



KR0000511

KAERI/TR-1608/2000

**하나로 1차 배관에서의 중성자 측정을 이용한  
핵연료 파손 감시 가능성 검토**

**Investigation of Possibility for Failed Fuel  
Detection by Using the Neutron Measurement  
in Primary Cooling Circuit of HANARO**

**한국원자력연구소**

31 / 47

1

**PLEASE BE AWARE THAT  
ALL OF THE MISSING PAGES IN THIS DOCUMENT  
WERE ORIGINALLY BLANK**

# 제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 2000년도 “하나로 운영” 과제의 기술 보고서로 제출합니다.

2000 년 6 월 일

주 저 자 : 김 명 섭  
공 저 자 : 전 병 진  
          김 영 기  
          박 상 준  
          이 병 철

# 요 약 문

## I. 제 목

하나로 1차 배관에서의 중성자 측정을 이용한 핵연료 파손 감시 가능성 검토

## II. 연구의 목적

하나로에서는 1차 배관내의 감마선을 감시하여 핵연료의 파손을 알아내는 핵연료 파손 감시 계통(FFDS)을 설치하여 운영하고 있다. 이 FFDS는 1차 배관의 주 감마선원인 N-16의 영향으로 인해 핵연료의 파손을 효과적으로 감시하는데 문제가 있을 수 있음이 그간의 운전 경험과 여러 분석을 통하여 밝혀졌다. 이에 따라 기존 계통의 문제점을 개선하고 핵연료의 파손을 효과적으로 감시하기 위하여 지발 중성자 계측을 이용한 FFDS가 제안되었다. 따라서 하나로 1차 배관에서 중성자를 측정하고 발생 원인을 분석하였으며, 중성자 측정을 이용하여 핵연료 파손을 감시할 수 있는 가능성을 검토하였다.

## III. 연구의 내용 및 결과

1차 배관의 중성자 측정에는 BF<sub>3</sub> 비례 계수관을 이용하였고, N-16에 의한 감마선 펄스의 영향은 무시할 정도로 작았다. 중성자의 발생 원인을 규명하기 위해 원자로 정지 전후에 중성자 계수율의 변화를 측정하였다. 원자로의 정상 운전시 1차 배관에서 발생하는 중성자는 고에너지 감마선에 의해 자연 존재비의 중수소에서 방출되는 광중성자와 핵연료 표면 오염에 의해 발생하는 지발 중성자로 가정하였으며, 이 두 중성자원에 의한 원자로 정지 전후의 중성자 발생량 변화를 계산하였다. 계산 결과와 측정값을 비교하여 1

차 배관 주변에서 측정된 중성자 가운데 지발 중성자가 약 70 %, N-16에 의한 광중성자가 약 30 %임을 확인하였다. 이러한 중성자 발생 원인의 분석 결과를 뒷받침하기 위하여 몬테카를로 방법을 사용하여 중성자 발생량을 계산하였다. N-16에서 나오는 고에너지 감마선과 이 감마선에 의해 생성된 광중성자 그리고 지발 중성자의 발생과 수송을 모사하였으며, 검출 영역에서의 광중성자와 지발 중성자 계수율을 계산하였다. 광중성자 계수율 계산값은 전체 중성자 측정값의 11 %였다. 또한 지발 중성자의 수송 계산을 통해 노심에서 냉각수에 노출되어 있는 우라늄의 양을 예측할 수 있었으며, 핵연료 표면 오염 허용치보다 낮았다.

#### IV. 결 론

1차 배관 중성자 측정법은 핵연료의 표면 오염으로 생성되는 지발 중성자도 민감하게 측정할 수 있으므로, 지발 중성자 계측법이 핵연료의 손상 여부를 알아낼 수 있는 유용한 방법임을 확인할 수 있었다.

# **SUMMARY**

## **I. Project Title**

Investigation of Possibility for Failed Fuel Detection by Using the Neutron Measurement in Primary Cooling Circuit of HANARO

## **II. Objective of the Project**

In HANARO, the failed fuel detection system (FFDS) by measuring the gamma rays in primary cooling circuit has been installed and operated. From the operating experiences and the various analyses, it is confirmed that the FFDS has some difficulties in effective monitoring of the fuel failure because of the N-16 which is the main gamma ray source in primary cooling circuit. In order to improve the present system and effectively monitor the fuel failure, the FFDS based on the measurement of delayed neutron is suggested. So, the neutron measurements in the primary cooling circuit and the analyses of their origins are performed, and the possibility for the failed fuel detection by using the neutron measurements is investigated.

## **III. Contents and Results of the Project**

The BF<sub>3</sub> proportional detectors are used in measuring the neutrons of the primary cooling circuit. The effect of gamma ray pulses due to the N-16 was negligible. The changes of neutron count rates before and after reactor shutdown are measured in order to investigate the origins of the neutrons. In normal operation of the reactor, the neutrons generated at

the primary cooling circuit are assumed as the photoneutrons emitted from natural abundance deuterons by high energy gamma rays and delayed neutrons by the fuel surface contamination, and the changes of neutron generations due to above two neutron sources before and after reactor shutdown are calculated. From the comparison of calculations and measurements, it is confirmed that about 70 % of the measured neutrons in the primary cooling circuit are delayed neutrons, and 30 % are photoneutrons due to N-16. The neutron generation rate is calculated by Monte Carlo method in order to support the analyses about the neutron sources. The processes of generations and transportations of high energy gamma rays from N-16, photoneutrons and delayed neutrons are simulated, and the count rates of the photoneutron and the delayed neutron at the detector position are calculated. The calculated count rate of the photoneutron is 11 % of the whole measured neutron count rate. The amount of uranium exposed to the coolant in the core is also predicted by the delayed neutron transport calculation, and it is lower than the allowable level of surface contamination of fuel rods.

#### IV. Conclusion

Since the level of delayed neutrons generated from the surface contamination of fuel rods are sensitively monitored by the detection method of neutrons in primary cooling circuit, it is confirmed that the detection method of delayed neutron is very useful for the monitoring of fuel failure.

# CONTENTS

Statement for Report Submission .....	i
Summary in Korean .....	iii
Summary .....	v
Contents .....	vii
Contents in Korean .....	ix
List of Figure .....	xi
List of Table .....	xiii
Chapter 1. Introduction .....	1
Chapter 2. Status of HANARO Failed Fuel Detection System .....	4
2.1. Outline of HANARO Failed Fuel Detection System .....	4
2.1.1. Components of Failed Fuel Detection System .....	4
2.1.2. Installation of Failed Fuel Detection System .....	10
2.2. Calculation of Trip Setpoint of Failed Fuel Detection System in HANARO Design .....	10
2.3. Operation of Failed Fuel Detection System and Measurement of its Characteristics .....	14
2.3.1. Operation Method of FFDS .....	14
2.3.2. Measurement of Characteristics of FFDS .....	16
2.4. Problems of Failed Fuel Detection System .....	19
Chapter 3. Investigation of Possibility for Failed Fuel Detection by Delayed Neutron Measurement .....	21



<b>3.1. Introduction</b>	21
<b>3.2. Neutron Measurement in the Primary Cooling Circuit of HANARO</b>	21
3.2.1. Selection of Detectors and their Characteristics	22
3.2.2. Experiments of Neutron Measurements	25
<b>3.3. Analysis of Neutron Sources in the Primary Cooling Circuit</b>	29
3.3.1. Survey of Neutron Sources	30
3.3.2. Analysis of Changes in Neutron Count Rates Before and After Reactor Shutdown	31
<b>3.4. Calculation of Neutron Generation in the Primary Cooling Circuit by Using Monte Carlo Method</b>	44
3.4.1. Geometry of Calculation	44
3.4.2. Process of Photoneutron Transport Calculation	45
3.4.2.1. Generation of Random Number	45
3.4.2.2. Calculation of N-16 Generation Rate by MCNP	45
3.4.2.3. Generation and Transport of Gamma Ray	52
3.4.2.4. Transport of Photoneutron Generated in Coolant Circuit	56
3.4.2.5. Detection of Neutrons	61
3.4.2.6. Transport of Neutrons in Polyethylene Layer	62
3.4.3. Calculation of Delayed Neutron Transport	63
3.4.4. Data Used in Calculation	64
3.4.5. Result of Calculation	68
<b>Chapter 4. Conclusion</b>	73
<b>References</b>	75

# 목 차

제 출 문 .....	i
요 약 문 .....	iii
SUMMARY .....	v
CONTENTS .....	vii
목 차 .....	ix
그 립 목 차 .....	xi
표 목 차 .....	xiii
제 1 장 서 론 .....	1
제 2 장 하나로 핵연료 파손 감시 계통의 현황 .....	4
2.1. 하나로 핵연료 파손 감시 계통의 개요 .....	4
2.1.1. 핵연료 파손 감시 계통의 구성 요소 .....	4
2.1.2. 핵연료 파손 감시 계통의 설치 .....	10
2.2. 하나로 설계시 핵연료 파손 감시 계통 정지 설정치 계산 .....	10
2.3. 핵연료 파손 감시 계통의 운영 및 특성 측정 .....	14
2.3.1. FFDS 운영 방법 .....	14
2.3.2. FFDS 특성 측정 실험 .....	16
2.4. 핵연료 파손 감시 계통의 문제점 .....	19
제 3 장 지발 중성자 계측을 통한 핵연료 파손 감시 가능성 검토 .....	21
3.1. 개 요 .....	21
3.2. 하나로 1차 배관의 중성자 측정 .....	21
3.2.1. 계측기 선정과 특성 .....	22
3.2.2. 중성자 계측 실험 .....	25

3.3. 1차 배관 중성자 발생 원인 분석 .....	29
3.3.1. 중성자 발생 원인 추적 .....	30
3.3.2. 원자로 정지 전후 중성자 계수율의 변화 분석 .....	31
3.4. 몬테카를로 방법을 이용한 1차 배관에서의 중성자 발생량 계산 .....	44
3.4.1. 계산 geometry .....	44
3.4.2. 광중성자 수송 계산 과정 .....	45
3.4.2.1. 난수(random number) 발생 .....	45
3.4.2.2. MCNP를 이용한 N-16 생성을 계산 .....	45
3.4.2.3. 감마선 생성 및 수송 .....	52
3.4.2.4. 배관에서 발생된 광중성자의 수송 .....	56
3.4.2.5. 중성자 검출 .....	61
3.4.2.6. 폴리에틸렌 층에서의 중성자 수송 .....	62
3.4.3. 지발 중성자 수송 계산 .....	63
3.4.4. 계산에 이용된 데이터 .....	64
3.4.5. 계산 결과 .....	68
 제 4 장   결   론 .....	 73
 참 고 문 헌 .....	 75

## 그림 목 차

그림 2-1. 핵연료 파손 감시 계통의 개략도 .....	6
그림 2-2. 감마선 검출기 및 차폐 구조물의 상세도 .....	8
그림 2-3. 전치증폭기/분광기와 검출기 사이의 신호 교환 개략도 .....	9
그림 2-4. FFDS 감마선 검출기 설치 위치 .....	11
그림 2-5. FFDS 감마선 검출기의 설치 형상 .....	11
그림 2-6. 3"×3" NaI(Tl) 검출기로 측정된 N-16 감마선 스펙트럼 .....	13
그림 2-7. RPS-A 채널에 대해 측정된 감마선 에너지 스펙트럼 .....	17
그림 3-1. BF3 비례 계수관의 특성 스펙트럼 .....	24
그림 3-2. 제작사에서 제시한 BF3 비례 계수관의 에너지 스펙트럼 .....	25
그림 3-3. 1차 배관 중성자 계측 계통 .....	26
그림 3-4(a). BF3-1 검출기에 대해 SCA로 측정된 에너지 스펙트럼 .....	27
그림 3-4(b). BF3-2 검출기에 대해 SCA로 측정된 에너지 스펙트럼 .....	27
그림 3-5. BF3-2 검출기를 이용하여 측정된 MCA 중성자 스펙트럼 .....	28
그림 3-6. 4주기 초 운전 시간에 따른 1차 배관 중성자 계수율 변화 경향 .....	29
그림 3-7. 원자로 정지 전후에 시간에 따라 측정된 중성자 계수율 변화 경향 .....	34
그림 3-8. 원자로 정지 전후 광중성자 및 지발 중성자 변화 경향의 계산 결과와 중성자 측정 결과와의 비교 .....	35
그림 3-9. 1차 배관 중성자 측정을 위한 BF3 계측기 및 차폐체 배치도 .....	36
그림 3-10. 원자로 정지 전후에 노심 출구관에서의 중성자 측정 결과와 광중성자 및 지발 중성자 수의 변화 계산 결과 .....	37
그림 3-11. 원자로 정지 전후에 노심 입구관에서의 중성자 측정 결과와 광중성자 및 지발 중성자 수의 변화 계산 결과 .....	38
그림 3-12. 노심 입, 출구관에서의 중성자 측정 결과와 계산 결과 .....	39
그림 3-13. 두 계측기를 노심 출구관 아래에 설치하고 10 cm의 납으로 차폐한 후 측정된 계수율 변화 경향과 계산 결과 .....	41

그림 3-14. 계측기 주변에 폴리에틸렌 반사체를 설치한 모습	42
그림 3-15. 반사체를 설치한 상태에서의 중성자 측정 결과와 계산 결과	43
그림 3-16. 출력 20 MW일 때의 하나로 MCNP 모델 평면도	47
그림 3-17. 출력 30 MW일 때의 하나로 MCNP 모델 평면도	48
그림 3-18. $O^{16}(n,p)N^{16}$ 반응 단면적	49
그림 3-19. 물에 대한 광자의 감쇠 계수	64
그림 3-20(a). H-1에 대한 중성자 반응 단면적	65
그림 3-20(b). C-12에 대한 중성자 반응 단면적	65
그림 3-20(c). O-16에 대한 중성자 반응 단면적	66
그림 3-20(d). Pb-208에 대한 중성자 반응 단면적	66
그림 3-21. 감마선에 의한 중양자의 광핵분해 단면적	67

## 표 목 차

표 2-1. 하나로 핵연료 파손 감시 계통 구성 요소의 규격	7
표 3-1. 1차 배관의 지발 중성자 측정을 위한 계측기의 주요 제원	22
표 3-2. N-16 생성을 계산을 위한 MCNP 계산에 사용된 노심 조건	46
표 3-3. Flow tube내 냉각수 및 반사체에서 N-16 생성율	51
표 3-4. U-235의 thermal fission에 대한 지발 중성자 자료	63
표 3-5. 콘크리트(concrete, ordinary)의 성분	68
표 3-6. 폴리에틸렌 반사체의 설치 유무에 따른 중성자 측정값과 몬테카를로 계산 결과의 비교	70
표 3-7. Flow tube내 냉각수에서 U-235 1 gm당 핵분열율	72

## 제 1 장 서 론

하나로(HANARO)와 같이 펌프를 이용하여 냉각수를 노심 내부로 강제 순환시키는 방식의 원자로에서 핵연료의 파손 등으로 인한 비정상적인 방사능 유출을 감시하기 위해 주로 사용하는 방법은 노심으로부터 나오는 1차 배관 냉각수의 방사선 준위를 감시하는 것이다. 이러한 1차 배관 냉각수에는 핵연료에 이상이 없이 원자로가 정상적으로 운전되고 있는 상태에서도 고준위의 방사성 물질이 포함되어 있다. 정상적인 원자로 운전시 1차 배관 냉각수 속에 포함된 방사선원은 냉각수 자체 및 냉각수에 포함된 각종 불순물들이 노심 내부를 지나며 중성자와 반응, 방사화된 것과 노심 내부 구조 물질이 방사화된 후 노심을 통과하는 냉각수에 녹거나 쓸려나가서 냉각수 속에 포함되는 것, 그리고 핵연료 표면에 부착되어 있던 각종 물질들이 중성자와 반응하여 발생된 반응 생성물들이 냉각수에 포함된 것으로 나눌 수 있다. 만일 핵연료가 파손되는 등의 이상이 생겨 핵연료 물질이 냉각수에 노출되면 1차 냉각수에는 다량의 핵분열 생성물이 포함되고, 이에 따라 정상 상태의 1차 배관에서 발생하는 각종 방사선 외에 핵연료 내부에서 방출되는 감마선, 지발 중성자 등이 발생된다.

하나로에서는 1차 배관 냉각수 내의 감마선을 감시하여 핵분열 생성물에서 발생하는 감마선이 전체 측정 감마선에 포함되어 있는지의 여부로 핵연료의 파손을 알아낼 수 있는 핵연료 파손 감시 계통(FFDS : Failed Fuel Detection System)을 1차 배관에 설치하여 운영하고 있다. 하나로에서 핵연료의 파손 등으로 인한 비정상적인 방사능 유출을 가장 먼저 알아낼 수 있는 것은 이 핵연료 파손 감시 계통이며, 감마선 계측기로는 NaI(Tl) 계측기를 사용한다.

정상적인 원자로 운전 동안 1차 배관 냉각수에서 계측되는 감마선 가운데 가장 큰 몫을 차지하는 것은 N-16으로부터 방출되는 6.13 MeV 감마선이다. 핵분열 생성물에서 발생하는 감마선은 대부분 2 MeV 이하이고, N-16은 6.13 MeV 감마선을 내므로 전에너지 피크의 간섭은 없다. 그러나 큰 에너지의 감마선은 낮은 에너지 영역에 Compton background를 형성하기 때문에 2 MeV 이하의 감마선을 측정할 때 N-16의 6.13 MeV 감마선의 영향이 강하

게 나타난다. 따라서 감마선을 측정하여 핵연료의 파손을 감시하는 계통은 핵연료 파손 등에 의해 핵분열 생성물로부터 방출되는 감마선의 준위가 높아지더라도 이를 빠르고 정확하게 알아내는데 문제가 있을 가능성이 있다. 일반적으로 핵분열 생성물 중 감마선 방출 핵종의 반감기는 상대적으로 길고, N-16의 반감기는 7.1초로서 매우 짧기 때문에 냉각수가 노심에서 나온 후 긴시간 후에 측정하면 이 문제를 없앨 수 있으나 노심 내부의 비정상 상태를 감지하는데 시간이 오래 걸리는 단점이 있다.

