

2001 추계학술발표회 논문집

한국원자력학회

PWR 사용후핵연료집합체의 축방향 중성자 선속밀도 분포 측정
Measurement of Axial Neutron Flux Distribution
for PWR Spent Fuel Assembly

이상윤, 신희성, 김길수, 김종훈, 노성기, 서기석

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150

윤정현

원자력환경기술원/한수원(주)

대전광역시 유성우체국 사서함 149호

요 약

한국원자력연구소 조사후시험시설의 저장풀에 지수실험용 실험장치시스템을 설치하였고 가압 경수로 사용후핵연료를 대상으로 이 실험장치시스템의 특성시험을 수행하였다. 또한 유도 핵분열 중성자 측정실험 수행에 앞서, 축방향 백그라운드 중성자 선속밀도 분포를 측정하였다. 실험대상 사용후핵연료는 고리 1 호기 C15, J14 와 고리 2 호기 J44 집합체이다. 각각의 배출연소도 공표값은 32, 37.84, 35.018 GWd/tU 이고 냉각기간은 약 19.5, 12.5, 9.5 년이다.

집합체별 측정결과 각 집합체의 중심부분에서의 얻은 3분 동안의 평균 계수치는 C15, J14, J44 의 경우 각각 약 1900, 3800, 3200 로 나타났다. 중성자 선속밀도의 급격한 감소가 나타나는 지지격자 위치도 감마선측정 결과와 일치하였다. 이 지점에서의 중성자 선속밀도는 집합체중심부분에 비해 약 30% 감소하였다. 또한 C15 집합체를 대상으로 한 측정장치의 안정성실험에서도 측정날짜에 따른 차이가 집합체 양끝부분을 제외한 나머지 부분에서는 2σ 오차범위 안에 있었다.

ABSTRACT

Equipment for exponential experiments has been installed in the storage pool of the post-irradiation examination facility, Korea Atomic Energy Research Institute. Functional characteristic tests of the experimental system have been performed. Also prior to induced fission neutron measurements to be performed, axial background neutron flux distribution has been measured. The spent fuel samples in this study are C15 and J14 assemblies of Kori unit 1 and J44 assembly of Kori unit 2. The declared average burnup of each spent fuel is 32, 37.84 and 35.018 GWd/tU, and cooling time is 19.5, 12.5 and 9.5 years, respectively.

As a result of preliminary tests, the average neutron counts obtained for 3 minutes in the central part of C15, J14 and J44 are about 1900, 3800 and 3200, respectively. A dip of the neutron flux density distribution is appeared in the spacer grid position, which is essentially the same pattern with gamma-ray scanning results. Neutron counts seems to be reduced to 30 % at this position in comparison to the fuel position. Also except both bottom and top area of the spent fuel assembly of C15, the time-dependent stability appears to be with in 2σ error boundary.

1. 서론

지수실험(Exponential Experiment)은 원자로 개발 초기 단계에서는 노심 설계인자를 구하는 수단으로 사용하였지만 근년에는 연소도 이득을 적용하여 사용후핵연료를 핵임계관점에서 안전하게 수송, 저장 및 취급하기 위한 안전 지침 자료를 제공하는데 활용되고 있다[1-2].

지수실험에 의한 유효증배계수를 결정하기 위해서는 버클링-반응도 전환인자(Buckling-Reactivity Conversion Factor)와 지수감쇠인자(Exponential Decay Factor)를 측정하여야 한다 [3]. 중성자 선원(예: Cf-252)에 의한 유도핵분열 중성자의 축방향 기울기에 의해서 지수감쇠인자를 결정하나, 이를 위해서는 중성자 선원과 검출기의 사용후핵연료집합체내 축방향 위치를 선정하여야 하며 사용후핵연료의 자발핵분열 중성자와 (α, n) 반응 중성자 선속밀도(이하 백그라운드 중성자 선속밀도)를 결정하여야 한다[4-5].

본 연구에서는 측정 실험장치시스템의 특성시험을 통하여 기기의 안정성을 평가하고 사용후핵연료집합체의 축방향 백그라운드 중성자 선속밀도를 측정하여 지지격자의 위치를 파악한 후, 그 결과를 일본자료 및 Cs-137감마선 측정자료와 비교 분석하였다.

2. 실험장치 구성 및 중성자 측정방법

지수실험장치시스템은 Fig. 1과 같이 조사후실험시설의 폴에 설치되었다. 중성자 검출기는 스테인레스 이동관에 삽입하여 물에 접촉하지 않도록 하였다. 이동관을 사용후핵연료집합체의 제어봉 안내관에 삽입하여 축방향으로 이동하면서 축방향 백그라운드 중성자 선속밀도 분포를 측정하였다.

가. 중성자 검출기의 특성

중성자 검출기는 핵분열전리함(fission chamber)이다. 핵분열전리함은 고농축 U-235를 비례계수관의 전극에 바른 것으로 중성자에 의하여 핵분열이 일어날 때 생긴 핵분열과편에 의한 전리펄스를 계수하는 것이다. 이러한 핵분열전리함은 어느 문턱값 이상의 중성자만 계수할 뿐 에너지스펙트럼은 취할 수가 없다.

본 실험에서는 스테인레스 이동관 속에 삽입할 수 있는 소형 핵분열전리함(6 mm ϕ \times 25.4 mm-eff)을 사용하였다. 중성자 검출효율을 증가시키기 위하여 핵분열전리함에는 고농축 ²³⁵U(93 wt% 이상)을 사용한다. 핵분열전리함을 보호하기 위해서 9.5 mm O.D. 스테인레스 이동관에 삽입하여 제어봉 안내관에 삽입시켰다. 중성자 감지부인 핵분열전리함으로부터 전치증폭기까지의 길이

가 10 m로 매우 길기 때문에 신호전송 케이블에서의 감쇠가 있을 것으로 예상된다.

