가 냉각수 온도도 상승하여 38°C 안팎에 이르렀지만 그 온도 범위 내에서 평형을 유지하는 것으로

보아 설계치와 거의 일치함을 알 수 있었다. 냉각수의 온도를 될 수록 낮출 양으로 2차 냉각계의 수도 물 공급을 최대한으로 하였다.

한편 원자로심부에서의 초과반응도는 출력이 최초로 250 kw로 도달했을 때 \$2.32이었던 것이 24시간 계속 가동후에는 불과 2 cents만 남게 되어 연료보충 없이는 그 이상의 계속 가동이 힘들 것임을 알게 되었다.

사용기기 :

1. Thermometer
2. Stop watch and wrist watch
3. Plastic bucket
4. 확대경

7) 출력에 따른 초과 反應度價 측정 (Excess reactivity measurement vs. power level)

출력에 따라 출력지시 계기의 상호비교와 계기오차의 사전 점검을 하고 초과반응도를 구함에 있어서 과거의 운전경험을 참작해 보면 단기간 내에서는 서

FIG. 9 COOLANT TEMPERATURE MEASUREMENT
At 250 KW

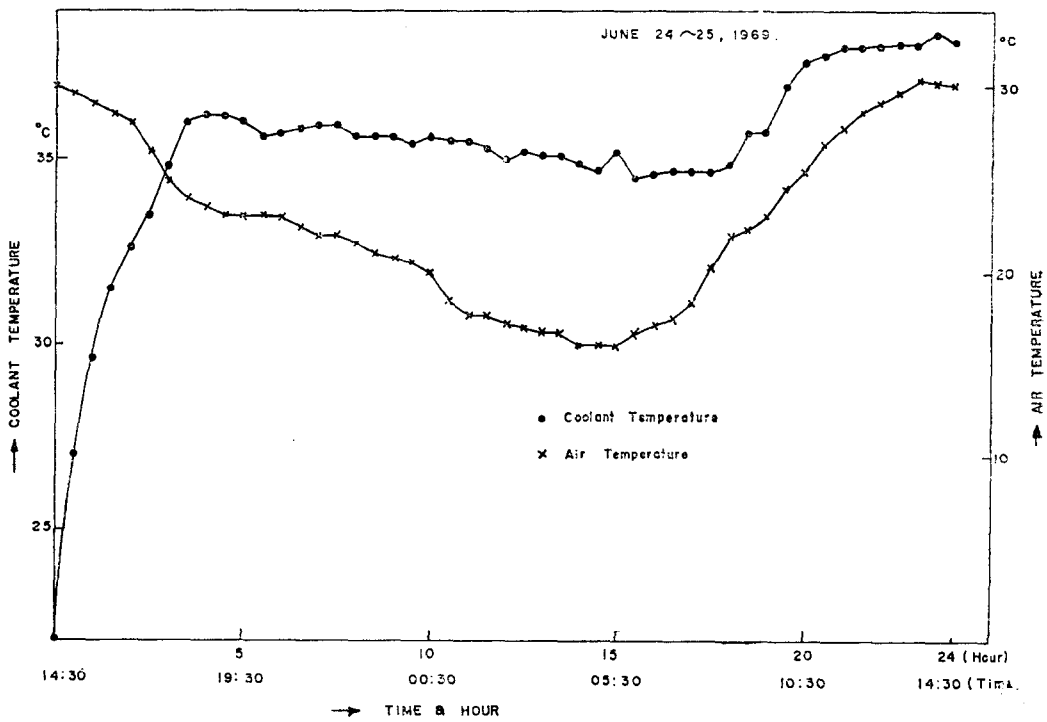


Table 5. Excess Reactivity and Keithley Reading at 1 kw, 100 kw and 250 kw

month	Excess reactivity worth (Cents)		Keithley (Amp)		Excess reactivity Worth (Cents)		Keithley current (Amp)	
	1 kw	100 kw	1 kw	100 kw	1 kw	250 kw	1 kw	250 kw
69. Jan.	131.8	55.7	6.07×10^{-6}	6.33×10^{-4}				
Feb.	130.0	53.0	6.12×10^{-6}	6.4×10^{-4}				
Mar.	131.6	56.8	6.16×10^{-6}	6.38×10^{-4}				
Apr.	126.3	50.6	6.19×10^{-6}	6.41×10^{-4}				
May.	129.5	53.1	6.2×10^{-6}	6.46×10^{-4}				
Jun.	(Upgrading work)							
Jul.					252.6	95.8	2.84×10^{-6}	7.83×10^{-4}
Aug.					256.1	103.1	2.42×10^{-6}	6.58×10^{-4}
Sep.					239.5	93.3	2.24×10^{-6}	5.98×10^{-4}
Oct.					239.4	91.0	2.23×10^{-6}	6.12×10^{-4}
Nov.					254.9	93.9	2.18×10^{-6}	5.81×10^{-4}
Dec.					210.9	82.2	2.29×10^{-6}	6.1×10^{-4}

로 다른 변동이 있기 때문에 장기간에 걸쳐 실시하였다.