하나로에서는 이러한 문제점을 완화하기 위하여 N-16이 2 MeV 이하의 감마선 계측에 미치는 영향을 보상하도록 FFDS를 설계하여 사용해 왔다. 그런데, 감마선 측정을 이용한 핵연료 파손 감시 계통을 운용한 결과, 측정값이 계측 계통의 증폭을 변화 등에 매우 민감하여 정상적인 상태에서도 경보가 발생하거나 측정값의 요동이 심하여 운전이 지장을 주었다. 또한 RRS 정지가 발생하면 반감기가 짧은 N-16은 곧 없어지므로 FFDS 측정값이 증가하여 RPS 정지가 뒤따르게 되고, 이어서 비상 환기 계통이 작동되는 현상이 생긴다. 평상시에는 이 현상이 별 문제가 되지 않으나 실제 사고 상황에서는 운전원이 오판할 수 있는 소지를 제공한다.

핵분열 생성물에서 방출되는 감마선을 감시하는 핵연료 파손 감시 계통 외에 핵연료의 파손을 알아낼 수 있는 또 다른 방법으로 1차 배관의 중성자를 계측하여 비정상적인 상태에서 핵분열 생성물속에 포함되는 지발 중성자 모핵종(delayed neutron precursor)으로부터 방출되는 중성자를 감시하는 방법이 있다[1-1]. 따라서 하나로에서도 1차 배관의 지발 중성자를 측정하여 핵연료의 파손 여부를 감시하는 방안이 제안되었으며, 이 방법의 타당성과 신뢰성을 입증하기 위해 지속적으로 실험과 계산 등을 수행하여 왔다 [1-2,3,4].

중성자를 계측하더라도 고에너지의 감마선이 중성자 펄스로 계측될 가능성이 있고, 고에너지 감마선이 광핵분해 반응을 일으켜 광중성자를 만들 수도 있다. 실제로 지발 중성자를 측정하는 다른 원자로의 경우를 보면 N-16이 충분히 붕괴되도록 한 뒤 중성자를 측정한다. 일본의 JRR-3M과 인도네시아의 RSG-GAS에는 1차 계통에 N-16을 붕괴시키는 decay tank가 있고, 그 뒤에 중성자 계측기를 두고 있다. CANDU 원자로에서는 1차 계통의 중수를 별도의 관으로 뽑아 내어 시간을 지연시킨 뒤에 중성자를 측정한다. 그런데 하나로에는 decay tank가 없으며, 기존 배관에서 냉각수를 별도로 뽑기



도 어렵다. 무엇보다 앞서 언급한 대로 이렇게 하면 핵연료 손상을 발견하기 까지 시간이 걸리고 이에 따라 원자로를 즉시 정지시키지 못하므로 불리하다. 즉, 지발 중성자 계측으로 핵연료 파손 감시 계통을 구성하더라도 비정상적인 상황을 민감하게 계측하기 위해서는 정상 상태에서의 측정값이 비정상 상태에서 의 값보다 충분히 낮아야 한다. 따라서 먼저 정상적인 원자로 운전 상태에서 1차 배관의 중성자를 계측하였으며, 원자로 정지 전후에 1차 배관 중성자를 시간에 따라 계측하여 중성자의 발생 원인을 분석하였다. 또한 이러한 분석의 신뢰성을 확보하고, 핵연료 파손 검출 감도를 추정하기 위해 몬테카를로 방법으로 중성자 계수율을 예상하였다. 이를 통하여 중성자 계측 계통을 이용하여 핵연료 파손 및 비정상적인 방사선 유출을 감시할 수 있는 가능성을 검토하였다.

## 제 2 장 하나로 핵연료 파손 감시 계통의 현황

### 2.1. 하나로 핵연료 파손 감시 계통의 개요

하나로의 핵연료 파손 감시 계통(FFDS)은 1차 냉각 계통의 방사선을 측정하여 핵연료 파손 사고가 발생했을 경우 파손된 핵연료로부터 1차 냉각 계통의 냉각수로 확산되는 핵분열 생성 물질을 감시하고, 측정된 방사선이 정지 설정값을 초과할 경우 원자로를 비상 정지시켜 사고의 확산을 방지하기 위한 안전 계통이다. 하나로에서 현재 운용하고 있는 핵연료 파손 감시 계통은 NaI(Tl) 검출기를 이용하여 1차 배관의 감마선을 감시하여 핵분열 생성물로부터 방출된 감마선이 정지 설정치를 초과하면 정지 신호를 내보낸다.

원자로가 정상적으로 운전되고 있을 때 1차 냉각 배관내에서 감마선을 방출하는 감마선원은 여러 가지가 있으나 그중 가장 큰 비중을 차지하는 것은  $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$  반응에 의해 생성되는 N-16이다. N-16의 붕괴 반감기는 7.1초이며, N-16으로부터 방출되는 감마선의 에너지는 대부분 6.13 MeV인데 비하여 핵분열 생성물로부터 방출되는 감마선은 에너지에 따라 지수 함수적으로 감소하고, 2 MeV 이상은 매우 적다. 따라서 N-16의 감마선 스펙트럼에서 2 MeV를 경계로 하여 그 이상과 이하의 계수용 비를 알면 2 MeV 이하의 감마선 측정에서 N-16의 영향으로 인한 값은 빼주어 핵분열 생성물로부터 방출되는 감마선이 측정되는 에너지 구간과 N-16에서 방출되는 감마선만 주로 측정되는 에너지 구간에서의 감마선 측정 값에 적절한 비례 상수를 곱하여 핵분열 생성물에 의한 감마선이 측정되는 에너지 구간에서 background 기여된 N-16의 영향을 제거함으로써 순 계수용을 측정하도록 설계되어 있다.

### 2.1.1. 핵연료 파손 감시 계통의 구성 요소

현재 하나로에 사용되고 있는 핵연료 파손 감시 계통의 구성 요소와 모델

명 및 개략적 구성도는 그림 2-1과 같다. 각 구성 요소의 규격은 표 2-1에 정리하였으며, 각 구성 요소의 특징과 기능을 아래에 간략히 기술하였다.

### (1) 검출기 차폐(detector shield)

일반적으로 원자로내의 핵연료 파손 감시 계통이 위치하게 되는 1차 배관 부근은 감마선 background가 매우 높다. 따라서 감마선 검출기 주변에 두꺼운 감마선 차폐가 필요하며, 차폐 구조물은 스테인리스가 직경이 18 인치(457 mm)인 원형 실린더 납 차폐물을 둘러싸고 있는 형태이다. 또한 1차 배관 감마선을 측정하기 위하여 1차 배관 중심을 향하는 3/8 인치(9.5 mm) 크기의 구멍이 있으며, 검출기는 실린더의 중심이 아닌 약간 아래쪽에 설치된다. 감마선 검출기가 차폐 구조물 속에 설치되어 있는 형상의 상세도는 그림 2-2와 같다.

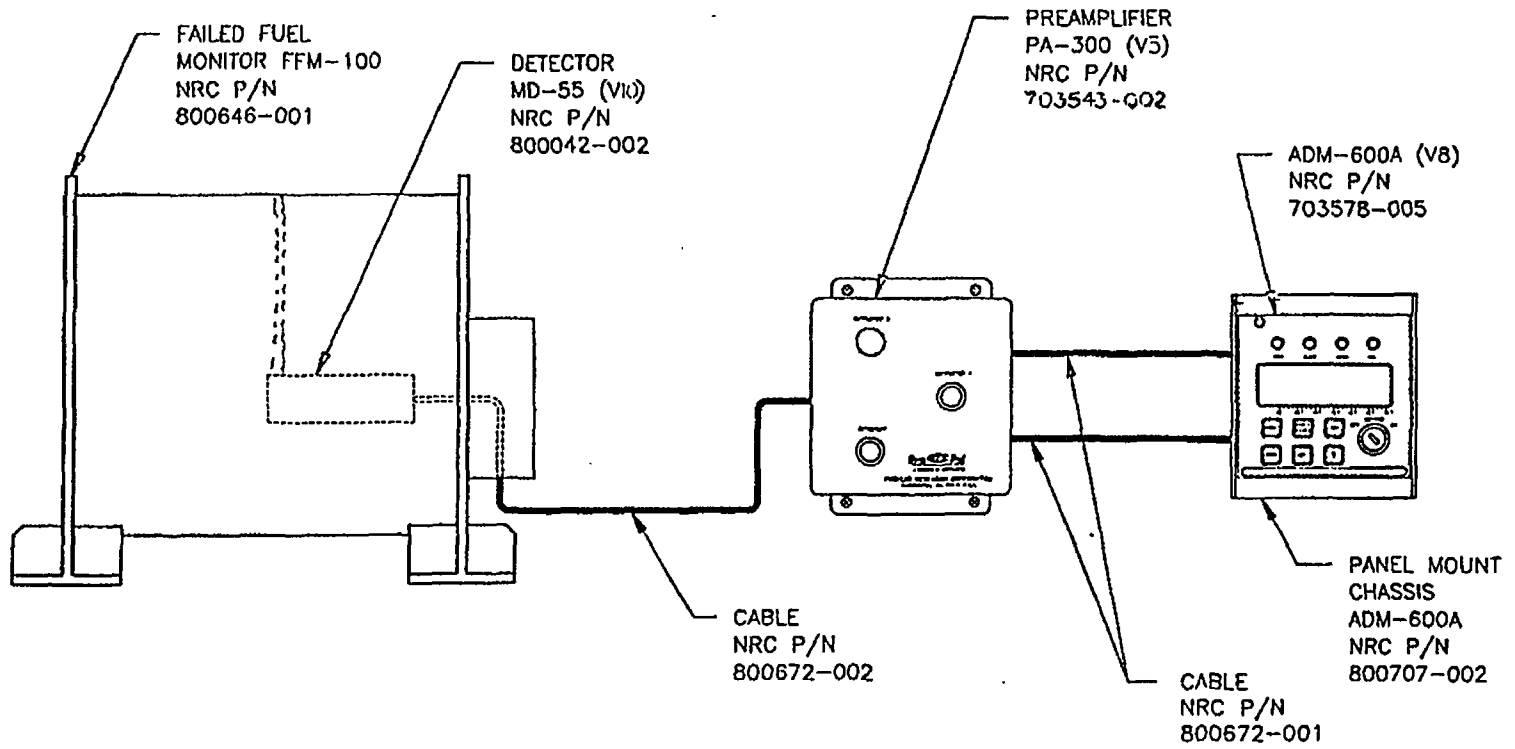
### (2) 검출기(detector model : MD-55)

감마선 검출기로는 MD-55 NaI(Tl) 섬광 검출기가 사용되고 있으며, NaI 크리스탈의 직경은 1.5 인치, 길이는 1 인치이다. 이 검출기는 PM tube와 buffer amplifier를 포함하고 있으며 buffer amplifier는 100 feet 떨어져 있는 전치증폭기/분광기(preamplifier/spectrometer)를 구동한다. 또한 LED를 이용한 gain 안정화 계통도 포함되어 있다.

### (3) 전치증폭기/분광기(preamplifier/spectrometer : PA-300)

전치증폭기/분광기는 검출기 출력 신호를 증폭하고 pulse shaping하며, 분광기를 통해 파고 분석(pulse height analysis)을 수행하여 결과를 디지털 펄스의 형태로 계수율계(ratemeter)에 전달한다. 또한 PM tube를 동작시키기 위한 500~1500 V의 고전압을 발생시킨다. 필요한 전원은 후단에 위치한 계수율계로부터 공급받는다. PA-300은 LED driver를 이용하여 검출기 내부의 LED를 구동한다. 즉 LED에서 발생된 빛이 PM tube에 공급되면 이 빛에 의한 PM tube 출력과 기준 전압을 비교하여 교정 전압을 발생시키고 이것을 이용하여 PM tube에 공급되는 고전압을 적절하게 조정함으로써 검출기 gain을 안정화한다. 분광기에는 SCA 두개가 포함되어 있는데 계수율계에서 각각을 독립적으로 조정할 수 있다. 각 분광기는 Gross(Integral) mode와 Window(Differential) mode로 운전이 가능하다. 전치증폭기/분광기와 검출기 사이의 신호 교환에 대한 개략도는 그림 2-3과 같다.

그림 2-1. 핵연료 피손 감시 계통의 개략도.





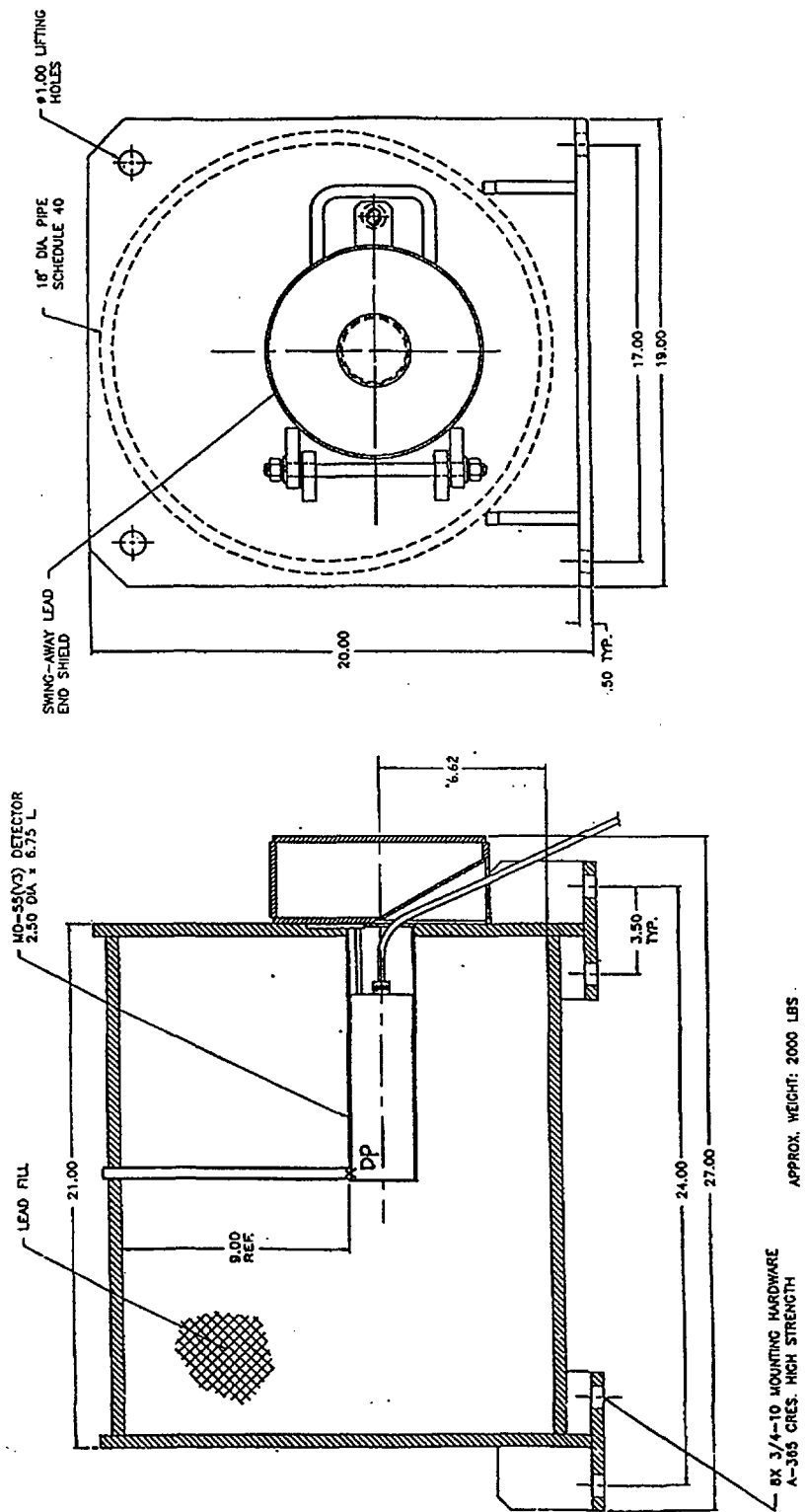


그림 2-2. 감마선 검출기 및 차폐 구조물의 상세도.

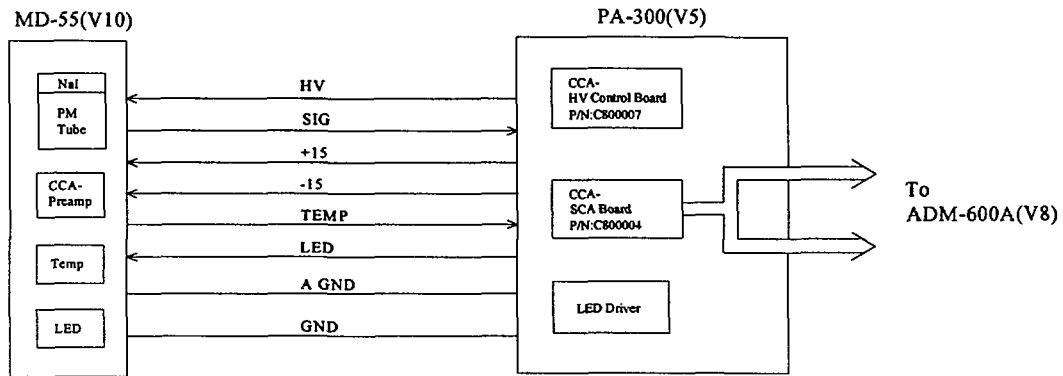


그림 2-3. 전치증폭기/분광기와 검출기 사이의 신호 교환 개략도.

#### (4) 계수율계 (ratemeter, ADM-600A)

계수율계는 본 계통의 다른 부분을 작동하고, 필요한 전원을 공급하며, 계통의 각 측정값을 표시한다. 이 계수율계는 PA-300으로부터 gross 신호와 background 신호를 받아서 background 계수율에 사용자가 정한 scale factor를 곱한 후 gross 계수율로부터 곱한 값을 빼서 net 계수율을 표시한다. 경고는 'HIGH', 'ALERT' 및 'FAIL'로 구분되며 각 경고는 net 계수율이 설정치를 초과하면 발생한다.

검출기에서 발생한 신호는 신호 증폭기를 거쳐 주제어실내 원자로 보호반에 설치되어 있는 신호 처리기로 보내져 처리되며, 핵연료 파손이 의심되는 경우 즉 FFDS 측정값이 위에서 정한 설정치보다 큰 경우, 원자로 정지 논리 신호 등을 안전 계통으로 분류되어 있는 원자로 보호 계통으로 출력한다.