나. 중성자 계수장치의 특성

핵분열전리함에서 생긴 신호는 전치증폭기와 주증폭기에서 펄스파형이 정형화되어 해석장치나 기록장치에 적합한 펄스로 만들어 진다. 다중채널과고분석기(MCA)는 펄스신호를 그 파고치에 따라 채널로 구분하고, 또한 각 채널에 대한 펄스빈도의 도수분포도를 제공한다. MCA는 펄스 높이를 디지털(Digital)신호로 변환시키는 ADC(Analog-to-Digital Converter)와 이 디지털신호에 의해 구분된 신호의 수를 기억시키는 메모리부로 구성된다.

MCA에서의 스펙트럼은 에너지와 무관하지만 에너지 채널에서 생겨날 수 있는 감마선의 영향을 분별하는데 활용 될 수 있다.

다. 측정방법

사용후핵연료집합체를 대상으로 축방향 선속밀도를 측정하기 위해서 제어봉 안내관에 삽입할 수 있는 스테인레스 이동관을 제작하였다. 이동관 총길이는 약 1200 cm 이고 직접 안내관에 삽입되는 부분은 집합체 길이보다 약간 긴 400 cm이다. 이러한 이동관을 조사후시험시설(PIEF)의 크레인에 연결시켜 상하좌우 방향으로 이동이 가능케 하였다. 이러한 이동관에 중성자 검출기를 삽입하여 중성자를 측정하였다.

축방향 백그라운드 중성자 선속밀도 분포를 측정하기 위해서 검출기가 삽입된 이동관을 제어봉 안내관을 따라 저장풀 바닥까지 이동시켜 이 지점부터 크레인을 사용하여 이동관을 끌어 올리면서 측정이 필요한 지점에서의 중성자를 계수하였다.

3. 지수실험장치의 특성 평가

가. 중성자선원(Cf-252) 측정실험

차폐 캡슐에 넣어 조사후시험시설에 보관중인 Cf-252 중성자 선원을 대상으로 중성자를 계수하는 실험을 수행하였다. MCA로 분석한 결과를 Fig. 2에 제시하였다. 저 채널(20~30channel)에서의 계수치의 피크가 나타났는데 이는 감마선의 영향이라고 추정된다. 또한 같은 Cf-252 중성자 선원을 가지고 물속에서 실험한 일본 실험결과와 중성자 분포의 형태는 유사하였다[4].

나. MCA 바이어스전압 조정

사용후핵연료집합체를 대상으로 중성자 계수실험을 수행할 경우 앞에서 설명했듯이 집합체내

에서 나오는 저에너지 감마선의 영향을 제외시켜야 한다. 실험전에 MCA의 bias voltage를 조정하였음에도 불구하고 집합체별 실험결과, 감마선의 영향이라고 생각되는 계수치의 피크가 불규칙하게 여러 곳에서 나타났다. J14 집합체의 바닥으로부터 63 cm 지점에서 측정한 중성자 계수치를 Fig. 3에 나타냈다. Fig. 3에서 볼 수 있듯이 채널 130 근방에서 피크가 나타났다. 이는 감마선의 영향이라고 추정된다.

저 채널(channel)제거에 따른 계수치 변화를 Fig. 4에 나타내었다. 이 그림을 보면 약 190 channel까지는 불규칙적으로 감마선의 영향이라고 생각되는 계수치의 피크가 나타났다. 이 같은 자료를 바탕으로 MCA의 바이어스전압(bias voltage)을 재조정하여 200 채널이하의 계수치를 제외시켰다.

다. 측정기기의 안정성 평가

보다 정확한 지수감쇠인자를 구하기 위해서는 측정장치의 안정성 및 측정치의 신뢰도를 확보하여야 한다. 측정장치는 주위의 환경에 민감하여 이러한 환경, 즉 온도, 습도, 측정시간등에 따라서 다른 계수결과를 나타낼 수 있다. 측정치의 계수치가 실험 때마다 이러한 이유 때문에 달라진다면 그 실험값에 대한 해석에 있어서 많은 어려움이 수반될 것이다. 이에 본 실험에서는 측정시간에 따른 결과치를 비교하여 보았다. Fig. 5는 고리1호기 사용후핵연료집합체 C15를 대상으로 측정한 결과를 나타낸다. 이 그림을 보면 집합체 양끝단을 제외하고는 측정치가 모두 2σ 오차 범위 안에 있음을 알 수 있다. 이를 통해서 본 실험에 사용될 실험장치는 측정시간에 따른 안정성이 유지된다고 볼 수 있다.

4. 축방향 백그라운드 중성자 선속밀도 분포 측정

가. 측정대상 사용후핵연료집합체

Fig. 6 은 조사후시험시설 저장풀의 저장랙에 거치된 고리 1,2 호기의 사용후핵연료 집합체에 대해서 조사하고 있다. 저장풀의 물 깊이는 10 m 이고 집합체들은 상부노즐을 제거한 상태로 콘테이너에 삽입하여 조사후시험시설 저장풀(9402)의 저장랙에 거치 되어 있다. 핵연료집합체내의 일부 핵연료봉은 제거 되었지만 이는 지수실험에는 큰 영향을 주지 않는 것으로 알려져 있다. 실험이 수행된 사용후핵연료집합체는 C15, J14, J44 이고, 각 집합체의 제원 및 연소이력을 Table 1 에 제시하였고, 핵연료 및 제어봉 안내관의 배치와 실험을 위해서 제거된 위치등을 Fig. 7에 제시하였다[6].