실험방법과 과정 :

원자로를 일정한 저출력으로 잠시 운전하다가 최고출력 혹은 고출력으로 올렸을 때의 각각의 초과반응도를 구하고 다른 계기들과 비교 검토한다. 즉 증강전 원자로를 1 kw에서 약 10분간 운전하다가 최고출력인 100kw로 올렸을 때와 증강후 1 kw에서 250 kw에서 각각 보정된 제어봉 위치를 읽고 이 값을 가지고 rod calibration curve로부터 구한 초과반응도와 Keithley meter의 current를 읽어 원간 평균하였다.

결과 :

Table 5에서 보는 바와 같이 금년에는 증강공사로 인하여 6월분은 측정치 못했다. 증강전에는 반응도의 차이가 별로 없었으나 증강후에 변화를 나타내었는데 특히 7월과 12월에 현저한 감소현상을 보인 것은 노심 내에서의 시료조사가 많았기 때문인 것으로 해석된다. 초과반응도가 변하는 주된 원인으론 핵연료의 연소, 계절에 따르는 온도변화에 의한 負溫度係數의 영향, 조사시료의 多寡, 장기간에 걸친 가동중지 등 여러 요인이 있다. 출력증강 후 1 kw에서 250 kw까지의 reactivity loss는 대략 130 cents 내지 160 cents 정도임을 알았다.

8) 원자로 주변에서의 방사선량 측정 (Radiation level survey in the vicinity of the reactor body)

출력증강 전후에 원자로 본체의 실험시설위치 및 8개 측면중 beamport #1과 #4 사이의 벽에서 방사선량을 측정 비교하였다.

Table 6과 7은 본 연구소 보건물리실로부터 얻은 자료중에서 발췌한 측정치를 나열한 것이다.

Table 6의 내용을 살펴보면 증강 전후의 시설변동과 측정조건이 달라 약간의 차이는 있으나 대체적으로 감마선량은 2 내지 3배 증가되었으며, 열중성자 및 속중성자도 몇군데에서의 불규칙한 현상을 제외하고는 대체로 현저한 증가율을 보이고 있다. Table 7에서도 감마선량은 2~3배 증가하였으며, 속중성자가 전혀 검출되지 않던 A~F 지점 사이에서 상당한 양이 측정된 사실은 특기할만 하고, 그 밖에는 전반적으로 약 3배의 증가율을 보이고 있다.

Fig. 10에서 왼쪽 도면에 표시된 위치는 Table 6에 나타나 있는 설명위치와 같으며, 오른쪽 도면은 Table 7의 위치를 낸 것이다.

앞으로 보건물리실에서 더 자세한 자료가 나올 것으로 기대되다, 100 kw 때에 검출되지 않던 속중성자가 표면화 되었다는 사실 이외에는 대개 예측한 바와 같다고 볼 수 있다. 그래서 처음 출력증강을 구상할 당시는 원자로 본체를 두꺼운 concrete block로 둘러 쌓을 생각이었으나, 예산과 외관 및 실험장소의 협소 등을 이유로 해서 있는 그대로 두기로 했다.

Aknowlegement:

본 측정자료를 제공하여 주신 보건물리실에 감사한다.