국제적으로 적용되고 있는 안전 계통의 기준과 규격에 따라, 핵연료 파손 감시 계통을 구성하고 있는 검출기로부터 신호 처리기까지의 기기, 배선 그리고 전원 공급 계통 등은 모두 세 개의 채널로 구성되어 3중화되어 있고, 독립성, 다양성, 다중성, 품질 보증, 기기 검증 등과 같은 설계 요건들을 만족시키고 있다. 각 채널의 기기 번호는 아래와 같다.

- 감마선 검출기(NaI) : KM-680-RE-14A/14B/14C
- 신호 증폭기 : KM-680-RY-14A/14B/14C

□ 신호 처리기 : KM-680-RU-14A/14B/14C

### 2.1.2. 핵연료 파손 감시 계통의 설치

핵연료 파손 감시 계통의 감마선 검출기는 그림 2-4, 2-5에서 알 수 있는 바와 같이 1차 냉각 계통 배관 공동구 내부의 16 인치 노심 입구 배관 하단부에 설치되어 있는 납 차폐체 내부에 위치하고 있다. 검출기로부터 내방사선 전선으로 연결되는 신호 증폭기는 원자로실 내벽에 설치되어 있고 신호 증폭기로부터 2개의 전선이 제어실 내부에 설치된 신호 처리기로 연결되어 있다.

### 2.2. 하나로 설계시 핵연료 파손 감시 계통 정지 설정치 계산

하나로 설계시에 핵연료 파손 감시 계통의 정지 설정치는 아래와 같이 정상 운전시의 N-16의 영향을 제외한 background 계수율과 핵연료 파손시 핵분열 생성물에 의한 계수율을 계산하여 핵연료 파손시에 증가하는 계수율을 확인한 후 정상 운전시의 N-16의 영향을 제외한 background 계수율에 적절한 비율을 곱한 값으로 정하였다[2-1,2].

핵분열 생성물로부터 방출되는 감마선의 양은 에너지에 따라 지수 함수와 유사한 형태로 감소하며, 2.0 MeV 이상의 에너지를 가진 감마선은 매우 적으므로, 핵연료가 파손된 경우에 1차 배관의 감마선을 측정하면 주로 2.0 MeV 이하의 계수율이 급격히 증가하게 된다. 따라서 핵연료 파손 감시 계통의 두 SCA 채널을 각각 0.6~2.0 MeV 에너지 영역과, 2.0 MeV 이상의 에너지 영역의 감마선을 측정하도록 정하면 아래와 같이 FFDS 측정치를 구할 수 있다. 이 FFDS 측정치가 정지 설정값보다 커지면 신호를 발생하도록 한다.

$$[\text{FFDS 측정치}] = [0.6\sim 2.0 \text{ MeV 사이의 계수율}] - [2.0 \text{ MeV 이상의 계수율}] \times [\text{적정 계수}] \quad (2-1)$$

위 식에서 적정 계수를 곱한 것은 2.0 MeV 이상의 감마선이 0.6~2.0 MeV 에너지 영역의 측정값에 영향을 미치므로 이 영향을 빼주기 위함이다.



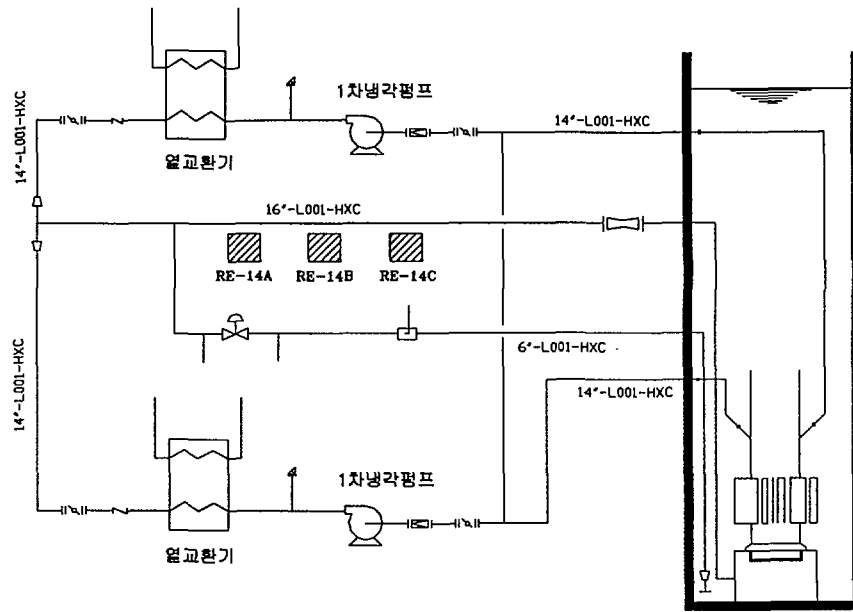


그림 2-4. FFDS 감마선 검출기 설치 위치.

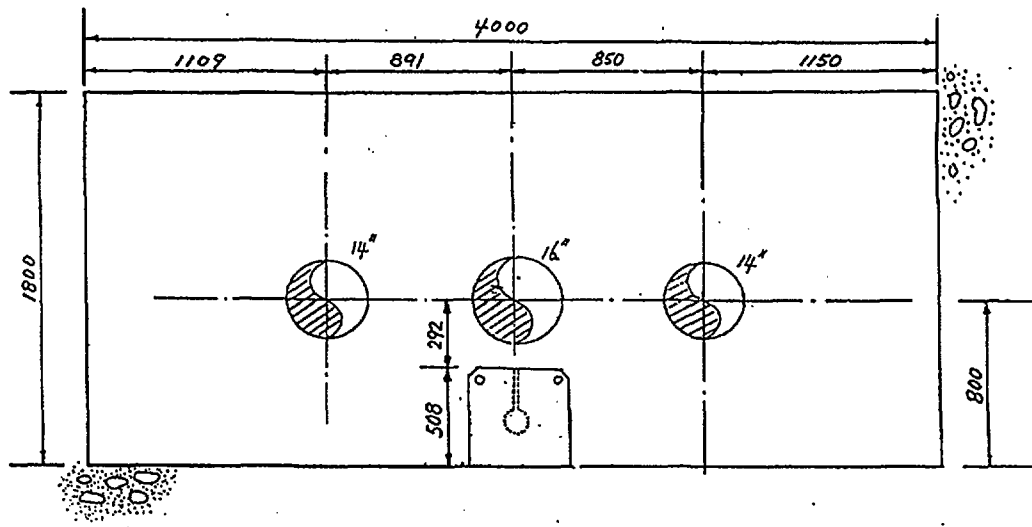


그림 2-5. FFDS 감마선 검출기의 설치 형상.

정상 운전시 1차 배관 냉각수내의 감마선원은 냉각수내의 방사화 생성물과 핵연료봉 표면에 있을 수 있는 핵분열 물질(tramped uranium)에 의한 핵분열 생성물 및 6~7 MeV의 감마선을 방출하는 N-16으로 나눌 수 있다. 이 중 방사화 생성물과 tramped uranium에 의한 영향은 주로 0.6~2.0 MeV 에너지 영역에서 나타나며, 2.0 MeV 이상에서는 무시할 수 있고, 2.0 MeV 이상에서는 N-16의 영향만이 크게 나타난다. 핵연료가 파손되어 핵연료봉 1개의 핵분열 생성물이 모두 냉각수내로 유출되었을 때를 가정하면, 냉각수 내의 감마선원은 정상 운전시의 선원과 핵연료로부터 방출된 감마선원으로 이루어지며, 핵분열 생성물에 의한 감마선 중 2.0 MeV 이상은 역시 무시할 수 있다. 이러한 감마선들이 핵연료 파손 감시 계통의 검출기에 측정되는 양은 계측 형상(geometry)과 검출기의 효율 등을 고려하면 구할 수 있다. 각 경우에 대해 FFDS 검출기에 측정되는 감마선 계수율 계산 결과를 정리하면 아래와 같다[2-3,4,5].

□ 정상 운전시 0.6~2.0 MeV의 에너지 범위에서 각 background 선원들에 의한 FFDS 계측기의 계수율 예상값

① 방사화 생성물에 의한 계수율,  $C_A : 1078 \text{ cpm}$

② Tramped uranium에 의한 계수율,  $C_T : 30 \text{ cpm}$

③ N-16으로부터 발생된 감마선의 Compton 산란에 의한 계수율  
(2.74 MeV 피크의 영향은 무시)

$C_{N-16}(6.13 \text{ MeV}) : 3.09 \times 10^4 \text{ cpm}$

$C_{N-16}(7.12 \text{ MeV}) : 1691 \text{ cpm}$

⇒ 총계수율,  $C_B : 3.37 \times 10^4 \text{ cpm}$

□ 핵연료 파손시 핵분열 생성물에 의한 계수율 (1개 연료봉의 핵분열 생성물이 냉각수 내에 고르게 분포하고 있고, 감마선 에너지는 평균 에너지 1.3 MeV로 간주하며, 2.0 MeV 이상의 감마선에 의한 Compton 효과는 무시함)

$C_F : 5.33 \times 10^5 \text{ cpm}$

□ 핵연료 파손시 0.6~2.0 MeV 영역에서의 총계수율

$C_{FF} = C_B + C_F = 5.67 \times 10^5 \text{ cpm}$

Background 계수율중에서 N-16으로부터 방출되는 고에너지 감마선의 Compton 산란으로 인한 계수가 0.6~2.0 MeV 에너지 범위에 미치는 효과를 정확하게 제거하기 위해서는 현재 사용하고 있는 NaI(Tl) 계측기의 정확한 N-16 스펙트럼을 측정해야 하지만 본 기기의 규격상 스펙트럼 측정은 불가능하다. 따라서 3"×3" NaI(Tl) 검출기로 측정한 N-16 감마선 스펙트럼을 참고로 살펴보았으며[2-6], 그림 2-6과 같다. 이 스펙트럼에서 0.6~2.0 MeV 영역의 면적(A1)과 2.0 MeV 이상의 면적(A2) 비 A1/A2는 0.3정도이다. 본 감시 계통의 감마선 계측기는 3"×3" NaI 크리스탈보다 작으므로 Compton 계수율이 3"×3" NaI 크리스탈의 경우보다 클 것이고, 위에서 정한 비율 A1/A2가 0.3보다 클 것으로 예상된다. 따라서 3"×3" NaI(Tl) 검출기에서 구한 비율 0.3을 그대로 사용하였으며, 이 값을 사용하면 N-16으로부터 방출된 감마선의 Compton 계수율을 실제보다 작게 제거하게 되므로 보다 보수적인 결과를 얻을 것이라 예상하였다.

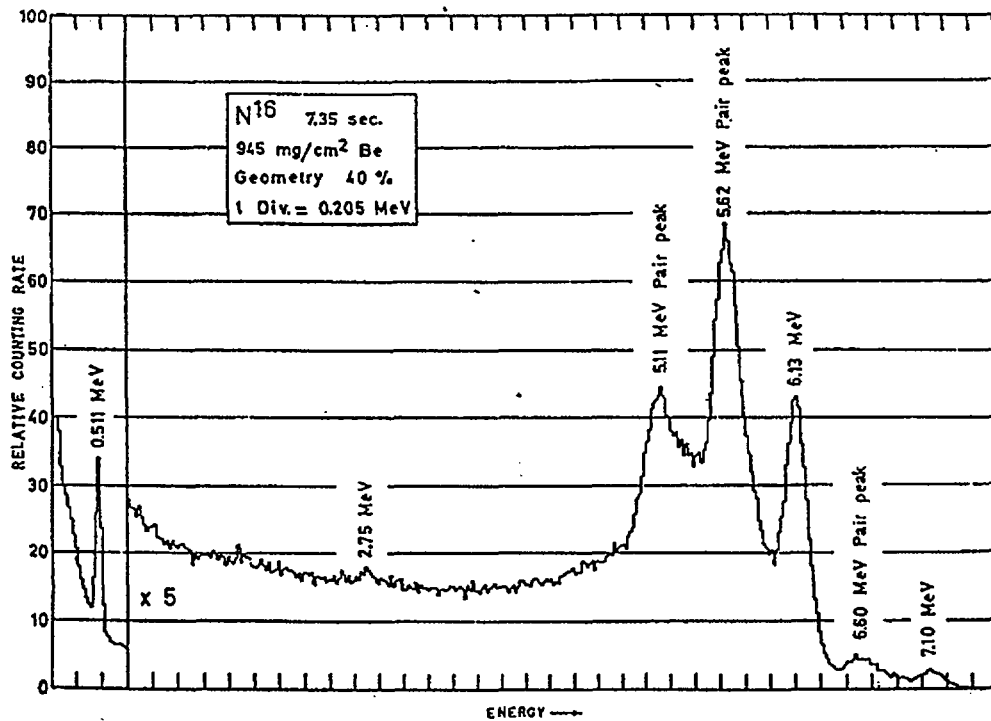


그림 2-6. 3"×3" NaI(Tl) 검출기로 측정한 N-16 감마선 스펙트럼.

핵연료 파손 감시 계통에는 두 개의 SCA가 있는데, 위에서 살펴본 바와 같이 N-16 감마선의 Compton 계수를 고려하기 위하여 SCA 1번은 0.6~2.0 MeV의 에너지 범위로 설정하고 SCA 2번은 2.0 MeV 이상으로 설정하여 각각을 측정한다. 따라서 감마선 측정을 통해 구한 background 계수율은

$$A_{BAC} = A1 - 0.3 \times A2 \quad (2-2)$$

가 된다. 정지 신호는 FFDS 측정값이 이  $A_{BAC}$ 보다 일정한 비율 만큼 증가하면 발생하도록 한다. 위 계산으로부터 N-16의 영향을 제거한 background 계수율은 1108 cpm이므로 정지 설정값은 이 값의 5배로서 측정값  $A_{BAC}$ 가 아래값을 초과하는 경우, 즉

$$A_{BAC} \geq C_{trip} = 5500 \text{ cpm}$$

로 정하였다. 이 값은 1개의 연료봉에서 방출된 핵분열 생성물에 의한 계수율  $5.33 \times 10^5$  cpm의 1%에 해당한다.

## 2.3. 핵연료 파손 감시 계통의 운영 및 특성 측정

### 2.3.1. FFDS 운영 방법

핵연료 파손 감시 계통에서 핵연료 파손에 의해 발생될 수 있는 핵분열 생성물로부터 방출되는 감마선을 측정하기 위한 채널로서는 위에서 살펴본 바와 같이 differential 모드로서 0.6~2.0 MeV의 감마선 에너지 범위를 선정하였고, "GROSS" 채널로 명명하였다. 2.0 MeV 이상의 감마선 에너지 영역에서는 integral 모드로 주로 N-16에 의한 계수율을 측정하며, 이 채널은 "BACKGROUND" 채널로 명명하였다. 앞서 언급한 바와 같이, GROSS 채널의 계수율에는 핵분열 생성물에 의한 것뿐만 아니라 N-16으로부터 방출된 고에너지 감마선의 콤프턴 효과에 의한 계수율이 포함되어 있기 때문에 이에 대한 영향을 제거해 주어야만 핵분열 생성물에 의한 순수 계수율을 구할 수 있다. 따라서, 순수 핵연료 사고에 의한 계수율, NETFP는 다음 식과 같이 계산된다.

$$\text{NETFP} = \text{GROSS} - K \times \text{BACKGROUND} \quad (2-3)$$

FFDS 신호 처리기의 전면에는 NETFP, GROSS 및 BACKGROUND 계수율이 디지털로 표시되며, NETFP 계수율이 앞에서 설정한 정지 설정값을 초과하게 되면 즉시 원자로 정지 신호를 출력한다. 또한 현재의 NETFP 지시값을 4~20 mA의 아날로그 신호로 변환하여 제어컴퓨터로 전송하고 제어컴퓨터는 이 신호를 받아 제어실 CRT에 실시간으로 표시한다. 신호 처리기에는 6개의 누름 스위치가 있는데, 이들을 이용하여 신호 증폭기에 설치되어 있는 펄스 선별기의 에너지 설정을 조정할 수 있고 경보 설정값의 수정과 시스템 자기 진단 기능 수행, 검출기의 교정, 운전 모드의 변경, K 인자의 수정 등과 같은 여러 가지 업무를 제어실에서 편리하게 수행할 수 있다.

검출기 운전 모드에는 “에너지 설정 모드”와 “필터 모드/K 인자 설정 모드” 등 2종류의 선택 모드가 있다. 에너지 설정 모드에서는 각 펄스 선별기를 integral 채널로 사용할 것인지 아니면 differential 채널로 사용할 것인지를 선택할 수 있고 또, 각각의 채널에 대한 에너지 범위를 임의로 설정할 수 있다.

필터 모드는 각 채널의 계수율 측정에 중요한 의미를 가지고 있다. 데이터 필터링 알고리즘은 일반적인 디지털 카운터의 원리를 응용한 것으로서 50 msec마다 디지털 카운터의 계수값을 읽어 2초 동안 저장소에 보관한다. 따라서 2초-메모리에는 40개의 50 msec 계수값을 총계한 계수값이 보관된다. 2초-메모리의 계수값은 다시 최대 10분-메모리로 보내지는데, 2초-메모리 계수값 300개가 합쳐져 하나의 평균값을 생산하는 원리이다. 10분-메모리에 301번째 2초-메모리 계수값이 도착되면 첫번째로 10분-메모리로 들어온 계수값이 상실되고 대신 301번째 계수값을 포함한 300개의 평균값을 계산하여 출력한다. 따라서, 신호 처리기에 지시되는 각 채널의 지시값은 2초 동안의 평균 계수값 300개의 또 다른 평균값이라고 말할 수 있다. 신호 처리기에서 평균하는 샘플의 수는 임의로 선택할 수 있다. 만약 “1분 평균 모드”를 선택할 경우에는 300개가 아니라 30개의 2초 샘플들을 평균하는 것이다.