나. 축방향 백그라운드 중성자 선속밀도 분포 측정

고리 1, 2 호기 사용후핵연료집합체 C15, J14, J44에 대해서 축방향 백그라운드 중성자 선속 밀도 분포를 측정하였다. 축방향 백그라운드 중성자 선속밀도 분포는 사용후핵연료집합체의 연소 특성을 파악하는데 중요한 자료가 될 뿐 아니라 순수한 유도 핵분열에 의한 중성자 선속밀도(유도핵분열중성자 선속밀도-백그라운드 중성자 선속밀도)를 구하는데 사용된다. 각 집합체별 측정결과를 Suzuki가 수행한 실험자료[4] 및 KEARI에서 수행한 Cs-137측정 자료[6]와 비교하였다. 이 결과를 Fig. 8과 9에 나타내었다.

1) 사용후핵연료 축방향 선속밀도 분포 분석 및 지지격자 위치 파악

사용후핵연료를 대상으로 축방향 백그라운드 중성자 선속밀도 분포를 Fig. 8 및 9에 나타내었다. Fig. 8과 9에 나타내었듯이 각 사용후핵연료 집합체별 중성자 계수에 차이가 있다. 각 집합체의 중심부에서 얻은 3분 동안의 평균 counts 수는 C15, J14, J44에 대해서 각각 약 1900, 3800, 3200 이다. 이러한 차이가 나타나는 이유를 크게 3가지로 볼 수 있다. 이는 핵연료집합체의 배출연소도와 냉각기간 그리고 실험장치 setting 상의 차이이다. 동일한 조건하에서 실험장치를 가지고 실험한 C15, J14 및 J44의 중성자 계수치를 보면 배출연소도가 높을수록 냉각기간이 짧을수록 중성자 계수치가 많음을 볼 수 있다. 이는 사용후핵연료집합체내 중성자 선원인 Cm-244의 핵종량 차이에 의한 것으로 볼 수 있다.

Fig. 8과 9를 보면 집합체 끝부분에서 집합체 중앙으로 갈수록 중성자 수가 급격히 증가하였다. 이는 앞서 설명대로 상대적으로 배출연소도가 낮은 지역에서는 Cm-244가 그만큼 적게 생산되었기 때문이다. 이는 핵분열 생성물인 Cs-137의 양을 나타낸 그림과 유사하다. 바꾸어 말하면 이는 집합체 끝으로 갈수록 연소도가 급격히 떨어진다는 것을 의미한다.

Fig. 8과 9에서 볼 수 있듯이 집합체 중앙부분에서 평탄한 중성자 선속밀도를 보이다가 중간 중간에 중성자 수가 급격히 감소하는 부분이 나타난다. 이는 핵연료집합체에 존재하는 지지격자 위치라고 볼 수 있다. 인코벨이 주성분인 지지격자가 위치하는 곳의 핵연료는 상대적으로 다른 지점보다 연소가 낮다. Fig. 8에 제시된 핵연료봉의 Cs-137 축방향 분포에서도 유사한 현상이 나타났다. 중성자 검출기가 이 부분이나 근처에 위치하게 되면 지지격자에 의해 중성자가 차폐되어 중성자 선속밀도는 주위보다 낮게 나타난다. 앞서 언급했듯이 지수실험에서의 지수감쇠계수를 구하는데 있어서 지지격자의 위치를 파악하는 것은 매우 중요하다. 본 실험에서 알 수 있듯이 지지격자가 위치하는 지점에서의 백그라운드 중성자 계수치는 약 30 % 적게 나타난다. 따라서 지수감쇠인자를 구하는데 있어서 실험오차를 줄이기 위해서는 이 지점을 피해서 중성자 선속밀도를 측정해야 한다. 물론 설계 도면을 보면 알 수 있겠지만 핵연료집합체가 풀의 랙속에 어떻게 위치해 있는지 또한 검출기가 이동관의 어느 부분에 있는가 하는 것을 정확히 확인할 수 없기 때문에 실

험에 의한 지지격자 위치 파악이 중요하다.

2) 일본 자료와 비교분석

Fig. 8에서 C15 와 J14의 측정결과를 P14를 대상으로 실험한 일본 자료와 비교하였다. 중성자 계수차이는 있으나 축방향 중성자 선속밀도 분포는 비슷하였다. 연소도와 냉각기간을 비교해보면 P14에서의 계수치가 J14보다 많이 나와야 하는데 정반대의 결과가 나왔다. 이는 두 실험장치 setting 상의 차이에 의한 것이라 판단된다. 동일한 중성자 검출기를 사용했다고 하나 본 실험에서 사용한 이동관 및 bias voltage 설정 등이 다르기 때문에 이와 같은 결과가 나온 것으로 볼 수 있다.

지지격자 위치를 비교해 보면 Fig. 8에서 알 수 있듯이 같은 종류의 집합체인 C15, J14 그리고 P14의 지지격자 위치가 일치하는 것으로 나타났다.

3) 감마선 측정 자료와 비교 분석

버클링-반응도 전환인자(Buckling-Reactivity Conversion Factor)와 함께 실험적인 유효 증배계수를 구하기 위한 중요 인자인 지수감쇠인자(Exponential Decay Factor)를 구하는데 있어서 중성자 선속밀도에 중요한 영향을 끼치는 지지격자를 피해서 중성자 측정을 하여야 하는데 이를 위해서는 정확한 지지격자 위치를 파악하는 것이 매우 중요하다. 이를 위해서 한국원자력연구소에서 실험한 축방향 감마선 측정자료와 비교 하였다. Fig. 8과 9를 보면 본 실험에서 파악한 지지격자 위치와 Cs-137 측정 자료의 지지격자 위치가 일치함을 알 수 있다. 이는 본 측정장치시스템 성능의 신뢰성을 확인시켰다고 볼 수 있다. 본 실험에서 결정한 지지격자 위치는 앞으로 수행될 유도 핵분열 중성자 선속밀도 분포측정에서 유용하게 쓰일 것으로 기대된다.