Table 6. Radiation Level

Measuring Date: 100 kw, May 7, 69
250 kw, June 24, 69

Position	Gamma:mr/h		Thermal Neutron: (cpm)		Fast Neutron: (cpm)		Remark
	100 kw	250 kw	100 kw	250 kw	100 kw	250 kw	
A	2.5	6.5	20	100	60	200	
B	1.9	5.5	0	80	80	150	
C	10.5	5.0	3.4×10^3	0	500	10^3	{#1, 250 kw, paraffin shield
D	2.0	4.5	0	0	0	60	
E	1.5	4.0	0	0	100	140	
F	6.5	17	1.2×10^4	2×10^4	3.6×10^3	2.5×10^4	{#2, 100 kw, concrete shield 250 kw, Lead & concrete shield
G	2.5	5.5	0	0	120	250	
H	2.0	5.0	0	0	100	250	
I	2.2	3.0	160	300	260	1.2×10^4	{#3, 100 kw, paraffin shield 250 kw, Deflectometer in
J	15	20	120	200	600	10^3	"
K	1.8	4.0	200	300	3.4×10^3	10^4	"
L	$20 <$	$20 <$	1.0×10^3	800	10,000	3.6×10^4	"
M	0.2	$20 <$	0	3.5×10^4	80	1.6×10^4	{100 kw, concrete shield 250 kw, Paraffin shield Thermal column door 250 kw, concrete shield
N	2.2	6.25	50	100	800	2.6×10^3	
O	320	1.3	1.6×10^4	0	3.0×10^3	100	
P	0.2	6.0	0	0	40	100	#4,
Q	50	450	0	0	0	0	Demineralizer
R	3.5	7.5	0	0	0	100	Bulk Shielding Tank
S	5.5	10	0	0	0	150	Bulk Shielding Tank
T	18	20	0	0	40	100	Central thimble
U	0.1	0.7	0	0	0	0	

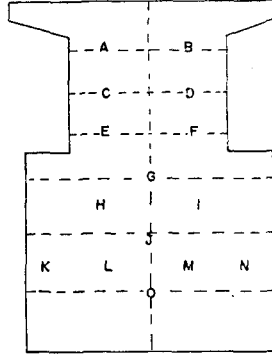
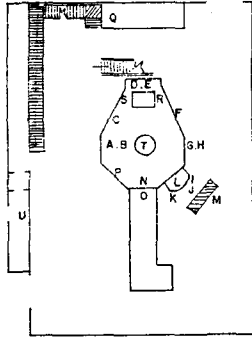
Illustration for the remarks in Table 6.

- A) 1 m high from the bottom of wall between beamports #1 and #4.
- B) 1.5 m high from the bottom of wall between beamports #1 and #4.
- C) At beamport #1 door
- D) 1 m high from the bottom of wall between #1 and #2.
- E) 1.5 m high from the bottom of wall between #1 and #2.
- F) At beamport #2 door.
- G) 1 m high from the bottom of wall between #2 and #3.
- H) 1.5 m high from the bottom of wall between #2 and #3.
- I))
- J))
- K)) Around the experimental equipment
- L)) setup at beamport #3
- M))
- N) 50 cm high from the thermal column
- O) At thermal column
- P) At beamport #4 door
- Q) At demineralizer
- R) 50 cm high from surface of B. S. T.
- S) "
- T) Upper part of central thimble
- U) At console.

Table 7. Radiation Level at AB-face

Position	Gamma mr/h		Fast Neutron (cpm)	
	100 kw	250 kw	100 kw	250 kw
A	0.45	0.7	0	60
B	0.3	0.4	0	60
C	1.0	1.2	0	0
D	0.8	1.4	0	0
E	2.0	11	0	100
F	2.0	11.5	0	100
G	0.25	2.0	100	200
H	0.55	2.3	40	200
I	0.3	0.9	100	200
J	2.2	3.5	80	200
K	1.8	3.0	100	300
L	1.3	2.5	80	200
M	1.4	2.8	20	200
N	1.7	2.0	80	100
O	2.2	5.0	40	200

FIG. 10 GAMMA RADIATION AND THERMAL AND FAST NEUTRON FLUX VARIATIONS AT THE SURFACE OF THE REACTOR SHIELDING STRUCTURE.