측정 계수율이 정지 설정값을 초과하였는지를 확인하는 논리 회로는 2초 샘플이 한번 들어올 때마다 즉, 2초 간격으로 실행된다. 필터 모드의 평균 시간 선정은 측정의 정확도와 응답 시간을 함께 고려하여 결정된다. 즉, 평균 시간을 길게 하면 측정의 정확도를 향상시킬 수 있지만 응답 시간이 느

려지는 단점이 있다. 반대로 응답 시간을 빠르게 하기 위하여 평균 시간을 줄일 경우 측정의 정확도가 떨어지는 문제점이 있다. 하나로에서는 이 측정값이 원자로 정지 변수인 점을 고려하여 “3분 평균 모드”로 측정을 수행하고 있으며, 이 경우는 90개의 2초 샘플들에 대한 평균값을 사용하는 것이다.

### 2.3.2. FFDS 특성 측정 실험

앞 절에서 기술한 바와 같이 설계 당시에는 1차 냉각수의 방사선원을 계산하여 정지 설정치를 계산하였으며, 정상 상태 지시값이 정지 설정값의 약 1/5 정도인 1000 cpm으로 지시되기 위해서는 N-16 감마선이 2 MeV 이하의 에너지 영역의 계측에 미치는 영향을 나타내는 K 인자가 0.3 정도로 예상하였다. 그러나 실제 핵연료 파손 감시 계통을 운용해 본 결과 FFDS 계수율이 설계에서 예측한 값을 크게 초과하여 나타났으며, 그 원인을 규명하고 FFDS의 특성을 확인하기 위하여 GROSS 측정의 SCA 창을 0.1 MeV로 하여 0.1~2.5 MeV 사이의 에너지 스펙트럼을 측정하였다[2-7,8]. 2.5 MeV까지 측정을 수행한 것은 FFDS의 표시 가능한 에너지 범위가 2.55 MeV까지로 되어 있기 때문이다.

그림 2-7은 RPS-A 채널에 대해 측정한 감마선 에너지 스펙트럼을 나타낸 것이며, 0.6~2.0 MeV, 2.0~2.55 MeV, 2.0 MeV 이상의 에너지 영역에서 총 계수율도 함께 표시되어 있다. 이 그림에서 알 수 있듯이 0.511 MeV를 제외하고는 감마선 피크가 발견되지 않는다. 수조 냉각수 감마선 측정에서 큰 비중을 차지하는 Ar-41, Na-24 등의 피크가 나타나지 않는 것으로 보아 1차 냉각수 방사선에서 이들이 차지하는 비율은 N-16에 비해 상대적으로 매우 작고 거의 전부 N-16이라고 볼 수 있다.

2.0~2.55 MeV 에너지 영역에서의 계수율은 2.0 MeV 이상에 대한 전체 계수율의 약 1/3에 불과하다. 따라서, 2.0 MeV 이상을 측정하는 FFDS의 BACKGROUND 채널 계수율은 2.0~2.55 MeV 에너지 영역에 대한 계수율이 아니고 2.0 MeV 이상의 감마선 전체에 대한 계수율이라 생각된다. 또한, 0.6~2.0 MeV 에너지 영역의 계수율과 2.0 MeV 이상에 대한 계수율의 비는 설계에서 예측한 0.3의 약 10배인 3 정도이다. 에너지 구간별로 설계에서 예측한 값과 측정 결과를 비교해 보면 0.6~2.0 MeV 구간은 설계값이 측정값의 약 1/5배, 2.0 MeV 이상은 설계값이 약 2배이다. 이러한 차이가 발생한 원인은 다음과 같이 추정할 수 있다.

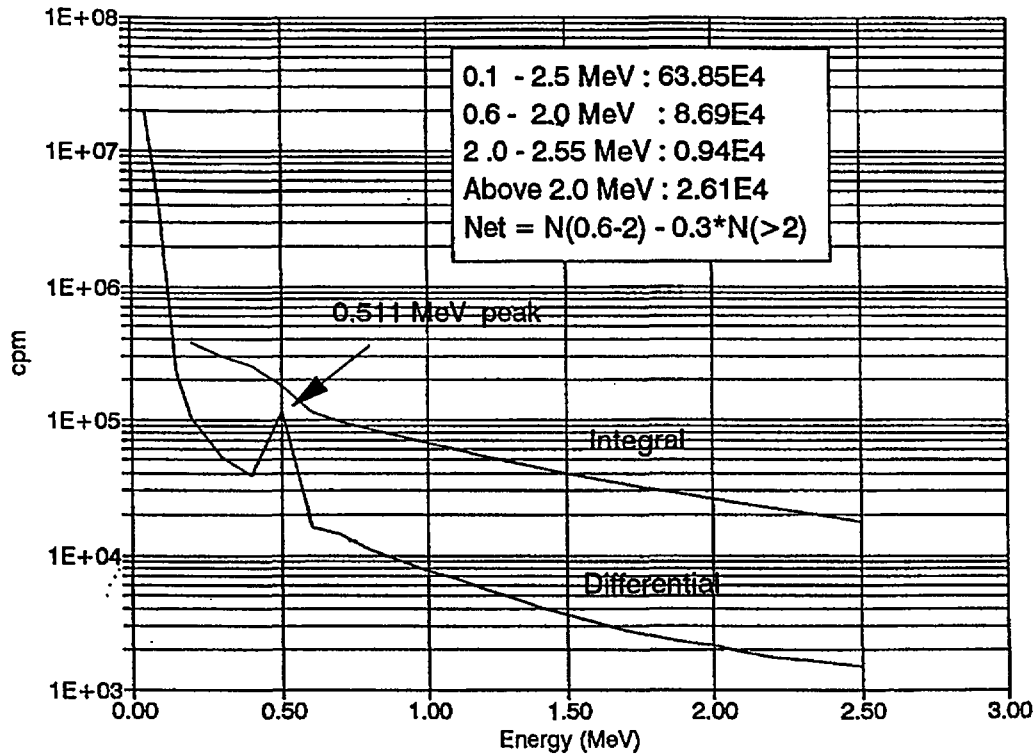


그림 2-7. RPS-A 채널에 대해 측정한 감마선 에너지 스펙트럼.

- 가. 설계에서는 N-16으로부터 방출된 후 계측기까지 도달할 때 한번도 충돌하지 않고 들어오는 감마선만을 고려하였다. 실제로는 1차 냉각관 내부와 주변 차폐체 등에서 산란된 감마선이 검출기로 입사할 수 있으며, 이들의 에너지는 원래 감마선보다 작다. 따라서 낮은 에너지 감마선 계수율이 예상보다 높다.
- 나. 앞에서 언급한 바와 같이 본 감시 계통의 감마선 계측기는 3"×3" NaI 크리스탈보다 작으므로 Compton 계수율이 3"×3" NaI 크리스탈의 경우보다 클 것으로 예상된다.
- 다. 설계시에 계측기의 효율을 정할 때 감마선이 계측기 축 방향으로 전면 전체에 걸쳐 고루 들어오는 것으로 가정하고 계산을 수행하였다. 그러나 그림 2-2에서 알 수 있는 바와 같이 실제 계측 형상에서는 감마선이 통과하는 슬릿이 계측기의 앞쪽 끝 부분에 축 방향에 대해 수직으로 설치되어 있으므로 슬릿을 통해 계측기로 입사한 감마선이 계측기 밖으로 빠져나갈

확률이 계산에서의 경우보다 매우 높아진다. 감마선이 계측기 앞쪽 끝 가까이에서 측 방향에 대해 수직으로 들어오는 경우 계측기 앞면으로 산란된 감마선의 대부분은 빠져나가고, 반대쪽으로 산란된 것은 대부분의 에너지를 계측기 내부에서 잃을 것이다. 앞, 뒤로 산란될 확률을 반반으로 보면 높은 에너지 감마선의 계수율은 예측값의 약 절반이 될 것이다. 2.0 MeV 이상에 대해 예측한 계수율이 측정값의 약 2배인 것은 N-16의 선원량 예측에서는 큰 오차가 없음을 시사한다.

이와 같이 설계에서 계산으로 예측한 값과 실제의 측정값이 다르므로 정확한 NETFP는 핵연료의 손상이 없는 것이 확실한 상태에서 측정한 값을 기준으로 하여 나타내는 것이 타당할 것으로 생각되었다. 계측기로 들어오는 감마선 가운데 계측기의 수명에 큰 영향을 주는 고에너지 감마선의 수는 설계에서 예측한 값과 별 차이가 없으므로 NaI(Tl) 계측기 수명에는 별 문제가 없을 것으로 생각되었고, 또한 측정시 GROSS 측정값은 약 1,500 cps이고 BACKGROUND 측정값은 이보다 낮아서 계측 계통의 불감 시간에 비하여 충분히 낮은 계수율이므로 슬릿의 크기를 조정할 필요도 없는 것으로 판단되었다.

NETFP를 계산할 때 BACKGROUND를 제거하기 위하여 사용하는 비례상수 K는 각 채널 계측 계통에서의 고전압, 펄스 증폭 회로의 증폭률 등이 완전히 같지 않으므로 일률적인 값을 쓸 수는 없다. 따라서 이 상수를 결정하기 위하여 RPS 세 채널 각각에 대해 30분 간격으로 아래 식과 같은 비율을 36회 측정하였다.

$$Ratio = \frac{N(0.6 \leq E \leq 2.0 \text{ MeV})}{N(2.0 \text{ MeV} \leq E)} \quad (2-4)$$

FFDS에서는 K값을 0~4.00의 범위 이내에서 소수점 아래 둘째 자리까지 줄 수 있다. 따라서 (2-1)식과 윗식으로부터 K값으로 측정된 비율의 최소값에서 소수점 아래 셋째 자리 이하를 잘라 버리고 사용하면 NETFP가 0 미만의 값이 나오지 않음을 알 수 있다. 그러나 측정된 비율의 최소값을 사용하면 NETFP가 설계에서 예측한 긴급 정지 설정치인 5,500 cpm에 근접하여 정상적인 상태에서도 제한값을 초과할 가능성이 충분히 있다. 따라서, 측정된 비율의 평균값에서 소수점 아래 셋째 자리 이하를 잘라버린 값을 K값으



로 사용하였으며, 이 경우 각 채널의 NETFP는 약 1000 cpm을 유지하였다. 그러나 이와 같이 결정된 K값은 원자로 출력 등 노심 상황에 따라 변하기 때문에 운전 상황에 따라 측정을 수행하여 결정하였다.

#### 2.4. 핵연료 파손 감시 계통의 문제점

하나로에 설치된 핵연료 파손 감시 계통은 1차 냉각 계통 배관으로부터 방출되는 감마선을 측정하여 핵연료의 파손을 조기에 감지한다는 설계 의도와는 달리, 1차 냉각 배관의 주 감마선원인 N-16의 영향으로 핵연료의 파손을 효과적으로 감지하는데 문제가 있을 수 있었다.

하나로 FFDS에서 N-16에 의한 영향을 상쇄시키기 위하여 도입한 비례상수 K는 설계 당시의 계산값과 큰 차이를 나타냈으며, 실험을 통해 결정하기는 하였으나 이 값이 1%만 변하더라도 핵연료 파손 여부를 결정할 수 있는 NETFP 값이 원자로 정지 설정치에 근접하게 되거나 또는 0보다 작은 음수가 되어 측정값으로의 의미를 상실할 가능성이 있었다. 또한 원자로 출력이 22 MW일 때 GROSS 채널의 계수율이 약 100,000 cpm으로서, 정상적인 신호 흔들림의 정도가 1500~3000 cpm 정도로 매우 크다. 정상 운전 상태에서의 NETFP 지시값은 K 인자를 적절히 조정하여 약 1000 cpm 정도가 되도록 하였고, 원자로 정지 설정값은 NETFP 계산값을 기준으로 하여 5500 cpm으로 결정하였기 때문에 GROSS 채널의 단순한 신호 흔들림에 따라 불필요한 원자로 정지 현상이 발생할 가능성이 매우 높으며, 실제 운전 중에 이와 같은 사례가 수 차례 발생된 적도 있었다.

또한, RRS 정지가 발생하면 2~3분 후 FFDS의 값이 증가하여 RPS 정지가 뒤따르고, 이어서 비상 환기 계통이 작동되는 현상이 생긴다. 이러한 현상은 1차 냉각수 방사선원의 대부분을 차지하는 N-16의 반감기가 7.13초에 불과하기 때문에 N-16은 원자로 정지후 곧 없어지지만, Mg-27, Al-28과 같이 반감기가 상대적으로 긴 방사성 핵종이 냉각수에 남아 있게 되고, 이들 핵종의 감마선은 2.0 MeV 이하이기 때문에, N-16이 없어지면 2.0 MeV 이상의 감마 계수율은 거의 0에 가까워지지만 2.0 MeV 이하는 5500 cpm을 넘기 때문이다. 정지 후 2~3 분이 지난 뒤에 RPS 정지가 발생하는 것은 FFDS 계통이 3 분간의 평균값을 나타내기 때문이다. 정지 후 10여분이 지

나면 Mg-27과 Al-28이 붕괴하여 2.0 MeV 이하의 계수율도 RPS 정지 설정값 이하가 된다. 평상시에는 이 현상이 별 문제가 되지 않으나 실제 사고 상황에서 운전원이 오판할 수 있는 소지를 제공한다.

이러한 불필요한 원자로 정지를 방지하기 위해서는 K 인자의 값을 크게 하면 가능하지만 이는 실질적으로 정지 설정값을 임의로 높이는 결과와 크게 다를 바 없다. 필터 모드의 평균 시간을 현재의 3분에서 10분으로 수정하면 어느 정도 신호의 흔들림 즉, 표준 편차를 줄일 수는 있으나 이는 응답 시간을 지연시키는 효과를 주기 때문에 원자로 정지 변수의 특성상 불가능하다.

## 제 3 장 지발 중성자 계측을 통한 핵연료 파손 감시 가능성 검토

### 3.1. 개요

핵연료의 파손을 조기에 감지하고 원자로 정지 신호를 제공하기 위하여 NaI(Tl) 검출기를 사용하여 1차 배관에서 방출되는 감마선을 감시하는 핵연료 파손 감시 계통이 원자로 보호 계통의 정지 변수로 채택되어 사용되고 있다. 이 FFDS 계통은 당초의 설계 의도와는 달리 1차 배관의 주 감마선원인 N-16의 영향으로 인해 핵연료의 파손을 효과적으로 감시하는데 문제가 있을 수 있음이 그간의 운전 경험과 여러 분석을 통하여 밝혀졌다.

일반적으로 감마선을 감시하는 FFDS 계통 외에 핵연료의 파손을 알아낼 수 있는 또 다른 방법으로 1차 배관 중성자를 계측하여 비정상적인 상태에서 방출되는 지발 중성자를 감시하는 방법이 제안되어 있다. 이에 따라 하나로에서도 기존 계통의 문제점을 개선하고 핵연료의 파손을 효과적으로 감시하기 위한 방안으로서 1차 배관의 지발 중성자를 측정하는 방법의 타당성을 검토하였다.

지발 중성자 측정을 통하여 핵연료의 파손과 같은 비정상적인 상황을 민감하게 알아내기 위해서는 먼저 하나로 1차 배관과 같은 고감마선 영역 속에서 중성자가 정상적으로 계측되어야 하고, 정상 상태에서의 측정값이 비정상 상태에서의 값보다 충분히 낮아야 한다. 즉, 정상적인 원자로 운전 중 1차 배관에서 발생하는 중성자의 준위와 그 발생 원인을 확인하여 비정상적인 상태에서 방출되는 지발 중성자를 즉각 검출해 낼 수 있는지를 판단해야 한다. 따라서 본 연구에서는 하나로 1차 배관의 중성자를 계측하고 계측된 중성자의 발생 원인을 분석하였으며, 이를 통하여 중성자 계측 계통을 이용하여 핵연료 파손 및 비정상적인 방사선 유출을 감시할 수 있는 가능성을 검토하였다.

### 3.2. 하나로 1차 배관의 중성자 측정

### 3.2.1. 계측기 선정과 특성

1차 배관에 설치할 중성자 계측기로는 기체 충전 계측기 가운데 계측 효율이 높은 He-3 비례 계수관과 BF3 비례 계수관을 선정하였다. 선정된 계측기의 주요 제원은 표 3-1과 같다.

표 3-1. 1차 배관의 지발 중성자 측정을 위한 계측기의 주요 제원.

계측기 규격	BF3 검출기(1)	BF3 검출기(2)	He-3 검출기
모 델 명 (제작사)	31EB70/50G (Centronics)	12EB20/25 (Centronics)	9He3/304/25B (Centronics)
민 감 도 (cps/nv)	24.8	1.5	14.6
인가 전압 (V)	3600	1200	1300
튜브 용량 (pF)	3.6	3.7	2.8
직 경 (mm)	50	25	26
길 이 (mm)	280	210	200
반응 영역 (mm)	150	120	90

선정된 두 가지 계측기를 1차 배관 주변에 설치하고 시험적으로 중성자를 계측해 본 결과 BF3 검출기는 중성자 신호와 감마선 신호가 잘 분리되었으나 He-3 계측기는 감마선을 제거하고 중성자만을 측정하기가 어려웠다.

일반적으로 He-3 검출기의 붕입 기체로 사용되는 He-3의 열중성자 흡수 단면적은 5330 b으로 BF3 검출기에 사용되는 B-10의 3480 b보다 크고, 불활성 기체이기 때문에 화학적으로 안정된 장점이 있다. 그러나, 중성자 반응에서 얻을 수 있는 펄스의 에너지가 0.764 MeV로 B-10의 2.31 MeV보다 매우 작아서 주변에 감마선 준위가 높을 때는 중성자와 감마를 분리하여 측정

하는데 어려움이 있다. 특히 N-16과 같이 매우 높은 에너지의 감마선을 방출하는 감마선원이 분포되어 있는 1차 배관에서 He-3로는 중성자 측정이 매우 어려움을 확인하였다. 따라서 이후 실험에서는 위 표에서 기술한 두 가지의 BF3 검출기만을 이용하였다.