5. 결론 및 향후연구계획

지수실험을 위해 고리 1, 2 호기 사용후핵연료집합체를 대상으로 축방향 중성자 선속밀도 분포를 측정하기 위한 실험장치시스템을 설치하였고 이 시스템의 특성시험을 수행하였다. 이 실험을 통해서 측정장치의 안정성 및 신뢰도를 확인하였고 축방향 백그라운드 중성자 선속밀도 분포 측정을 통하여 지지격자의 위치를 파악하였다. 이 실험결과는 앞으로 수행될 Cf-252에 의한 유도 핵분열 중성자 선속밀도 분포 측정에 중요한 자료로 활용될 것이다.

앞으로 Cf-252 중성자 선원을 핵연료집합체에 삽입하여 유도핵분열 중성자 선속밀도 분포의 축방향 기울기를 측정한 후 k-eff를 실험적으로 결정하는 연구를 수행할 것이다.

본연구는 과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 사용후핵연료특성계량화기술개발과제에서 수행한 것임.

참 고 문 헌

- [1] 노성기, “사용후핵연료 핵임계 안전관리에 관한 일본과견 연구보고서,” 한국원자력연구소 해외출장보고서 KAERI/OT-387/98, p.51(1998).
- [2] 노성기외, “PWR 사용후핵연료 대상 지수실험법 현황분석 보고서”, 한국원자력연구소 보고서 KAERI/AR-572/2000(2000).
- [3] 신회성외, “지수실험을 위한 사용후핵연료의 핵적특성 분석”, 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 2001.
- [4] T. Suzuki, “Subcriticality determination of low-enriched UO_2 lattices in water by exponential experiment,” J. Nucl. Sci. Technol. 28(2), 1067-1077(1991).
- [5] T. Suzuki et al., “Exponential experiments of PWR spent fuel assemblies for acquiring subcriticality benchmarks usable in burnup credit evaluations,” 5th Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety, Vol.1, pp.1B.11-1B.18, 17-21 Sept. 1995, Albuquerque, New Mexico. U.S.A.
- [6] 박성원외, “사용후핵연료 관리•이용 기술개발,” 한국원자력연구소 보고서 KEARI/RR-2132/2000.

Table 1. Specifications and Declared Burnup for the PWR Spent Fuel Assemblies

	C15	J14	J44	P14
[MWd/tU]	14 X 14 1 32,000 1982. 4.17	14 X 14 1 37,845 1989. 1.20	16 X 16 2 35,018 1992. 5.29	14 X 14 - 40,200 Cooling time 13.5 y
[kg]	646	646	585	-
Active fuel length [mm]	3658	3658	3658	3658
[mm]	3898	3895	3895	-
, [mm]	13.7 , 12.8	13.7 , 12.8	11.96 , 11.05	-
	7 Inc/Zry -4	7 Inc/Zry -4	8 Inc	7 Inc/Zry -4