AB - FACE

9) 중성자속 측정 (Neutron flux measurement)

측정방법 :

원자로의 출력증강 후 노심부에서의 중성자속 분포와 고속중성자의 energy spectrum 을 측정하였다. 측정방법은 activation method 를 사용하였고 편의상 절대측정과 상대측정으로 구분하였다. 열중성자속의 절대측정에는 gold foil 을 사용하였고, 상대측정을 위해서는 Mn foil 을 이용하였다.

열중성자속 측정에서는 zero energy 로부터 Cd cut off point 까지의 energy 사이에 드는 것만에 한정하였고 이를 구하기 위하여 각 측정에 있어서 Mn 의 Cadmium ratio 를 계산하였다. 고속 중성자속의 절대측정엔 sulfur 를 사용하였고, 상대측정을 위해서는 Ni 細線을 썼다. 고속중성자속은 0.1 Mev 로부터 10 Mev 사이에서 절대측정을 통하여 얻었고, 이에 사용된 $S^{32}(n, p)P^{32}$ 반응과 상대측정의 $Ni^{58}(n, p)Co^{58}$ 의 반응으로부터 이 값을 얻기 위하여 각 측정점에서의 fast neutron 의 energy spectrum 을 구하였다. 고속중성자의 energy distribution 은 U-235 의 fission neutron energy distribution 과 흡사할 것이라는 보편적인 가정을 도입하여 계산하였으며, 그 결과치들은 위치에 따라 비교분석할 수 있었다.

계측기는 gold foil 을 제외한 모든 sample 이 β emitter 이므로 G. M. counter 를 사용하였고, gold foil 만은 $\beta\gamma$ 동시 계측기를 사용하여 측정하였다. 모든 data 의 처리와 계산은 CDC-3300 computer 로 했고, 계산된 결과치를 출력증강 전의 값과 비교하면 대체적으로 합리성을 갖고 있다.

Fig. 11 은 원자로심부 내에 삽입한 중성자 측정용 시료의 위치를 나타낸 것이고, Fig. 12 은 각 시료 holder 와 연료봉의 상세도이다.

결과 및 토의 :

절대측정에서 얻은 노심부에서의 thermal neutron flux 는 출력 250 kw 에서 $8.66 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2\text{-sec}$ 인데 이것은 출력증강 이전인 100 kw 때의 그것 ($3.6 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2\text{-sec}$) 과 비교하면 약 2.5배로서 거의 들어 맞는다는 것을 알 수 있다.

상대측정으로 얻은 각위치에서의 flux 가 Table 8에 수록되어 있고 이값을 contour 로 그린것이 Fig. 13에 나타나 있다. 이 그림을 볼 때 thermal flux 는 central thimble 에서 가장 높고 core edge 와의 중간부분이 약간 낮은데, 이것은 central thimble 양쪽에 있는 control rod 가 약간 core 속에 들어가 있어서 thermal neutron 을 흡수하기 때문이라 해석되며, 여기보다 core edge 가 더 높은 것은 reflector 에 기인하는 것으로 보인다. 이 모두 이론과 잘 일치한다는 것을 알 수 있다. core 상부에서 보다는 하부에서의 thermal flux 가 높은 것은 상부에 control rod 가 셋씩이나 삽입되어 있는 영향이 가장 지배적인 요인이 되는 것으로 보인다.

Fast neutron spectrum 은 U-235의 fission spectrum 과 비슷하다는 가정하에 β 와 μ 의 최초치를 주어서 CDC-3300 computer 를 사용하여 β 와 μ 값을 구했는데, 이 값이 처음 주어진 것보다 약간 벗어나는 것을 볼 때 fast spectrum 과 fission spectrum 간에 다소의 차이가 있다는 것을 알 수 있으므로 새로 구한 β 와 μ 의 값으로 fast flux 를 구하는데 사용하였다.

절대측정치에서 얻은 출력 250 kw 때의 core 내에서의 fast flux 는 $1.38 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{-sec}$ 으로 나왔다. 이것 역시 출력증강 전인 100 kw 때의 fast flux 와 비교할 때 약 2.5배임을 알 수 있다. 그리고 상대측정에서 core 내의 각점에서 얻은 값이 Table 9에 수록되어 있으며, 이 값들을 contour 로 그린것이 Fig. 14에 표시되어 있다.