BF3 검출기 내부의 B-10은 중성자와  $B^{10}(n, \alpha)Li^7$ 의 핵분열 반응을 일으키며, 반응의 결과로  $\alpha$  입자와 Li 원자핵 두 개의 하전 입자가 생긴다. 이 하전 입자들의 에너지의 합은 2.31 MeV(94 %) 또는 2.79 MeV(6 %)에 입사 중성자의 에너지를 더한 값이며, 입사 중성자가 열중성자인 경우에는 에너지를 무시할 수 있고, 반응계의 선형 운동량이 매우 작기 때문에 생성된 두 하전 입자는 완전히 반대 방향으로 이동한다. 운동량과 에너지 보존에 의해 무거운 Li-7은 0.84 MeV,  $\alpha$  입자는 1.47 MeV를 가지게 되고, 두 하전 입자가 검출기 내부의 기체를 이온화하며 완전히 에너지를 잃게 되면 검출기 스펙트럼에 2.31 MeV 또는 2.79 MeV 에너지에 해당하는 피크가 나올 것으로 기대할 수 있다. 그런데, 만일 반응이 계측기의 벽 근처에서 생기면 한 개는 벽에 부딪쳐 전리에 충분히 기여하지 못하여 전체 에너지에 미치지 못하는 펄스가 발생하는데 이를 wall effect라 한다. 두 하전 입자 가운데 하나가 벽 때문에 잃는 에너지는 0(반응 지점이 벽에서 충분히 멀 때)과 해당 입자의 전에너지 사이이다. 즉,  $\alpha$  입자가 벽을 향한 경우에는 0.84~2.31 MeV 펄스가 생기고, Li-7이 벽을 향한 경우에는 1.47~2.31 MeV 펄스가 생긴다. 따라서 BF3의 펄스 스펙트럼은 그림 3-1에 나타난 바와 같이 0.84 MeV에서 계단식으로 증가한 뒤 1.47 MeV에서 다시 계단식으로 증가하며, wall effect가 나타나지 않은 2.31, 2.79 MeV의 피크가 생긴다. 한편 작은 펄스를 내는 감마선이나 전기적인 잡음은 낮은 에너지 부근에서 지수 함수적으로 감소하는 분포를 나타낸다. 주변 감마선의 준위가 높거나 전기적인 잡음이 심할 경우에는 이 지수 함수 부분이 증가하고 높은 에너지 쪽으로 이동한다.

본 실험에서는 효율이 각각 24.8, 1.5 cps/nv인 두 가지 BF3 검출기를 이용하였으며, 효율이 높은 계측기를 BF3-1, 낮은 것을 BF3-2라 부르기로 한다. 그림 3-2는 계측기 공급자가 제시한 계측기의 파고 분포 특성이다. BF3-2의 경우에는 그림 3-1의 이론적 스펙트럼과 거의 같은 전형적인 BF3 펄스 스펙트럼을 나타낸다. 낮은 에너지에서 지수 함수적으로 감소하는 부분은 감마선 신호와 전기적 잡음이며, 채널 번호 120, 250 부근에서 계단식으로 증가하고, 280과 470 채널 부근에서 피크가 나타난다. 그런데 BF3-1은

120 채널 근처에서 채널당 계수가 계단식으로 증가하나 두 번째 계단식 증가 뒤 부분과 2.31 MeV 피크가 뭉쳐져서 넓은 하나의 피크를 나타낸다. 일반적으로 계측기가 커질수록 그리고 기체 압력이 높을수록 wall effect가 작아져서 2.31 MeV의 피크가 상대적으로 높아진다. BF3-1은 BF3-2보다 크므로 wall effect가 상대적으로 작을 것이며, 비록 넓은 피크지만 이 피크와 첫 계단의 높이를 비교하면 이러한 예상과 일치한다. 첫 계단의 모습은 BF3-1과 거의 같은데 피크가 넓어진 것으로 미루어 큰 펄스의 경우에는 전리 에너지와 최종 펄스 사이의 비례성이 좋지 않다고 볼 수 있다. 이것은 이 계측기에 걸리는 전압이 높아서 중심선의 표면 상태 등의 영향이 상대적으로 크게 나타나 계측기내에 전장이 고르게 걸리지 않기 때문이라고 추정된다. 그리고, 계측 효율이 높은 큰 계측기일수록 에너지 분해능이 낮아지는 것은 일반적인 현상이다. 그러나 중성자 펄스와 주변 감마 및 잡신호의 경계는 뚜렷하므로 중성자를 선별 측정하는데는 문제가 없을 것으로 예상된다.

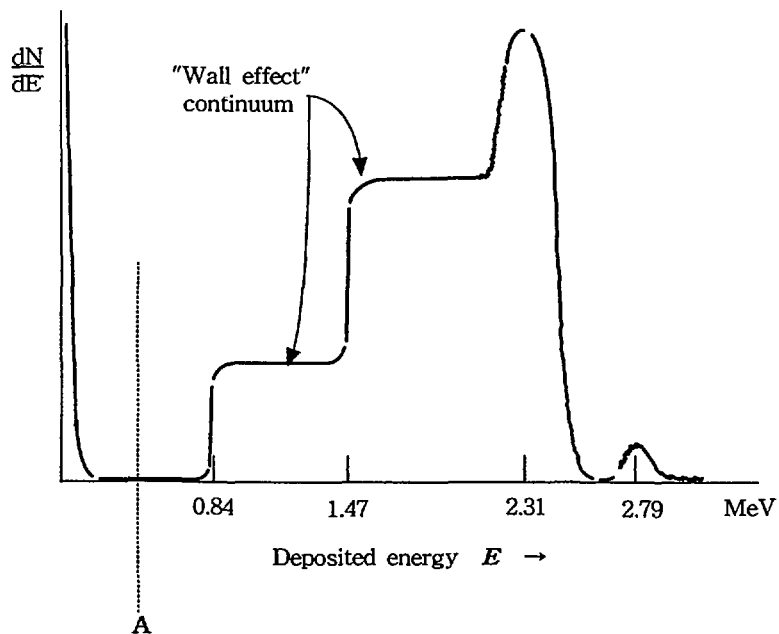


그림 3-1. BF3 비례 계수관의 특성 스펙트럼.

BF3 비례계수관의 스펙트럼

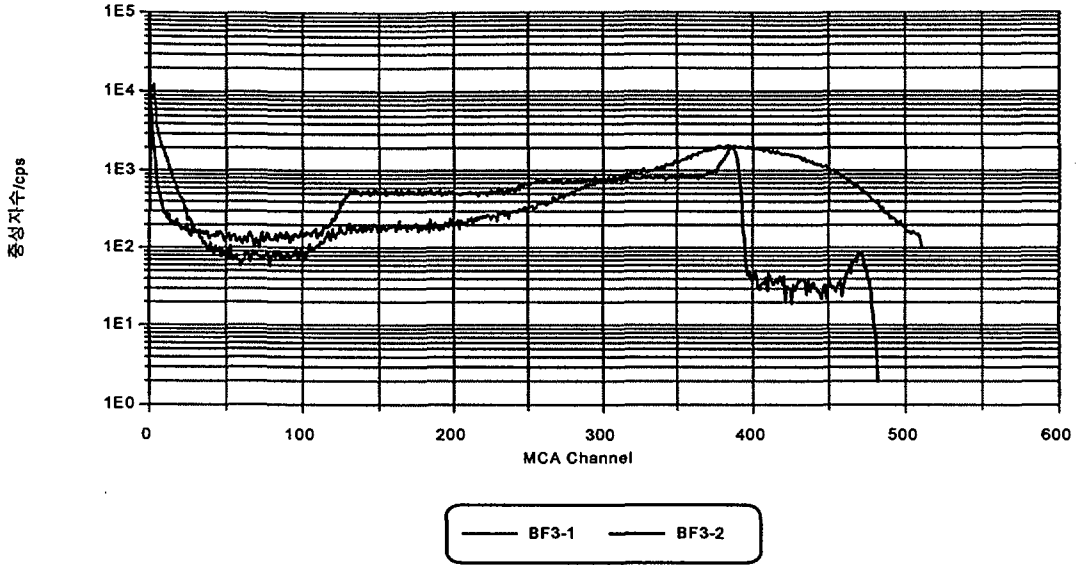


그림 3-2. 제작사에서 제시한 BF3 비례 계수관의 에너지 스펙트럼.

### 3.2.2. 중성자 계측 실험

실험 초기에는 1차 배관의 중성자를 측정하기 위하여 BF3-1 계측기는 하나로 1차 배관 공동구의 노심 입구 배관 표면에, BF3-2 계측기는 노심 출구 배관의 표면에 붙여서 설치하였다. 그 결과 원자로 운전중에는 배관 공동구의 1차 펌프 및 반사체 펌프가 동작하고 있어 배관의 진동으로 잡음이 심하였고 중성자 펄스만 측정할 수 없었다. 따라서 1차 배관 하단부에 조립식 앵글로 검출기 지지대를 설치하여 지지대 위에 BF3 계측기를 고정시켰으며, 계측기 preamplifier는 1차 배관 공동구 밖 벽체에 설치하였다. 1차 배관 중성자 계측 계통은 그림 3-3과 같다.

1차 배관의 지발 중성자를 계측하여 핵연료 파손 감시 계통으로 사용하려면 결국 SCA를 이용하여 중성자 신호 전체의 수를 지속적으로 감시해야 한다. 따라서 계측기 신호에서 감마선 펄스와 잡음을 제거하기 위한 DSC(discriminator) 레벨을 결정하기 위해 중성자원을 이용하여 파고 분별 준위를 결정하려 하였으나 중성자 펄스의 수가 너무 적게 계수되고, 원자로와 1차 펌프가 작동하지 않은 상태에서의 파고 분별 준위의 결정은 무의미하다고 판단되어 1차 펌프 기동 후 원자로 출력을 10 MW로 유지하면서 파

고 분별 준위를 결정하기 위한 실험을 수행하였다. BF3-1, BF3-2 검출기에 대해 파고 분별 준위에 따라 측정된 중성자 계수율은 그림 3-4와 같다.

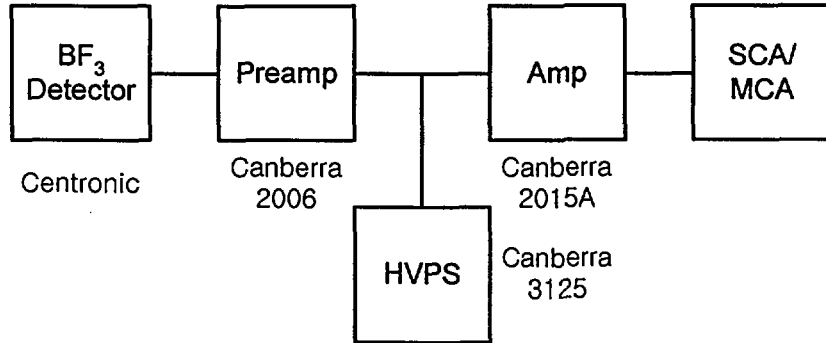


그림 3-3. 1차 배관 중성자 계측 계통.

각 그림에서 삼각형으로 나타낸 윗쪽 곡선은 SCA의 DSC 레벨을 증가시키면서 integral 모드로 측정한 결과이고, 역삼각형으로 나타낸 아래쪽 곡선은 SCA의 window를 일정하게 설정한 후 window의 LLD와 HLD를 증가시키면서 계수율을 측정한 결과이다. 그림 3-4의 (a)는 효율이 큰 BF3-1 검출기에 대한 실험 결과인데 differential 모드로 측정한 결과를 보면 감마선이나 전기적 잡음의 영향이 너무 크고, 분해능도 나쁘기 때문에 그림 3-1에서 나타난 계단식의 경향은 나타나지 않음을 알 수 있다. 따라서 integral 모드로 측정한 결과에서 계수율이 일정한 영역이 작고 기울기도 0이 아니다. 그러나 그림 3-4의 (b)에 나타난 BF3-2에 대한 실험 결과에서 differential 모드 측정 결과는 그림 3-2에 보인 검출기 공급자의 측정 스펙트럼과 유사하다. 따라서 integral 모드 측정 결과에서 계수율이 일정한 영역이 매우 넓게 나타남을 알 수 있다. 파고 분별 준위는 integral 모드 측정 결과에서 계수율이 일정한 영역의 중간으로 정하였다.

이러한 SCA 측정 결과를 확인하기 위하여 원자로가 20 MW로 정상 운전하고 있는 동안 MCA로 중성자 스펙트럼을 측정하였으며, BF3-2 검출기에 대한 측정 스펙트럼은 그림 3-5와 같다. 스펙트럼에서 알 수 있는 바와 같이 감마선 펄스 및 잡음이 섞여 있는 영역과 중성자 펄스 영역의 구분이 명확하다.



파고분별에 따른 중성자 계수(BF3-1)

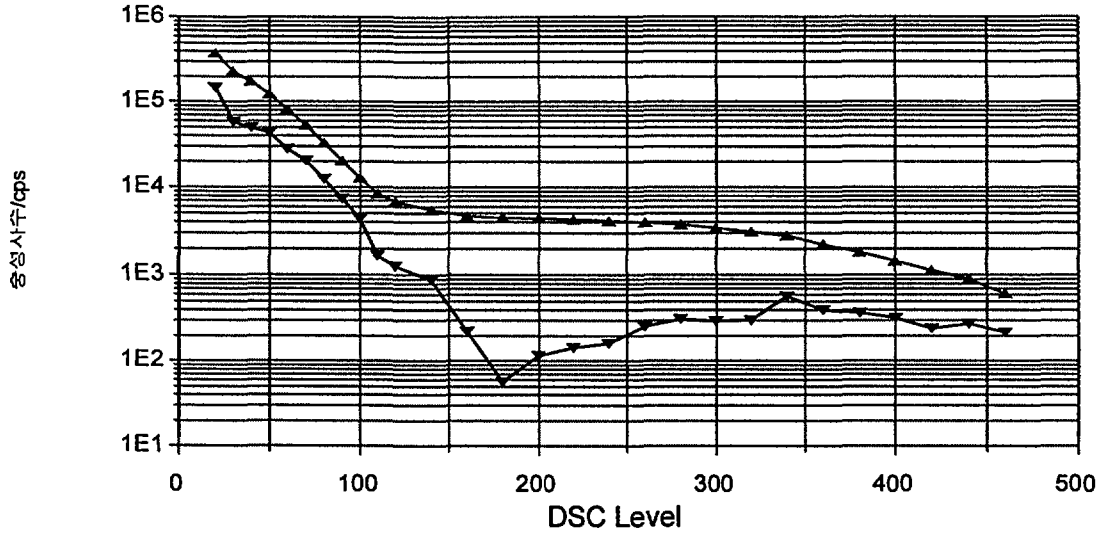


그림 3-4(a). BF3-1 검출기에 대해 SCA로 측정된 에너지 스펙트럼.

파고분별에 따른 중성자 계수(BF3-2)

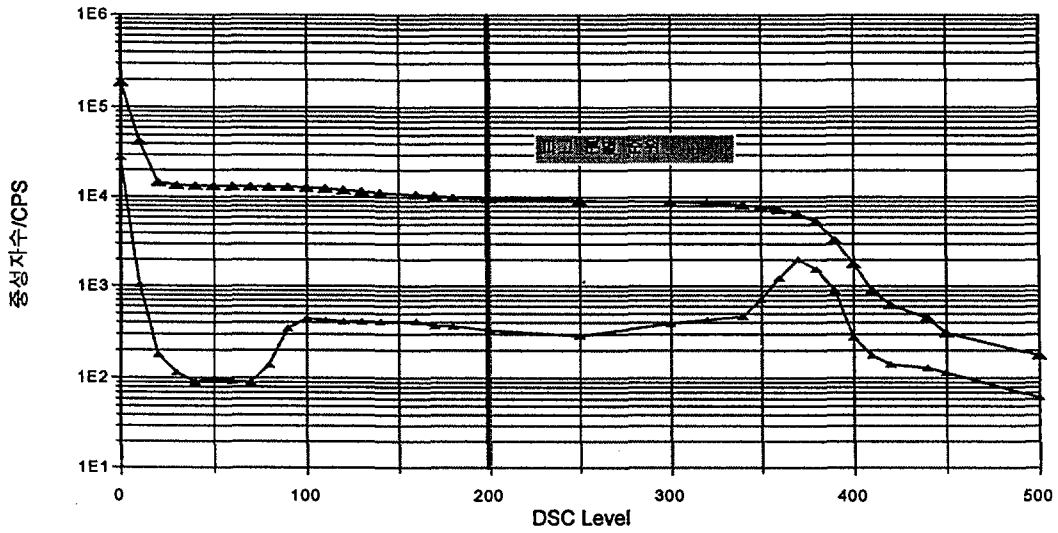


그림 3-4(b). BF3-2 검출기에 대해 SCA로 측정된 에너지 스펙트럼.

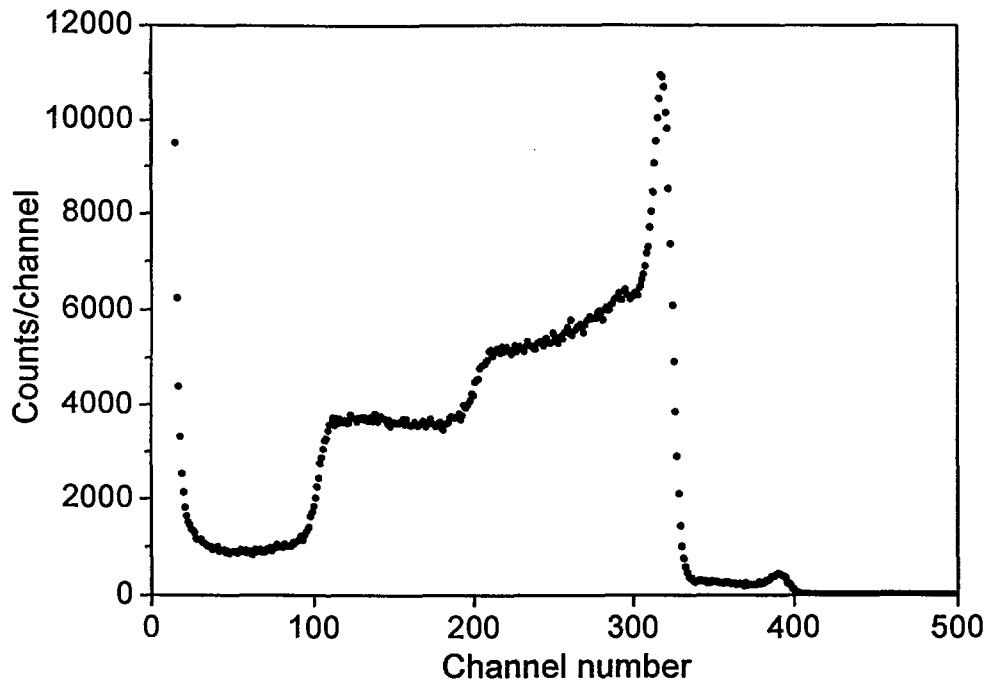


그림 3-5. BF3-2 검출기를 이용하여 측정된 MCA 중성자 스펙트럼.