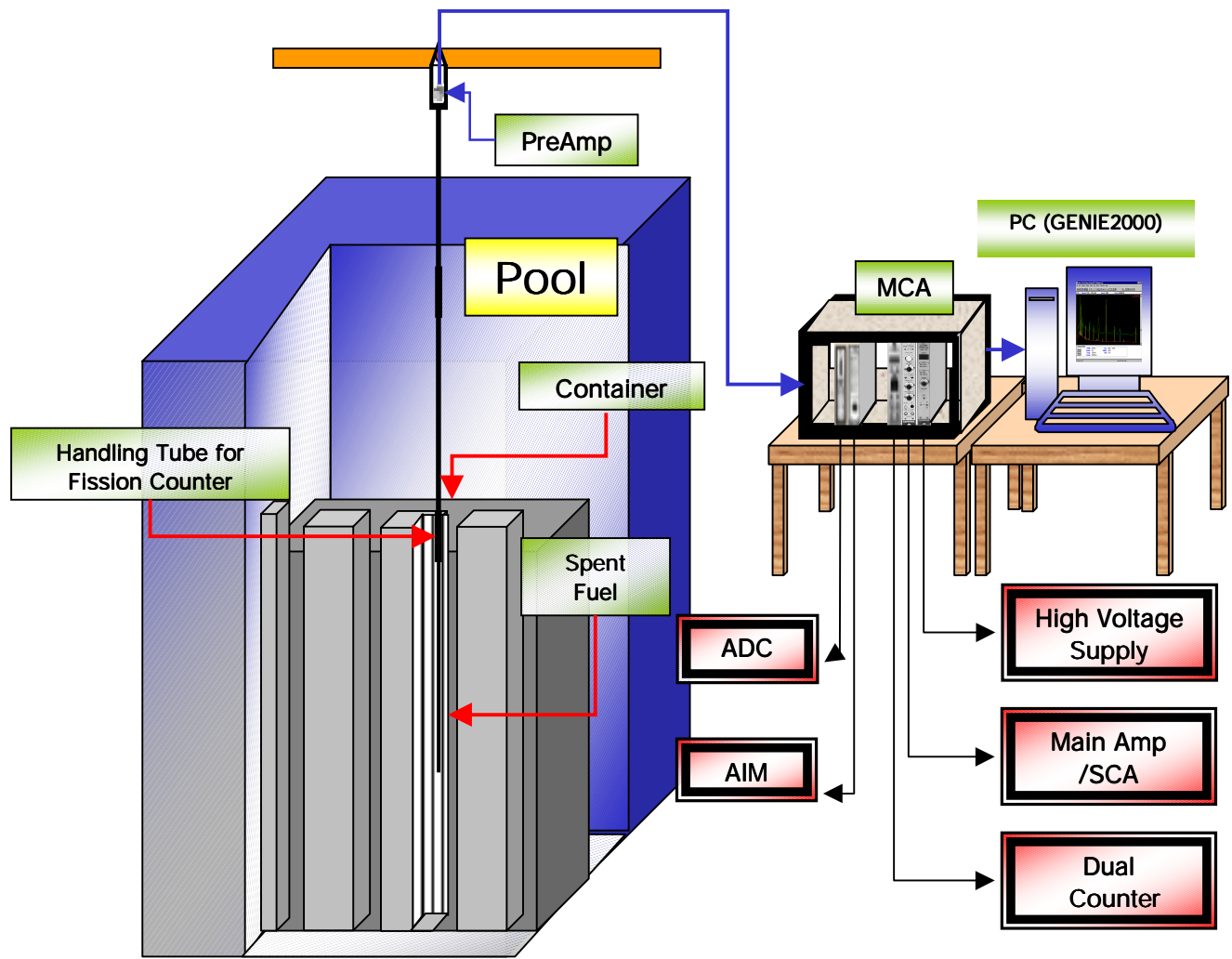


Fig. 1. Exponential Experiment System for Measurement of Axial Neutron Flux.

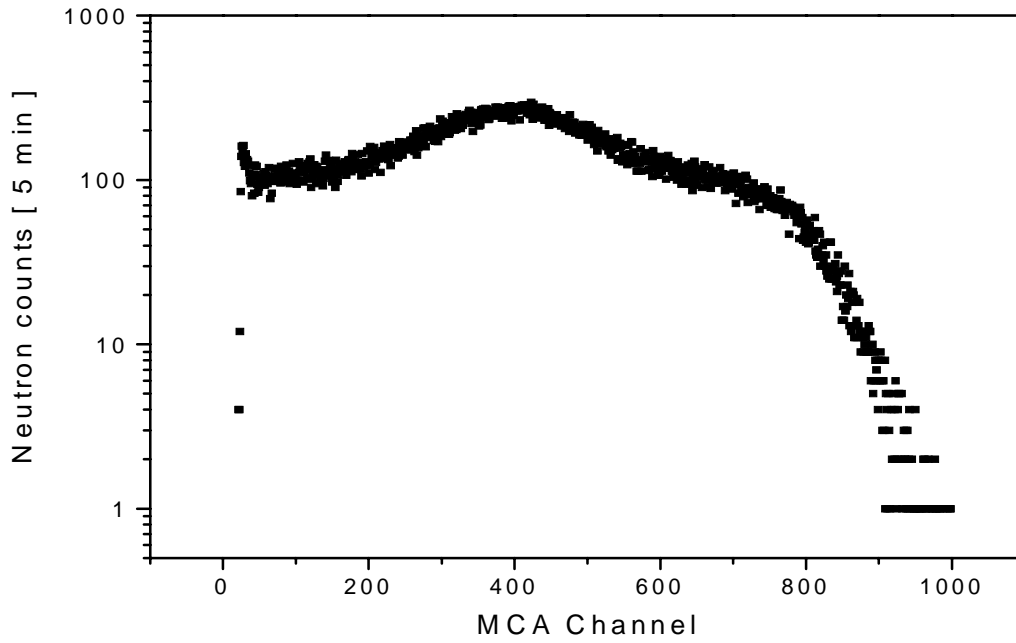


Fig. 2. Neutrons from Spontaneous Fission of Cf-252 Neutron Source Measured by MCA.