절대측정에서 sulfur 의 effective threshold energy 인 2.9 Mev 이상의 fast flux 가 기준점에서 $5.77 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2\text{-sec}$ 이었는데 이것은 0.1 Mev 에서 10 Mev 사

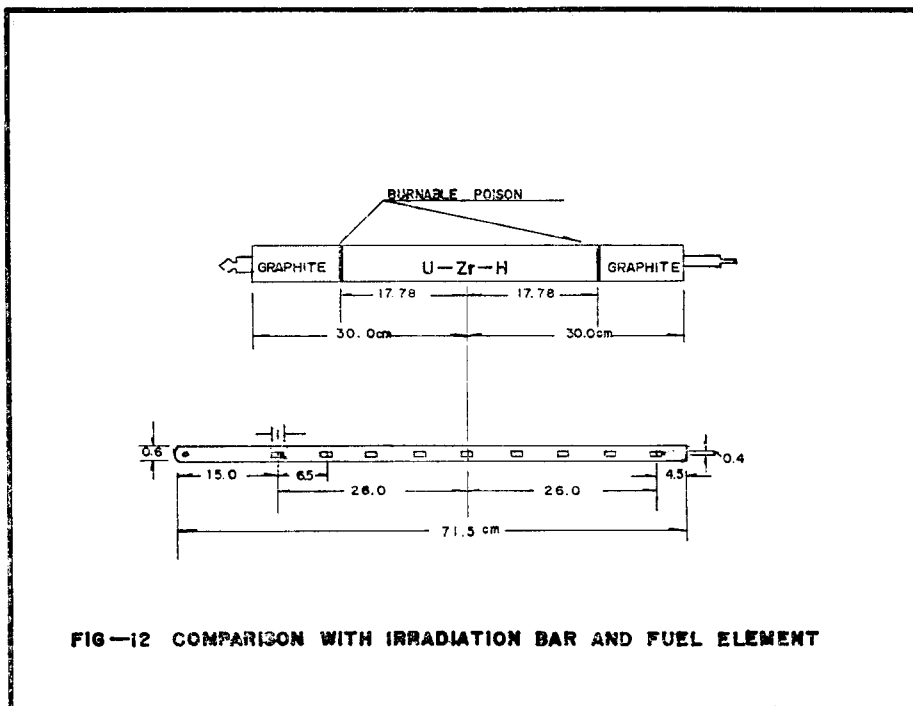
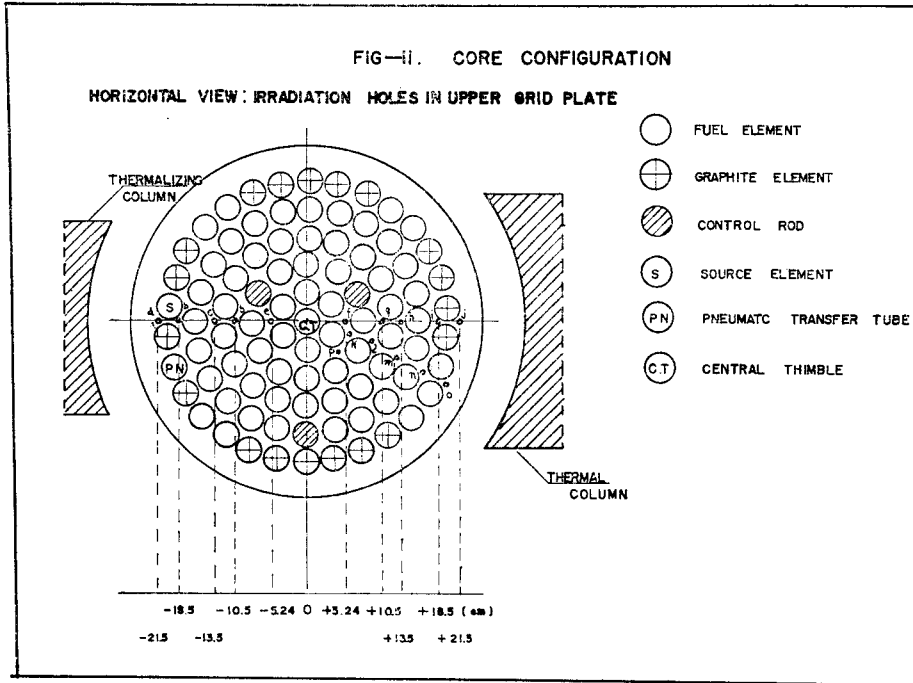