위와 같이 1차 배관에서 중성자가 계측되고, BF3 검출기의 특성을 확인하여 1차 배관 중성자를 적절히 계측할 수 있음을 확인한 후에는 원자로의 운전중 장시간 동안 1차 배관 중성자를 측정하였다. 하나로의 4주기 운전(1997년 3~5월)의 초기에 냉각수 핵종 분석시 냉각수속에 존재하는 핵분열 생성물의 증가로 원자로를 일시 정지시키고 그 원인을 분석한 바 있다. 이 때에는 핵연료 파손 감시 계통의 계측값도 증가하는 추세를 나타내었는데, 분석결과 냉각수 중 핵분열 생성물의 증가 원인은 핵연료 물질의 핵연료봉 표면 오염으로 판명되었다[3-1,2]. 핵연료 물질의 매우 작은 양이 핵연료봉 표면에 오염될 가능성은 상존하지만 이번의 경우에는 오염된 양이 커서 운전에 영향을 미칠 수 있는 정도였던 것이다. 그림 3-6은 이 때 원자로 출력 상승시부터 시간에 따라 측정된 1차 배관 중성자 계측기의 계수율 변화를 나타낸 것이다. 그림에서 알 수 있듯이 중성자 계수율이 시간에 따라 완만하게 증가한다. 따라서 이 때 중성자 계수율이 증가한 것도 핵연료 표면에 묻어 있던 우라늄의 핵분열로 생긴 지발 중성자 모핵종(precursor)의 증가 때문이라고 볼 수 있다. 핵연료봉의 표면에 오염된 핵연료 물질은 냉각수에 의해 쉽게

씻겨 나오는 형태가 아님도 밝혀졌는데[3-2], 비교적 긴 시간을 두고 중성자 계수율이 꾸준히 증가하는 것도 같은 이유 때문이라고 추정된다. 지발 중성자 모핵종의 반감기는 가장 긴 것도 수십 초 이내이므로 원자로 출력이 일정하게 도달된 후 수 분이 지나면 1차 배관의 중성자 계수율은 일정한 값에 도달하여야 한다. 그런데 긴 시간을 두고 증가하는 것은 피복재 표면에 묻혀 있던 미세한 우라늄 가루가 피복재 표면 산화 등으로 서서히 들어나기 때문이라고 추정된다.

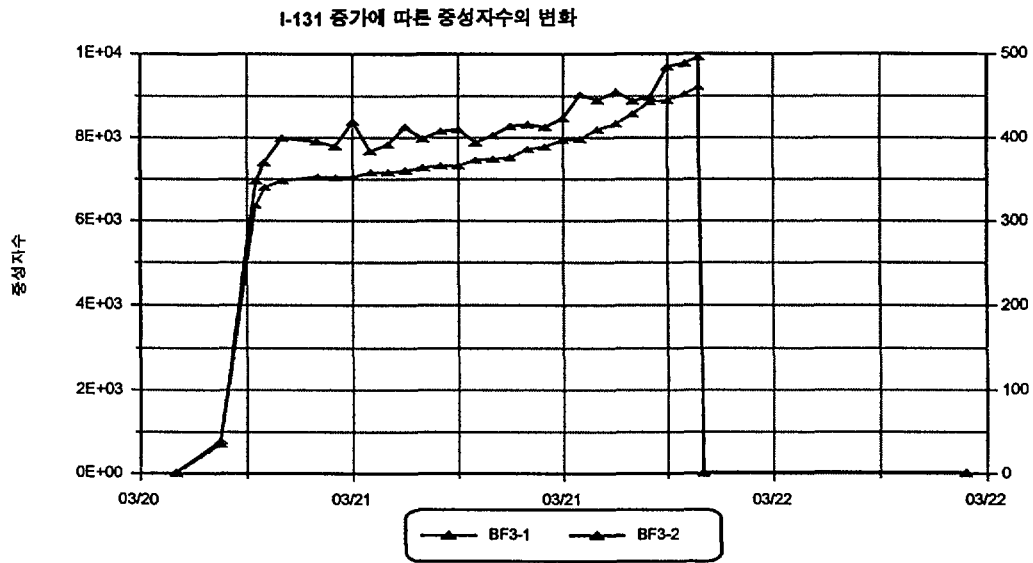


그림 3-6. 4주기 초 운전 시간에 따른 1차 배관 중성자 계수율 변화 경향.

오랜 시간 동안 1차 배관 중성자를 측정해 본 결과 위와 같은 표면 오염 등으로 증가되는 증가분 이외에 출력 상승에 따라 거의 비례하는 바탕값이 있음을 확인하였다. 이것은 1차 배관 주변에서 측정되는 방사선에서 가장 큰 비중을 차지하는 N-16의 고에너지 감마선이 BF3 검출기에 미치는 영향이거나 이 감마선에 의해 발생하는 광중성자(photoneutron) 또는 핵연료봉 표면에 거의 붙박이로 붙어 있는 우라늄 오염에 의한 지발 중성자로 예상되었다.

### 3.3. 1차 배관 중성자 발생 원인 분석

### 3.3.1. 중성자 발생 원인 추적

1차 배관의 주 방사선원인 N-16은 6.13, 7.12 MeV의 큰 에너지 감마선을 낸다. 만일 이 감마선이 중성자 계측기 내부에서 대부분의 에너지를 잃는다면 그 펄스는  $B^{10}(n, \alpha)Li^7$  반응으로 생기는 펄스와 비슷하거나 이보다 커서 중성자 펄스처럼 계측될 수 있다. 감마선은 기체인  $BF_3$ 와의 반응 단면적이 중성자보다 훨씬 작고, 콤프톤 산란 등으로 에너지를 나누어 잃기 때문에 펄스의 rising time이 길다. Rising time이 긴 펄스는 전치 증폭기에서 pulse clipping(미분)을 한 뒤 높이가 낮아진다. 따라서 N-16 감마선이  $BF_3$  검출기에 검출되어도 큰 펄스를 낼 확률은 낮지만 N-16의 준위가 매우 높으므로 중성자 계측시 background가 높아질 수 있다. 만일 측정되는 검출기 펄스들이 중성자 펄스가 아니고 감마선 펄스라면 현재의 FFDS와 마찬가지로 핵연료의 파손을 예민하게 측정하지 못할 수도 있다.

일반적으로 감마선의 에너지 스펙트럼과 중성자의 에너지 스펙트럼은 그 모양이 다르기 때문에 앞 절에서 언급한 것과 같이 SCA나 MCA로 에너지 스펙트럼을 측정하여 계측기 공급자가 중성자원을 이용하여 측정한 중성자 스펙트럼과 비교해 보았다. 그 결과 하나로에서 측정한 스펙트럼은 감마선과 잡음의 준위가 매우 높지만 공급자가 제시한 스펙트럼과 큰 차이가 없었다. 이를 한번 더 확인하기 위하여 중성자 계측기를 납으로 차폐한 경우와 카드뮴으로 차폐한 경우에 대하여 계수율의 변화를 비교하였다. 납 차폐의 두께는 5 cm였고, 카드뮴 차폐의 두께는 1 mm였다. 그 결과 납으로 차폐했을 때는 계수율이 약 80 %가 된 반면 카드뮴으로 차폐했을 때는 약 10 %가 되었다. 따라서 1차 배관에서 측정되는 펄스의 대부분은 중성자 펄스인 것으로 판단된다.

1차 배관에 중성자 계측기가 설치된 1차 배관 공동구 옆에는 콘크리트 벽을 사이에 두고 중수 계통의 탱크와 배관이 있는 중수실이 있다. 따라서 1차 배관 부근에 중성자 장이 형성되는 원인으로는 인근에 있는 중수실의 영향일 수도 있다. 이 중수실에서 생긴 중성자가 계측될 가능성을 확인하기 위하여 한 개의 계측기를 중수실(중수 팽창 탱크와 1차 배관의 중성자 계측기 중간 부분으로서 중수실 안쪽 콘크리트 벽 부근)로 옮겨서 측정을 수행해 보았는데 계수율은 약 1차 배관 측정시의 10 %로 낮아졌다. 따라서 1차 배관 부근에서 계측되는 중성자 가운데 중수실에서 발생된 것은 거의 없다는 것을 확인하였다.

하나로의 정상 운전시 1차 배관에서 중성자가 계측될 수 있는 이유로는 다음 두 가지를 가정하였다.

- 1) 냉각수 또는 주변 콘크리트에 존재하는 중수소의 고에너지 감마선으로 인한 광핵분해(photodisintegration)로 방출되는 광중성자
- 2) 핵연료의 표면에 오염된 우라늄의 핵분열로 생긴 지발 중성자

중성자 계측기에 계측되는 펄스의 대부분이 중성자 펄스임에는 틀림없으나, 만일 이의 대부분이 광중성자라면 1차 배관의 주 방사선원인 N-16의 영향이 크다는 뜻이므로 현재 사용하고 있는 FFDS 계통과 마찬가지로 핵연료 손상을 예민하게 알아내는데 방해 요인이 된다. 만일 대부분이 핵연료봉의 표면에 오염된 우라늄의 핵분열로 생긴 지발 중성자라면 핵연료의 표면 오염 정도로 발생하는 지발 중성자도 민감하게 측정하는 것이므로 핵연료의 손상을 매우 정밀하게 알아낼 수 있다.

측정되는 중성자가 위의 두 가지 요인 가운데 어느 것인지를 알아내는 방법으로 원자로가 정지된 후 중성자의 계수율 변화를 측정하는 것을 생각하였다. 중수소가 감마선으로 인해 광핵분해를 일으키기 위해서는 입사 감마선의 에너지가 중수소의 결합 에너지 2.225 MeV 이상이어야 한다. 정상 운전 상태에서 냉각수 내부에 이 에너지 이상의 감마선을 내는 선원으로는 N-16과 Na-24가 있다. 현재의 FFDS 값이 원자로 정지 후에 변하는 것을 분석한 결과에 따르면[3-3] 운전중 1차 배관의 방사선원에서 Na-24가 차지하는 비율은 N-16에 비하여 무시할 수 있는 것으로 확인되었다. 따라서 광중성자를 발생시키는 감마선원은 모두 N-16이라고 보아도 무방하며, 1차 배관에서 계측되는 광중성자는 원자로 정지 후에 N-16의 반감기에 따라 줄어들 것으로 예상된다. 또한 1차 배관 중성자가 지발 중성자라면 원자로 정지 후에는 지발 중성자 모핵종의 반감기에 따라 중성자 계수율이 줄어들 것이기 때문에 구별이 가능할 것으로 생각되었다.

### 3.3.2. 원자로 정지 전후 중성자 계수율의 변화 분석

앞 절에서 살펴본 바와 같이 계측된 중성자는 N-16으로부터 발생하는 고에너지 감마선에 의한 광중성자와 핵연료 표면 오염에 의한 지발 중성자로 예상된다. 따라서 원자로 정지 전후의 중성자 측정 결과와 각 중성자원에 의하여 발생된 중성자의 시간에 따른 변화 경향을 계산을 통하여 예측한 결과를 비교하였다.

N-16의 고에너지 감마선에 의한 광중성자가 계측기 위치에서 계측되는 계수율의 변화 경향을 계산한 방법은 다음과 같다.

하나로 노심에서  $O^{16}(n,p)N^{16}$  반응에 의해 N-16이 발생하는 율을  $G$ , 노심으로 들어오는 물의 비방사능(specific activity)을  $N_i$ 라 하면, 노심 출구에서 N-16의 비방사능  $N_0$ 는,

$$N_0(t) = G(t) + N_i(t) \quad (3-1)$$

이 된다. 냉각수가 노심을 통과하는 시간은 약 0.1초로 매우 짧기 때문에 이 사이에 N-16이 붕괴하는 것은 무시하였다. 1차 냉각수의 배관 순환 시간을  $T_l$ (21.27초)이라 하면,  $N_i$ 는

$$N_i(t) = \frac{M}{(M+m)} N_0(t - T_l) \exp(-\lambda T_l) \quad (3-2)$$

이 되고, 여기서,  $\lambda$ 는 N-16의 붕괴 상수,  $M$ 은 노심 유량,  $m$ 은 우회 유량이다. 노심에서 나온 냉각수가 계측기 위치에 도달하는 시간을  $T_d$ , 이곳에서의 방사능을  $N$ 이라 하면,

$$N(t) = N_0(t - T_d) \exp(-\lambda T_d) \quad (3-3)$$

이 된다.

핵연료 표면 오염에 의해 발생하는 지발 중성자의 경우에도 마찬가지로 서로 다른 반감기를 갖는 모핵종의 농도를 구하여 중성자 생성율을 계산하고 이를 모두 더하면 지발 중성자의 시간에 따른 발생량을 구할 수 있다.

이렇게 구한 각 요인에 의한 중성자 발생량이 실제 계측에 기여하는 것은 각 배관에서 계측기까지의 거리 제곱에 반비례하므로 거리를 다음과 같이 추정하여 계산하였다.

실험에서 중성자 계측기는 1차 배관의 출구관 두 개 가운데 한 개의 아래 쪽 약 5 cm 거리에 설치하였다. 이 배관의 반경은 17.78 cm이므로 관 중심

에서 계측기까지의 거리는 22.78 cm로 가정하였다. 이 판에서 냉각수가 0.1 초 동안 이동하는 거리는 40 cm이다. 따라서 계측기 직상부가 아닌 배관 위치에서 검출기까지의 거리는 직각 삼각형의 변의 길이를 사용하여 계산하였다. 또한 출구 배관 옆에는 노심 입구 배관이 있으므로 입구 배관에서 발생된 중성자가 계측기에 계측될 가능성이 있다. 계측기와 입구 배관 중심까지의 최단 거리는 60 cm로 가정하였다. 또한 입구 배관내를 흐르는 물의 유량은 출구 배관의 두 배이므로 가중치를 2로 하였으며, 약간 떨어져 있는 다른 출구 배관의 영향은 0.5로 하였다. 그러나 이렇게 하여 계산한 결과는 계측기와 가장 가까운 입, 출구 배관내 물의 방사능만 고려한 것과 별 차이를 보이지 않았다.

원자로 정지 전후에 중성자 계수율이 변하는 것을 측정하는데는 원자로 실험에 사용하는 MIO 프로그램을 이용하였다. 이 프로그램을 이용하면 여러 개의 아날로그 및 디지털 펄스 채널을 동시에 측정할 수 있고, 측정 시간 간격도 조절할 수 있으며, 측정 결과를 저장할 수 있다. 원자로 출력 변화와 중성자 계수율의 변화를 동시에 측정하기 위하여 두 개의 CIC(Compensated Ion Chamber) 계측기와 두 개의 BF3 계측기를 동시에 동작시켜 측정을 수행하였다. 원자로 출력 및 1차 배관 중성자 측정은 원자로를 정지하기 전에는 10초 간격으로 측정하였으며, 정지 직전에는 0.3초 간격으로 측정하였고, 원자로 정지 후 충분한 시간이 지난 뒤에는 1초, 2초 등으로 측정 간격을 조절하였다.

이렇게 원자로 정지 전후에 시간에 따른 중성자 계수율의 변화 경향을 측정한 결과는 그림 3-7과 같다. 이 실험을 수행할 때 BF3-2는 중수실에서 발생하는 중성자의 양을 확인하기 위하여 중수실에 설치하였는데, 계수율이 낮아 변화 경향을 보기에 적합하지 않으므로 BF3-1의 결과만 나타냈다. 원자로 출력을 나타내는 CIC 신호는 PC에서 측정되는 값이 각 영역별로 약간 다른 선형성을 나타내는데, 이를 측정 자료로 보정하여 전압을 전류로 환산하였다. 또한 200 nA 부근에서 전류계의 출력 신호가 1000 배로 바뀔 때 불연속적인 값을 내는데, 이 측정값은 각각 한 개씩이므로 앞 뒤의 측정값( $C_{i-1}$ ,  $C_{i+1}$ )으로 내삽하여  $[(C_{i-1} \times C_{i+1})^{1/2}]$  수정하였다.

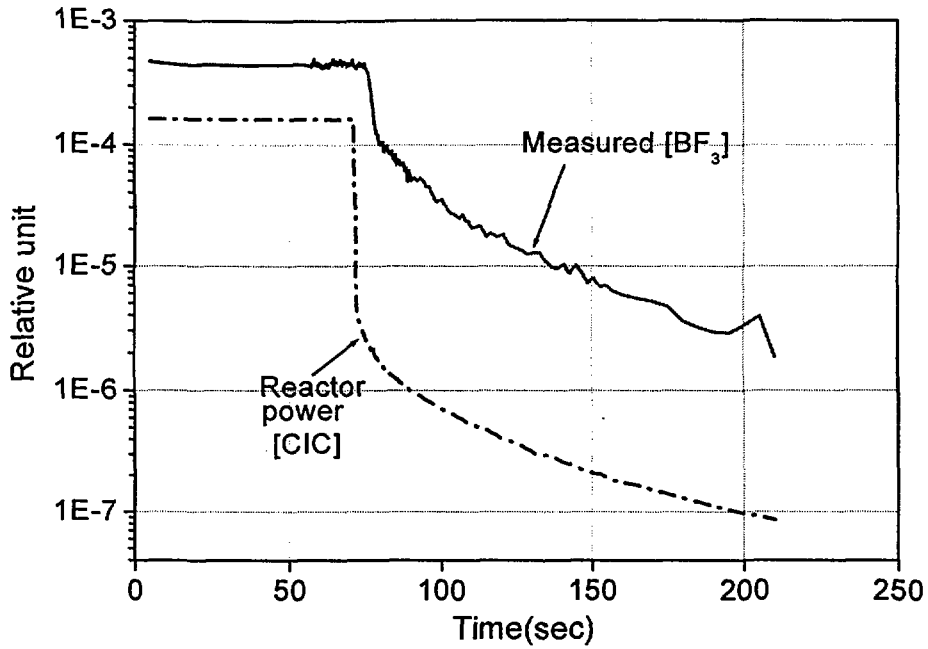


그림 3-7. 원자로 정지 전후에 시간에 따라 측정된 중성자 계수율 변화 경향.