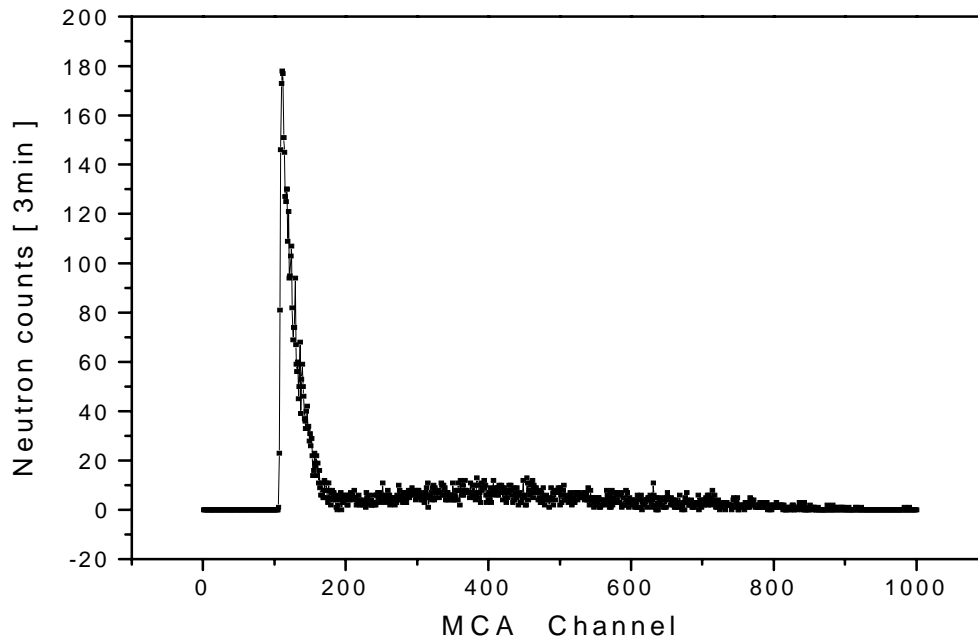
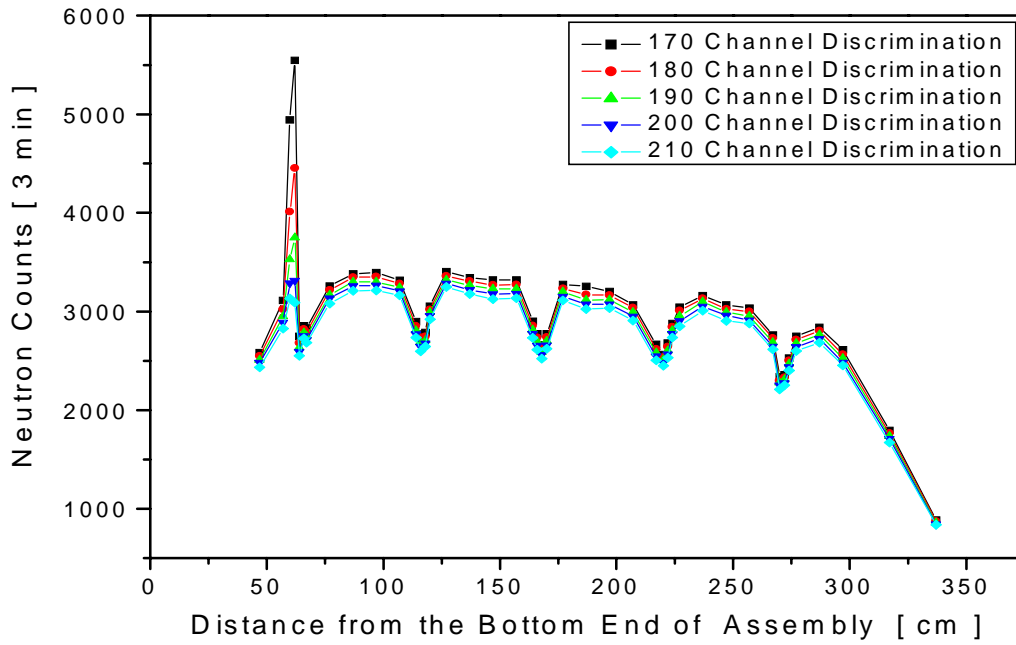
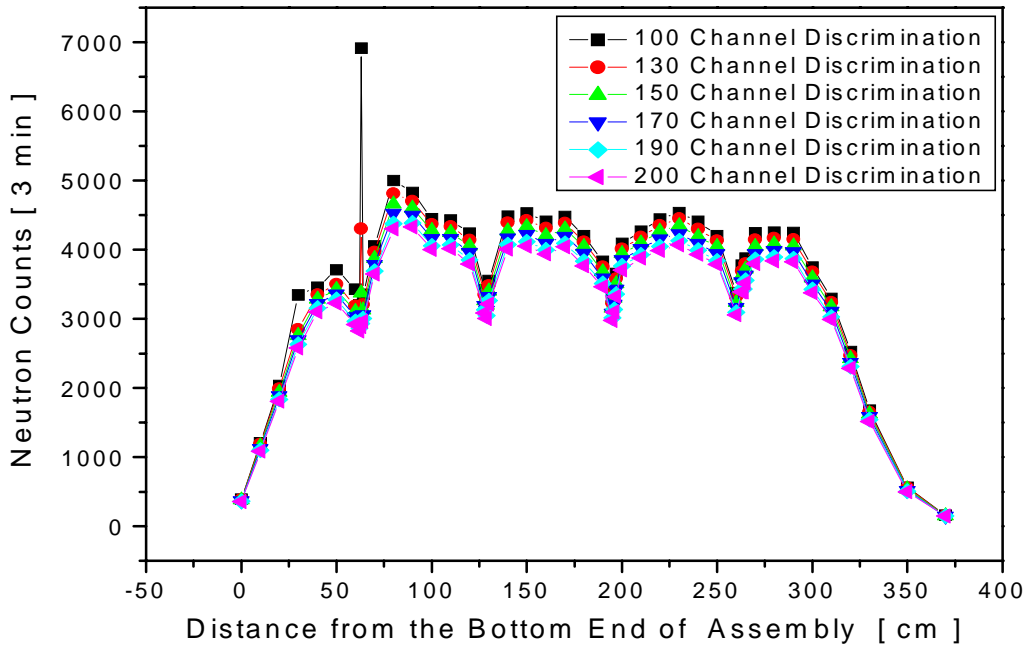


Fig. 3. Background Neutron Counting at 630 mm from the Bottom End of J14 Spent Fuel Assembly.



a) C15 Assembly



b) J14 Assembly

Fig. 4. Comparison of Various Channel Discrimination Effects in MCA.