Table 8. Spatial Distribution of Thermal Flux in Core
($\times 10^{12}$ n/cm²-sec)

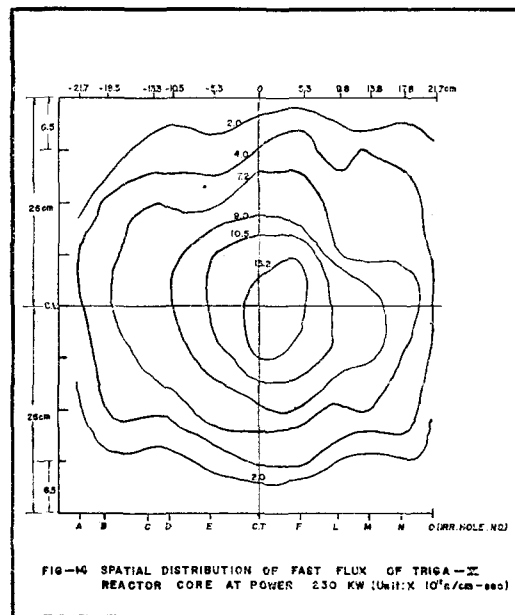
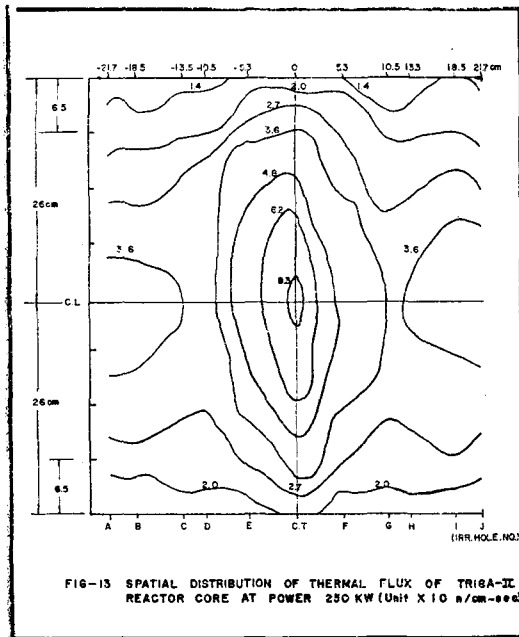
	a.	b.	c.	d.	e.	C.T.	f.	g.	h.	i.	j.
1.	0.616	0.638	0.497	0.555	0.840	0.786	0.895	0.599	0.494	0.617	0.627
2.	1.331	1.221	1.433	1.365	1.978	1.943	1.981	1.194	1.330	1.621	1.431
3.	1.981	1.970	2.417	2.308	3.664	3.894	2.702	2.011	2.236	2.435	2.078
4.	2.724	2.454	2.564	2.084	4.757	6.013	3.512	2.187	2.644	3.197	2.872
5.	3.606	3.126	3.370	2.816	5.807	7.730	3.960	3.178	3.523	4.433	3.854
6.	3.850	3.308	3.623	3.389	5.434	8.657	4.450	3.619	3.958	4.983	4.201
7.	3.854	2.861	2.812	2.267	4.710	8.386	3.296	2.864	3.177	4.546	3.986
8.	3.113	3.141	2.526	2.262	3.796	5.414	3.368	2.630	2.823	3.605	3.442
9.	1.965	1.858	2.494	2.331	2.724	3.588	2.322	2.391	2.823	2.442	2.173

※ a, b,....., C.T.,....., j, indicate the positions of irradiation hole in the core.
1, 2,....., 9 indicate the locations at the irradiation bar.