CIC 계측기는 중수 반사체 바로 바깥에 설치되어 있으므로 원자로 출력 변화를 즉각 나타낸다. 그러나 그림에서 알 수 있는 바와 같이 BF<sub>3</sub> 계측기의 계수율은 원자로 정지 후 약 4초가 지난 뒤에 급격히 낮아졌다. 이것은 노심을 지나온 냉각수가 계측기 위치에 도달할 때까지 시간이 걸리기 때문이다. 노심 출구에서 계측기 위치까지의 냉각수 부피를 유량으로 나누어 계산한 도달 시간은 4.67초이다. BF<sub>3</sub> 계측기의 계수율이 원자로 정지 후 낮아지는 정도는 출력이 낮아지는 정도에 비하여 훨씬 적다. 그러나 prompt jump 이후의 변화 경향은 출력 변화와 매우 유사하다. 한편 냉각수는 노심으로 들어가기 전에 계측기 옆을 한 번 더 지나가는데 이 때까지의 시간은 15.6초로 계산되었다.

그림 3-8은 그림 3-7에 나타난 측정 결과를 계산 결과와 비교한 것이다. 그림에서 알 수 있는 바와 같이 N-16 감마선에 의해 발생하는 광중성자는 원자로가 정지한 후 측정 결과보다 매우 빠르게 감쇠하며, 지발 중성자는 측정 결과보다 느리게 감쇠함을 알 수 있다. 그러나 광중성자나 지발 중성자 모두 독립적으로는 측정 결과를 잘 설명하지 못하며, 측정 결과는 계산으로



예측된 두 가지의 변화 경향 사이에 위치하고 있다. 그림에서 점선은 지발 중성자가 70 %, 광중성자가 30 %를 각각 기여한다고 가정하였을 때의 계산 결과로서 측정 결과와 비교적 잘 일치한다.

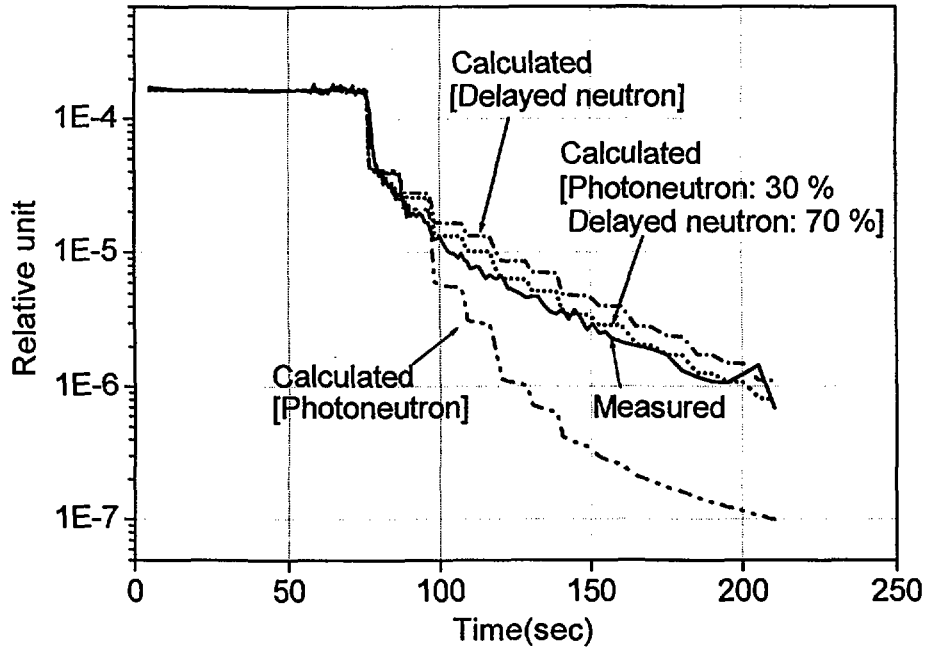


그림 3-8. 원자로 정지 전후 광중성자 및 지발 중성자 변화 경향의 계산 결과와 중성자 측정 결과와의 비교.

그림에서 계산 결과가 계단식 변화를 나타내는 것은 모든 냉각수가 앞뒤로 혼합되지 않고 일정한 속도로 1차 배관 내를 지나간다고 가정하였기 때문이다. 즉 원자로 정지 이전에는 노심 출구에서 가장 방사능이 높고 노심 입구에서 가장 낮은 값을 갖는 일정한 방사능 분포를 가지고 물이 순환한다. 원자로 정지 직후부터 노심 출구의 방사능은 급격히 낮아지지만 방사능이 급격히 낮아진 물이 계통 내에 혼합되지 않는다고 가정하면 이 물이 노심 입구에 도착할 때까지 노심 입구의 방사능은 원자로 정지 전과 같으며, 그 이후에 급격히 방사능이 낮아진다. 따라서 계통내 한 지점에서 중성자를 측정하면 측정값은 냉각수가 1차 배관 루프를 한바퀴 도는 21.4초를 주기로 하여 계단식으로 낮아진다. 그런데 계측기가 위치한 곳이 노심 출구 배관과 노심 입구 배관이 모두 존재하는 곳이므로 두 배관이 모두 측정에 영향을 끼

치게 되어 21.4초 사이에 두 번 낮아지는 현상을 나타낸다. 그러나 실제 측정 결과에서는 이런 계단식 변화 경향이 거의 나타나지 않고 있다. 이것은 노심 출구, 스트레이너, 펌프, 열교환기, 노심 입구 부근 등에서 냉각수의 혼합이 크게 일어나는 것을 계산에서 무시하였기 때문이라고 추정된다.

이 실험 및 계산 결과로부터 1차 배관에서 측정되는 중성자가 광중성자와 지발 중성자임을 확인할 수 있었고, 그 대부분은 지발 중성자라고 추정된다. 그러나 위에서 예상한 여러 사항을 확실하게 확인하기 위하여 두 개의 BF3 계측기를 1차 배관에 그림 3-9와 같이 재배치하고 중성자 측정 실험을 다시 수행하였다.

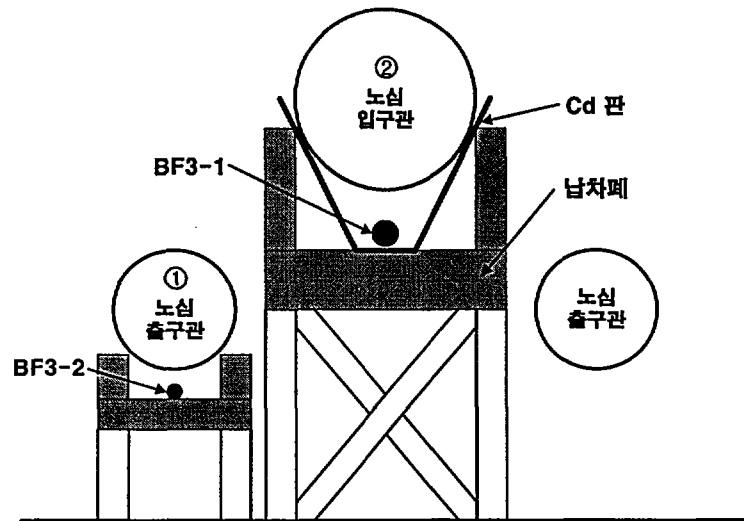


그림 3-9. 1차 배관 중성자 측정을 위한 BF3 계측기 및 차폐체 배치도.

이 실험이 수행되기 전에는 위 그림에서의 ②번 자리인 노심 입구관에는 계측 효율이 큰 BF3-2 계측기를 설치하고, 노심 출구관인 ①번 자리에는 계측 효율이 작은 BF3-1 계측기를 설치하여 측정을 수행하였었다. 그러나 이번 실험에서는 두 계측기 위치를 바꾸었으며, 노심 입구관에서 발생한 중성자가 출구관에 미치는 영향이나 이 반대의 영향을 줄이기 위하여 ①번 위치에 설치한 계측기 아래쪽에 카드뮴 판을 깔았다.

이 실험으로 기대한 것은 다음과 같다.

- 1) ①번 위치에 설치한 BF3-2 계측기는 이전 실험에 비해 다른 배관의 영

향을 덜 받기 때문에 계수율이 크게 낮아질 것이지만 변화 경향은 유사할 것이다.

2) ②번 위치에 설치한 BF3-1 계측기는 노심 입구 배관에 설치되어 있고, 카드뮴 판으로 출구 배관의 영향을 받지 않도록 했으므로 원자로 정지 후에 냉각수가 노심 출구관의 계측기 위치에 도달하는데 걸리는 약 4초 이후에 감소하는 것이 BF3-2 계측기보다 훨씬 적을 것이며, 냉각수가 배관 루프를 지나 BF3-1 계측기 위치에 도달하는 약 15초 이후에 다시 크게 낮아질 것이다.

3) 그림 3-8에서 알 수 있는 바와 같이 지발 중성자 모핵종의 붕괴 속도보다 N-16의 붕괴 속도가 빠르다. 따라서 BF3-1 계측기에서 측정된 중성자 가운데 지발 중성자의 비율은 BF3-2 계측기 보다 클 것이다.

이 실험 결과와 비교하기 위하여 노심 출구관과 입구관에서의 지발 중성자와 광중성자 변화 경향을 각각 계산하였으며, 노심 출구관과 입구관에서의 측정 및 계산 결과는 각각 그림 3-10, 3-11과 같다.

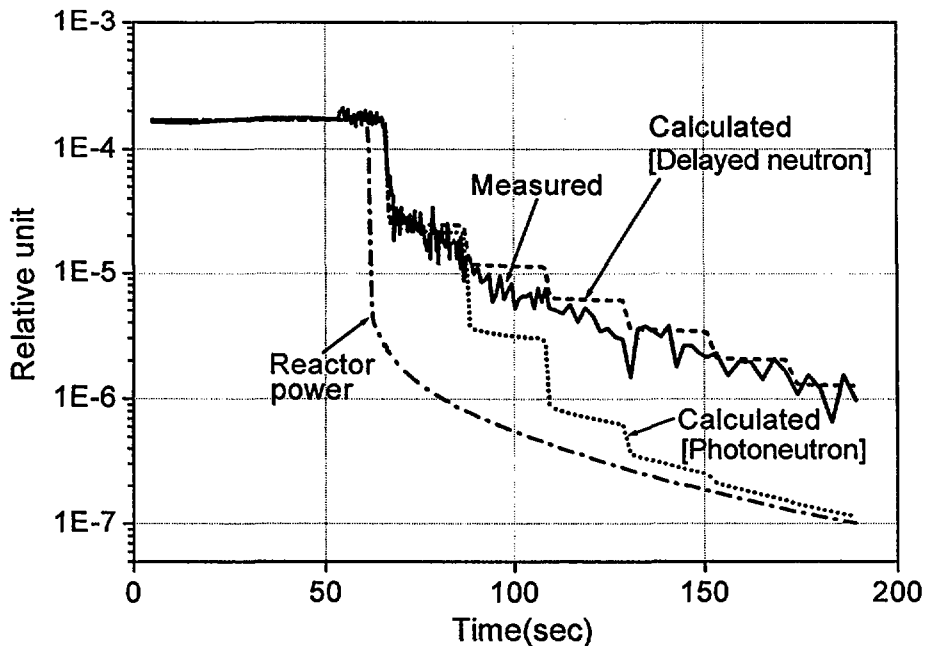


그림 3-10. 원자로 정지 전후에 노심 출구관에서의 중성자 측정 결과와 광중성자 및 지발 중성자 수의 변화 계산 결과.

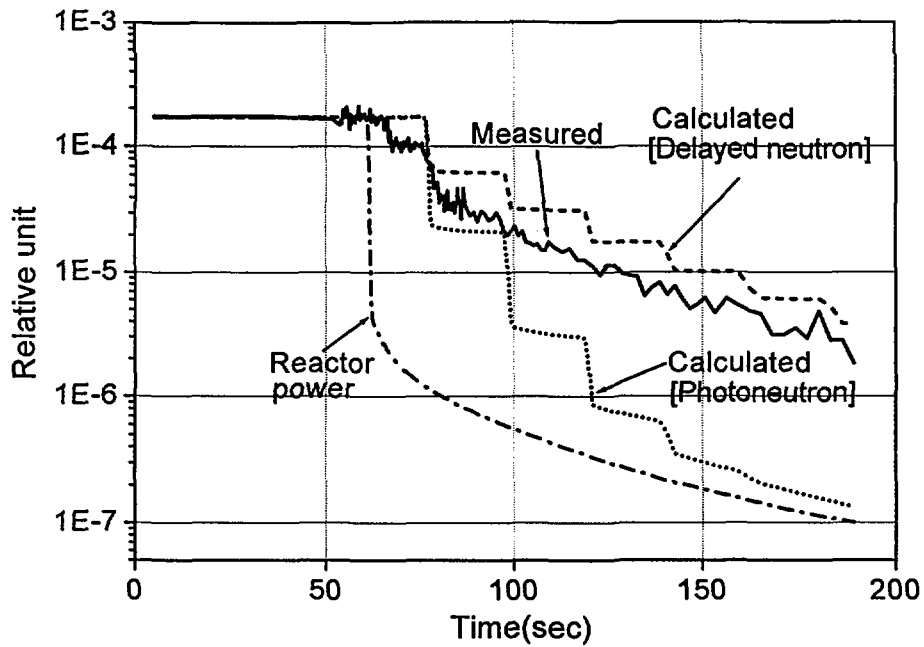


그림 3-11. 원자로 정지 전후에 노심 입구관에서의 중성자 측정 결과와 광중성자 및 지발 중성자 수의 변화 계산 결과.

그림 3-10에서 알 수 있는 바와 같이 노심 출구관 아래에 설치한 BF3-2 계측기에서의 중성자 측정값은 원자로 정지 후 약 4초가 지난 뒤 크게 떨어졌으며, 그 후 약 11초 동안 비슷한 값을 갖다가 다시 조금 떨어졌다. 이 상태에서도 약 10초 동안 거의 비슷한 값을 유지하다가 이후에 계단식으로 떨어지는 것을 볼 수 있다. 이러한 계단식 변화는 그림 3-8에서 알 수 있는 바와 같이 앞선 실험에서는 거의 나타나지 않았다. 노심 입구관 아래의 설치한 BF3-1 계측기에서의 중성자 측정값은 그림 3-11에서 알 수 있는 바와 같이 원자로 정지 시점으로부터 4초 후에 약간 떨어졌으며, 15초 후에 크게 떨어지는 계단식 변화가 분명하게 나타났다.

그림에서 계산으로 예측한 지발 중성자와 광중성자의 시간에 따른 변화 경향은 그림 3-8에서의 마찬가지로 지발 중성자는 원자로 정지 후 측정치보다 천천히 감소하지만 광중성자는 매우 빨리 감소한다. 또한 입구관과 출구관이 서로 독립적으로 계산되므로 그림 3-8에서의 같이 빠른 주기의 계단이 사라지고 지발 중성자 및 광중성자 계산 결과 모두 계단의 주기가 길어졌으며, 계단의 주기는 배관내의 냉각수가 1차 배관을 지나는 시간(약 21초)

과 유사하다.

실제로 각 배관에서 측정되는 중성자 계수율에는 출구관과 입구관의 영향이 모두 나타나며, 지발 중성자와 광중성자도 서로 다른 비율로 영향을 미칠 것이다. 이 각각의 비율을 적절히 조절하여 측정 결과와 비교적 잘 일치하는 경우를 찾아보았다. 그림 3-12는 이렇게 예측한 것을 측정 결과와 비교하여 나타낸 그림이다.

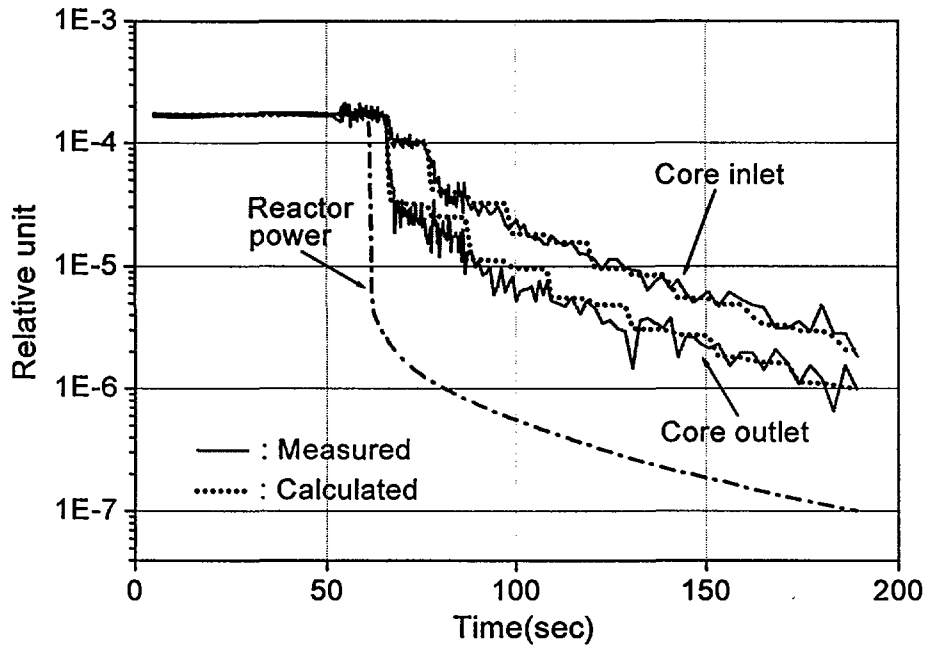


그림 3-12. 노심 입, 출구관에서의 중성자 측정 결과와 계산 결과.