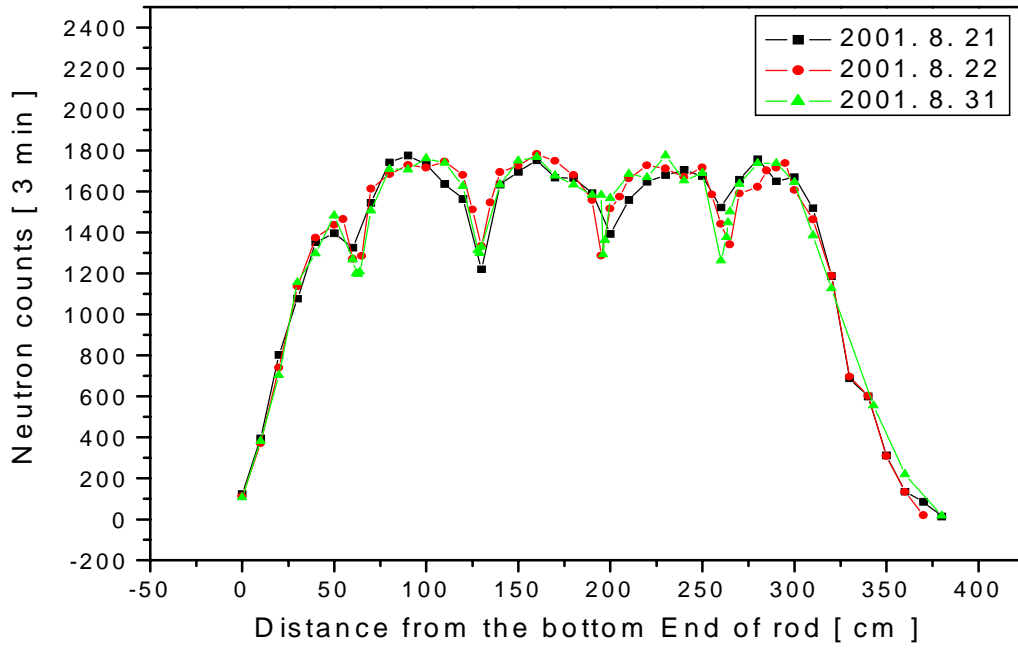


Fig. 5. Axial Background Neutron Distribution of C15 Spent Fuel Assembly.

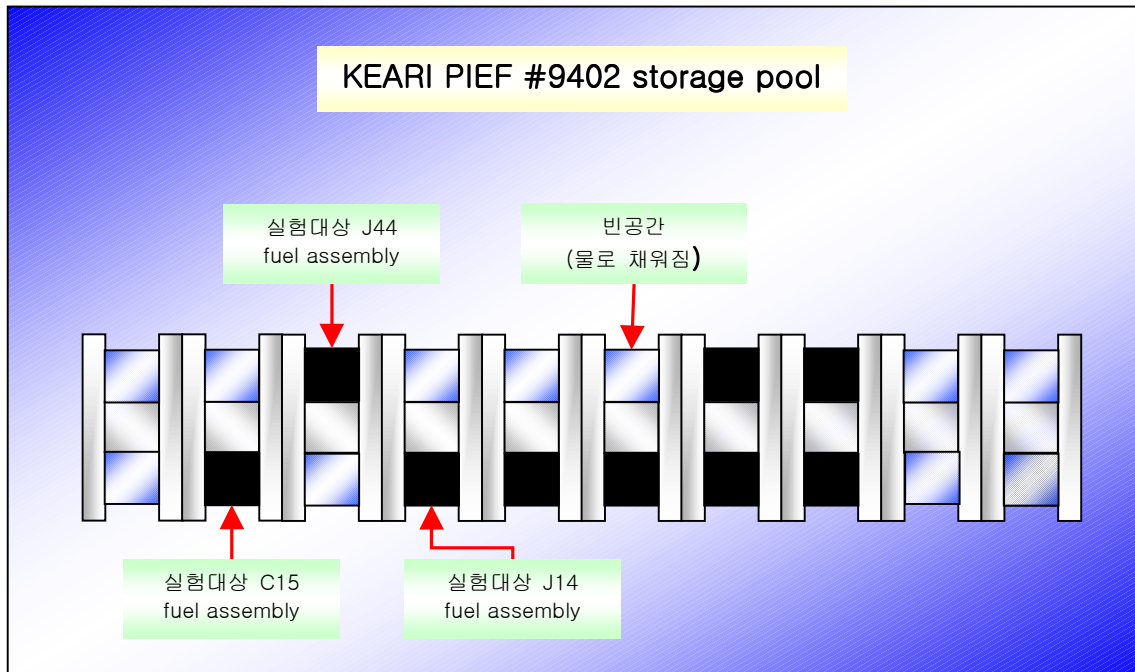
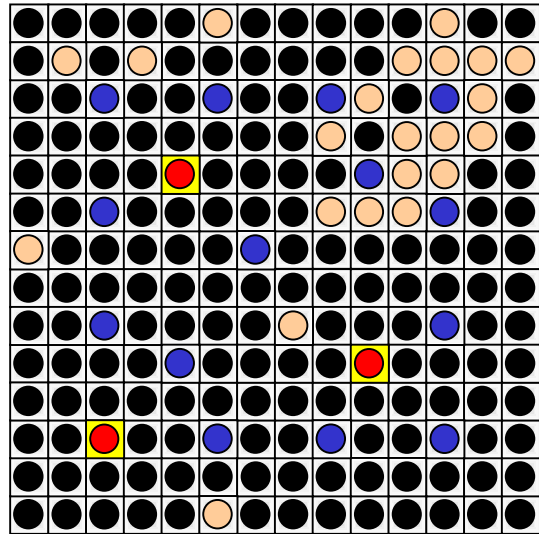
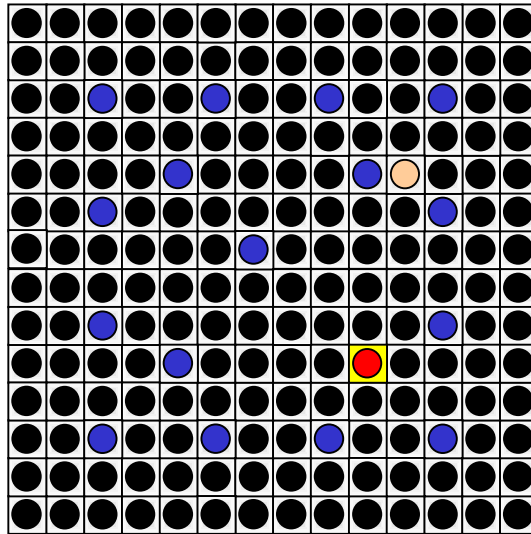