Table 9. Spatial Distribution of Fast Flux in Core
($\times 10^{12}$ n/cm²-sec)

	a.	b.	c.	d.	e.	C.T.	f.	l.	m.	n.	o.
1.	0.300	0.738	0.289	0.421	0.291	0.630	1.451	0.193	0.307	0.603	0.734
2.	0.567	1.438	0.951	1.114	0.859	1.835	1.891	0.858	1.227	1.607	1.382
3.	1.435	3.133	3.300	3.663	2.794	4.053	5.786	1.999	4.236	3.476	3.098
4.	2.000	4.556	7.192	6.488	6.608	8.290	9.298	5.472	9.682	5.420	3.664
5.	4.214	6.376	8.608	8.700	10.569	11.545	13.534	6.877	12.492	6.441	4.100
6.	2.352	6.677	9.406	8.906	10.926	13.828	13.143	8.700	14.360	7.584	4.066
7.	2.539	6.246	7.516	8.385	9.557	13.115	15.610	7.626	11.819	6.459	3.570
8.	1.718	4.563	3.740	5.314	7.510	8.708	8.945	5.711	7.078	5.601	2.843
9.	1.164	2.467	1.209	2.252	2.669	4.772	4.531	2.048	2.344	2.241	1.461

※ a, b,....., C.T.,....., j, indicate the position of irradiation hole in the core.
1, 2,....., 9 indicate the locations at the irradiation bar.



이의 고속중성자속의 이론치인 $1.38 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2\text{-sec}$ 와 일치된다. 그러므로 Table 9에 수록된 neutron flux는 0.1Mev 이상의 fast neutron flux이다. Fig. 14를 보면 core 중심에서 점점 멀어짐에 따라 fast neutron flux가 차차 줄어 드는 것은 당연한 일일것이다. fast flux 역시 thermal flux와 마찬가지로 core 상부에서 보다 하부에서 더 높은 현상을 보여 주고 있다.

Aknowledgement:

본 중성자속 측정실험은 김동훈연구관 team 과 I.A.E.A. 전문가로 내한하여 원자력 연구소에서 근무 하던 Dr. Navalor의 업적을 간추린 것임을 밝히려 한다.

IV. 맺는 말

출력증강 공사는 원자로실 전 인원이 이룩한 업적이다. 여기에 직접 참가한 사람은 필자들 이외에 손은진, 강재호, 이지복, 전성욱, 이원근, 오삼용, 신규현, 남성우, 이종숙, 이정규, 이재풍, 김영주 등 이고, 이밖에 냉각탑을 설계한 이관박사, 차중희박사, 김동훈연구관, 원자로 주변에서의 방사선량을 측정하여준 보건물리실 직원들, 중성자속을 측정하여 준 김동훈, 김홍식, 윤석길, 양재춘, 황원국씨와 Dr. M. P. Navalkar의 공로를 높이 치하하지 않을 수 없다. 특히 전 원자력연구소 소장이신 이상수박사의 적극적인 도움은 일을 가능케 하였다. 이 밖에도 일일이 열거 못하는 여러분들의 협력이 없었던들 출력증강은 아직도 계획된채 사장되어 있을 것이다.

References

- 1) Chang Kun Lee, Nuclear Reactor Experiments, The Office of Atomic Energy, 1968.
- 2) GA. 1967, General Atomic Division of General Dynamics Corp. TRIGA Mark-II Reactor Mechanical Maintenance & Operating Manual, 1960.
- 3) GA. 1821, General Atomic Division of General Dynamics Corp. TRIGA Mark-II Reactor Instrumentation Maintenance Manual, 1960.
- 4) Samuel Glasstone, Principles of Nuclear Reactor Engineering, D. van Nostrand Co, 1958.
- 5) Samuel Glasstone, The Elements of Nuclear Reactor Theory, D. van Nostrand Co, 1958.
- 6) J.Barton Hoag, Nuclear Reactor Experiments, D. van Nostrand Co, 1958.
- 7) Raymond L. Murray, Introduction to Nuclear Engineering, Englewood, Prentice-Hall, 1954.
- 8) Richard Stephenson, Introduction to Nuclear Engineering, McGraw-Hill, 1954.
- 9) R.L. McVeam, E.B.R.-II Dry Critical Experiments, Experimental Result, ANL-6462, 1962.
- 10) J. A. Thie, E.B.W.R. Physics Experiments, ANL-5711, July 1957.
- 11) Power Calibration of TRIGA Mark-II Reactor, A.E.R.I, Vol. 2, p. 1~46, 1962.
- 12) 李寬, 冷却塔의 設計, 大韓機械學會誌, 7卷 2號 p. 34, 1967.
- 13) 立教大學, 研究用 原子爐特性研究資料, 63-001.