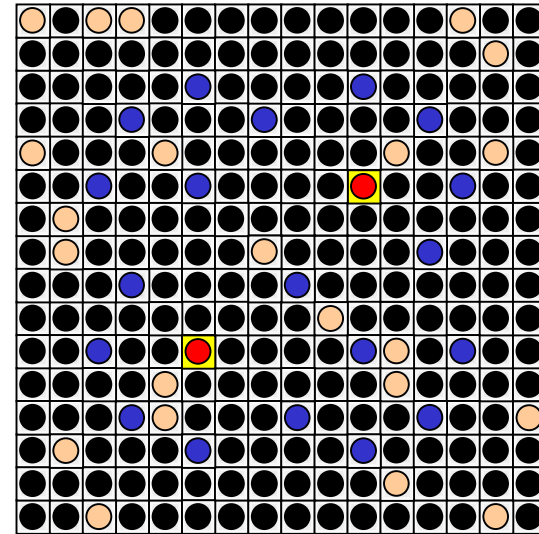
Fig. 6. Schematic Description of PIEF Storage Pool Rack.



a) C15 (14×14)



b) J15 (14×14)



c) J44 (16×16)



Control Rod Guide Tube



Filled with Rod



Empty



Guide Tube To Be Used in this Experiment

Fig. 7. Description of Control Rod Guide Tube and the Empty Fuel Rod Arrangements in C15, J14 and J44 Spent Fuel Assemblies.

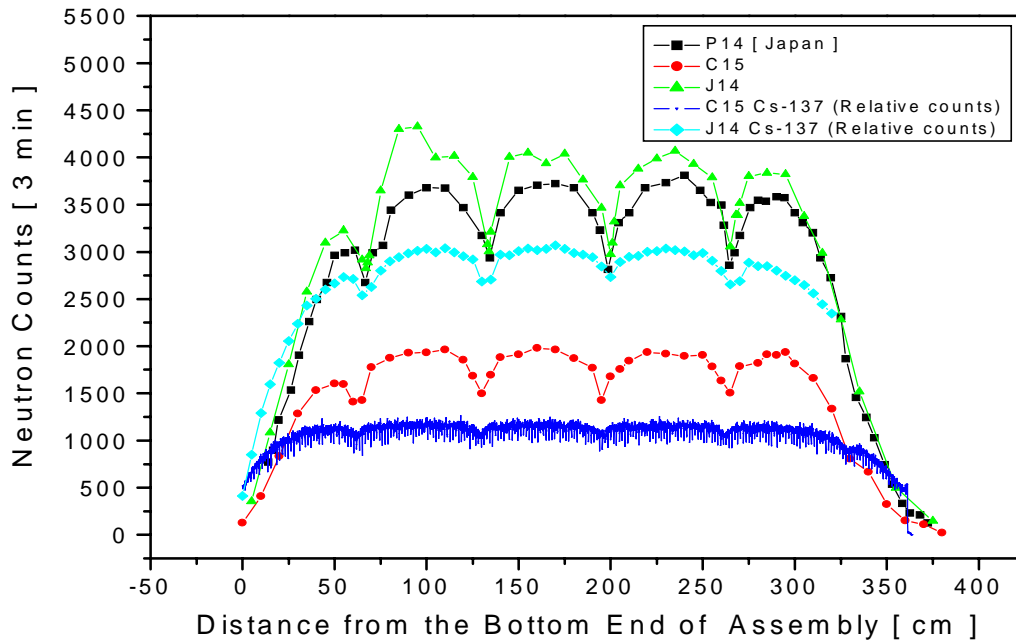


Fig. 8. Comparison of Axial Background Neutron Flux Distribution in C15 and J14 with P14 Obtained by Suzuki and Cs- 137 γ -ray Scanning Result.

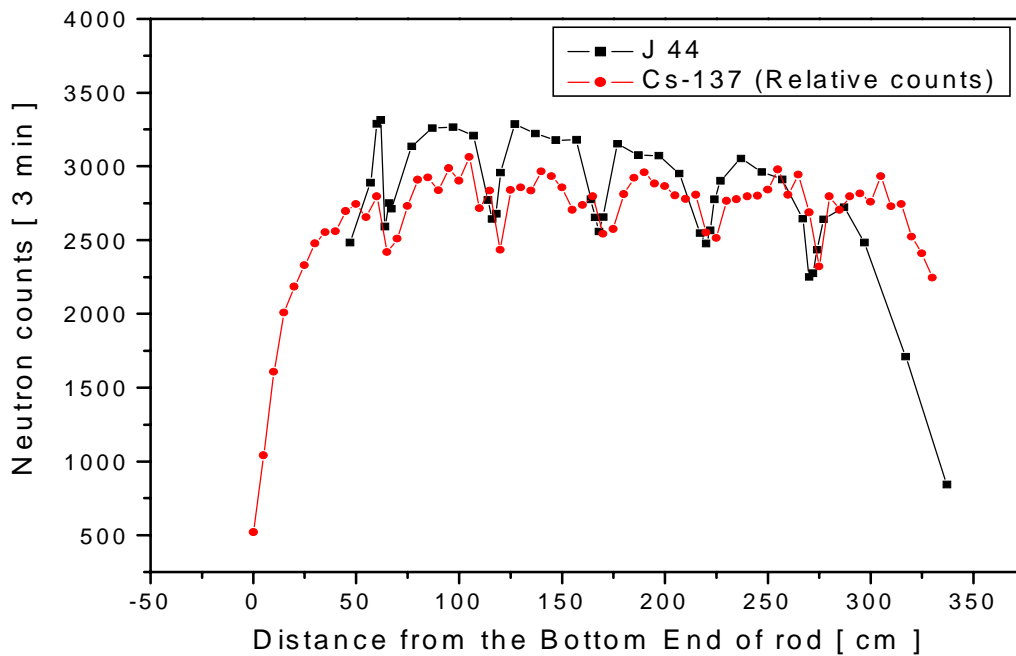


Fig. 9. Comparison of Axial Background Neutron Flux Distribution and γ -ray Scanning Result in J44.