노심 출구관 아래에 설치한 계측기의 경우에는 출구 배관이 98 %, 입구 배관이 2 %의 영향을 미치는 것으로 가정하고, 광중성자가 30 %, 지발 중성자가 70 %를 차지한다고 가정하였으며, 노심 입구관 아래에 설치한 계측기의 경우에는 입, 출구 배관이 각각 50 %의 영향을 미치고, 광중성자가 20 %, 지발 중성자가 80 %를 차지한다고 가정하는 경우에 위 그림과 같이 측정과 계산 결과가 유사하였다. 노심 입구관에서 광중성자의 비율이 출구관에서 보다 작은 이유는 광중성자를 발생시키는 N-16이 지발 중성자 모핵종 보다 빠르게 붕괴하기 때문에 1차 배관 루프를 따라 이동한 후 노심으로 들어 오는 물속에는 노심 출구에서 보다 상대적으로 N-16의 양이 지발 중성자 모

축정 및 계산 결과는 그림 3-13과 같다. 그림에서 선선은 축정 결과이며, 점선은 계산 결과이다. 그림에서 알 수 있는 바와 같이 1차 배관내의 동원한 위치에서 원자로가 정지한 후 BF3-1, BF3-2 검출기의 증성자 계수용 변화는 매우 유사하였다. 그러나 BF3-1 계측기의 경우에는 축정값의 요동이 매우 심하였다. 계산 결과는 점선으로 나타내었는데 왼쪽 점선은 지반 증성자 판 존재한다고 가정하고 계산한 것이며, 아래쪽 점선은 지반 증성자 판의 영향이 5%로 계산된 것이다. 그림에서 지반 증성자의 영향이 70%, 평증성자 30%로 계산한 결과이다. 이 계산 모두 플루트관의 영향이 95%, 평증성자의 영향이 30%로 가정하여 계산한 결과가 축정값에 관한 일치함을

의 거리가 떨어져 있기 때문이다. 계수용이 감소한 것은 계측기를 10 cm의 남으로 차폐하였고, 배관으로부터 배관 아래에 있던 것을 플루트 배관 아래로 옮겼기 때문이고, BF3-2 계측기의 정도로 감소하였다. BF3-1 계측기의 계수용이 증가한 것은 1차 계통 일부에 이진 실험에 비해 두 배 이상 증가하였고, BF3-2 계측기의 계수용은 1/2 차 계통 플루트 배관 아래에 설치하였으며, 실험 결과 BF3-1 계측기의 계수용의 증성자 계수용의 변화를 측정하였다. 이 실험에서는 두 계측기를 모두 1 cm를 분석하기 위하여 계측기를 10 cm의 남으로 차폐한 뒤 원자로 정지 후 있으므로 증성자외에 감마선이 계측에 영향을 미칠 수 있다. 따라서 이 영향에서 증성자를 측정하는 환경에서는 감마선과 전기적 잡음의 준위가 매우 한편 그림 3-5의 BF3 계측기 스펙트럼에서 알 수 있듯이 하나로 1차 배관이라고 말할 수 있다.

배관의 증성자 계측에 평증성자가 미치는 영향은 지반 증성자의 절반 정도 성자의 비율은 그림 3-8에 나타난 첫 실험 결과와 일치하였다. 이로써 1차 아래에 설치한 계측기에서 축정 결과와 계산 결과가 일치하기 위한 평증성자 사이의 비율을 정하는데 큰 인의성은 없다. 또한 플루트 관자와 지반 증성자의 비율에 따라 결정된다. 따라서 각 관의 비율과 N-16 및 반면에 첫 단계 이후의 계산 결과가 축정값에 일치하는지의 여부는 평증성 축정값에 관한 일치하기 위해서는 플루트 배관의 비율을 관한 결정해야 한다. 이에 별 차이가 없다. 따라서 그림 3-12에서 정지 후 첫 단계의 계산 결과가 정지 후 첫 단계에서 계수용이 감소하는 정도는 평증성자와 지반 증성자 사 비율은 보다 작기 때문이다.

알 수 있으며, 이 경향은 이전 실험에서 노심 출구관 아래에 설치한 계측기의 계수율에서 입구관의 영향이 2 %에서 5 %로 늘어난 것 이외에는 차이가 없다. 이번 실험 결과에서 입구관의 영향이 커진 것은 그림 3-9에서와 같이 노심 입구관 아래에 설치하였던 카드뮴 판을 없앴기 때문이라고 생각된다. 10 cm의 납으로 BF3 계측기를 차폐하고 측정한 결과가 이전의 실험 결과와 동일하므로 중성자 계측기의 측정 계수율에 감마선 성분은 거의 없는 것이 확인되었다.

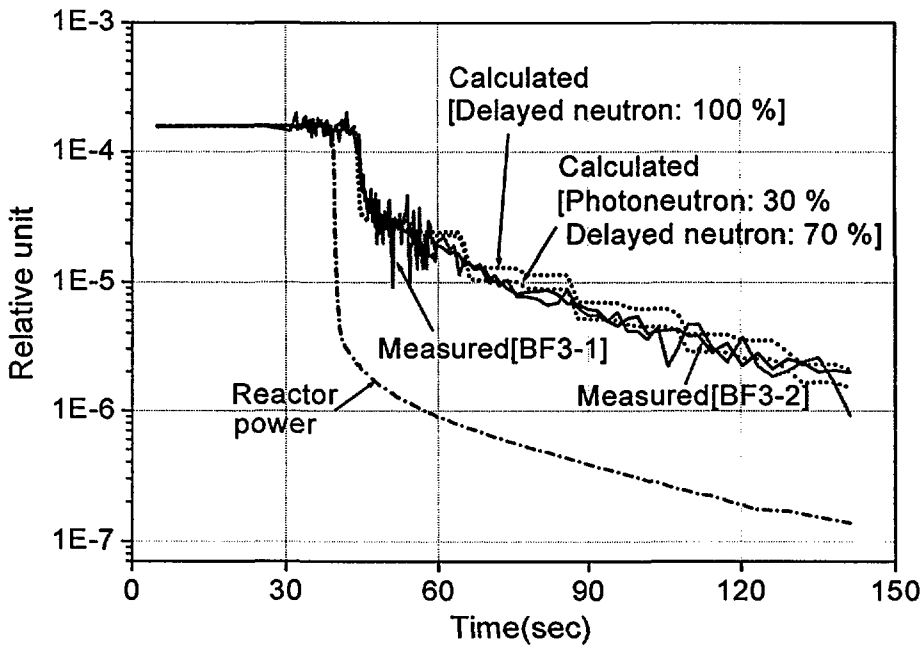


그림 3-13. 두 계측기를 노심 출구관 아래에 설치하고 10 cm의 납으로 차폐한 후 측정한 계수율 변화 경향과 계산 결과.

지금까지 1차 배관에서 측정한 중성자의 계수율은 효율이 큰 BF3-1 계측기의 경우 약 3,000 cps로서 통계적 처리에 충분한 값이다. 그러나 BF3-1 계측기는 효율이 큰 반면 분해능이 나쁘고 3600 V의 매우 높은 고전압을 인가해야 하며, 그림 3-13에서 알 수 있는 바와 같이 측정값의 요동이 심하다. 따라서 인가 전압이 1200 V로서 상대적으로 낮고, 분해능이 우수한 BF3-2 검출기를 중성자 계측법에 의한 FFDS에 사용할 수 있는 방법을 모색하였다.

위 실험에서 BF3-2 검출기의 계수율은 약 300 cps였는데, 핵연료 파손 감시의 측면에서 평상시 중성자 계수율이 너무 높으면 사고 상황이 되었을 때 계측기가 포화 상태에 도달하여 제 기능을 할 수 없게 되고, 계수율이 너무 낮으면 계측의 통계적 요동을 줄이기 위하여 응답 시간을 길게 하여야 하기 때문에 핵연료 파손을 즉시 알아낼 수가 없다. 따라서 FFDS로 중성자 계측 계통을 사용할 때 적절한 계수율은 통계 오차가 약 3~5 % 수준인 500~1000 cps로 생각된다. 즉 BF3-2 계측기를 FFDS에 사용하려면 계수율을 높여야 하는데 계수율을 높이는 방법으로는 계측기를 배관 가까이로 옮기고 주변에 중성자 반사체를 두는 방법을 생각하였으며, 반사체로는 폴리에틸렌을 선정하였다. 이는 원자로 노심 주변에 반사체를 두었을 때 중성자속이 증가하는 것과 같은 이유 때문이다.

이러한 방법으로 중성자를 계측하기 위해 계측기를 설치한 모양은 그림 3-14와 같으며, 이 상태에서 원자로 정지 후의 중성자 계수율 변화를 측정 한 결과와 계산 결과는 그림 3-15와 같다.

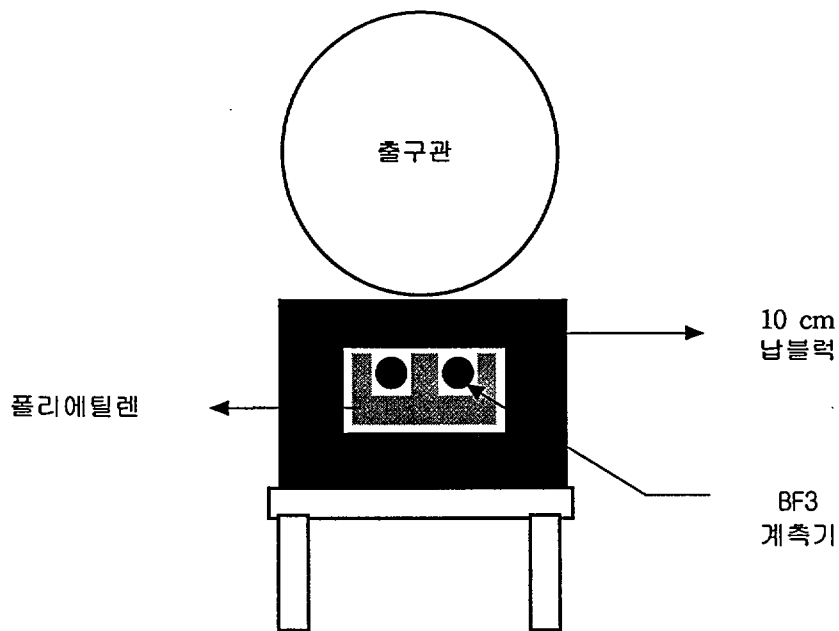


그림 3-14. 계측기 주변에 폴리에틸렌 반사체를 설치한 모습.



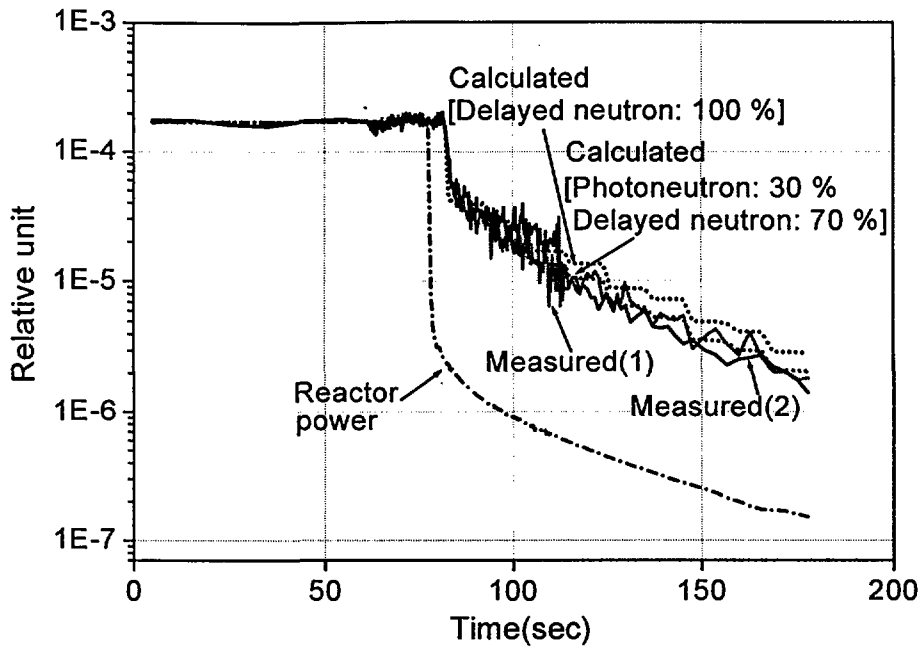


그림 3-15. 반사체를 설치한 상태에서의 중성자 측정 결과와 계산 결과.

이 실험에서는 두 개의 계측기를 모두 효율이 작은 BF3-2 계측기로 사용하였으며, 계수율은 이전의 280 cps에서 900 cps로 증가하였다. 따라서 폴리에틸렌 반사체를 이용하면 계수율을 크게 향상시킬 수 있음을 확인하였다. 위 그림에서 알 수 있듯이 이전 실험들과서와 마찬가지로 지발 중성자 70%, 광중성자 30%인 경우에 측정 결과와 계산 결과가 잘 일치하였다. 노심 입구 배관의 영향은 10%로 증가하였는데 이 원인은 알 수 없으나 이 값의 임의성이 크기 때문에 그리 중요하지는 않다.

위와 같은 실험을 통해 감마선의 영향없이 중성자를 잘 계측할 수 있음이 확인되었으므로 계측기에 대한 감마 차폐는 필요하지 않은 것으로 판명되었으나 케이블의 보호를 위해서는 어느 정도의 감마 차폐가 필요한 것으로 판단된다. 예를 들어 계측기와 주변 케이블 주변의 감마선 준위를 현재보다 1/10로 낮추면 케이블 등의 수명을 10 배 늘일 수 있을 것이다. 그러나 이번에 실험한 것과 같이 10 cm 두께의 납 차폐는 필요하지 않을 것으로 생각되며 차폐 두께는 5 cm 정도로 충분할 것이다. 이렇게 하면 계측기를 배관에 5 cm를 더 접근시킬 수 있으므로 중성자 계수율도 높일 수 있을 것으로 생각된다.

이상의 실험 결과를 정리하면 다음과 같다.

- 1) 1차 배관 주변에서는 고에너지 감마선의 준위가 매우 높으나 특별한 감마 차폐 없이 BF3 계측기로 중성자를 분리, 측정할 수 있다.
- 2) 1차 배관 주변의 중성자 선원으로는 지발 중성자가 약 70 %, N-16에 의한 광중성자가 약 30 %를 차지한다.
- 3) 계측기를 배관 가까이에 설치하고 주변에 적절한 반사체를 사용하면 중성자 계수율을 크게 높일 수 있다.

따라서 중성자를 감마선의 영향없이 통계적 처리에 충분하게 측정하며, 핵연료 손상을 예민하게 알아내는데 방해 요인이 되는 광중성자의 비율이 작고, 핵연료의 표면 오염 정도로 발생하는 지발 중성자도 민감하게 측정하므로, 이러한 지발 중성자 계측법이 핵연료의 손상을 알아낼 수 있는 유용한 방법임을 확인할 수 있었다.

### 3.4. 몬테카를로 방법을 이용한 1차 배관에서의 중성자 발생량 계산

#### 3.4.1. 계산 geometry

앞 절에서 기술한 바와 같이 원자로 정지 후에도 1차 배관 중성자를 시간에 따라 계측함으로써 1차 배관에서 발생하는 중성자의 발생 원인이 분석되었다. 본 절에서는 이러한 분석의 신뢰성을 확보하고, 핵연료 파손 검출 감도를 추정하기 위해 몬테카를로 방법으로 1차 배관에서 계측되는 중성자 계수율을 예상하였다. 중성자와 감마선 수송 계산에는 MCNP, EGS4를 비롯한 많은 몬테카를로 코드들이 사용되고 있으며, 이러한 코드들은 복잡한 계산 geometry에도 응용이 쉽다. 그러나 이러한 코드로  $(\gamma, n)$  반응에 의한 광중성자의 수송을 계산하기 위해서는 코드의 수정이 필요하다[3-4,5,6]. 따라서 본 연구에서는 아래와 같이 1차 배관 주변 구조를 단순화하여 이 구조에만 적용할 수 있는 몬테카를로 프로그램을 작성하여 광자-중성자 연계 수송 계산을 수행하였다.

계산에서 모델로 사용한 실제 측정 geometry는 그림 3-14와 같으나 계산의 편의를 위해 1차 배관을 10 cm의 납, 7 cm의 폴리에틸렌, 다시 10 cm의 납, 배관 중심으로부터 100 cm 떨어진 지점에 무한 두께의 콘크리트가 실린 더 형태로 둘러싸고 있다고 가정하였다. 첫 번째 납 층과 폴리에틸렌 사이에

3 cm 두께의 검출기 영역을 두어 이 검출기 영역에서의 중성자속을 구하였다. 그림 3-14에서 알 수 있듯이 검출기 영역에는 반사체로 사용된 폴리에틸렌이 존재하므로 이 영역에서는 폴리에틸렌의 수밀도가 정상 수밀도의 2/5만큼 감소한 형태로 존재한다고 가정하였다. 1차 배관의 길이는 700 cm로, 반경은 16.51 cm로 하였으며, 검출기는 실험에 사용하였던 직경 25 mm, 반응 영역의 길이 12 cm, 효율이 1.5 cps/nv인 BF3 검출기로 하였다.

### 3.4.2. 광중성자 수송 계산 과정

#### 3.4.2.1. 난수(random number) 발생

몬테카를로(Monte Carlo) 방법은 특정한 문제에서 한 입자가 겪게 되는 과정을 모사(simulation)하고 이러한 입자들의 평균적 행동을 문제의 답으로 제시하는 문제 해결 방법을 말한다. 몬테카를로법에서는 한 입자가 겪게 되는 과정을 구성하고 있는 개개의 확률적인 사건들이 연속적으로 모사되며 이러한 사건을 지배하는 확률 분포는 통계적으로 추출(sampling)된다. 입자 수송 문제에서는 한 입자가 탄생하여 흡수되거나 관심 영역을 벗어나 한 과정이 끝날 때까지 각 단계별로 확률 분포가 불규칙하게(randomly) 추출되며, 통계적 추출의 과정은 0~1 사이의 값을 가지는 난수(random number)의 선택을 통해 이루어진다. 본 계산에서 사용한 난수는 아래의 회귀(recurrence) 방정식으로부터 구하였다[3-7].

$$I_{j+1} = aI_j \pmod{m} \quad a = 7^5 = 16807 \quad (3-4)$$

$$m = 2^{31} - 1 = 2147483647$$

위 식에서 임의의 seed number  $I_j$ 에  $a$ 를 곱한 후  $m$ 으로 나누었을 때 해의 정수 부분을 뺀 나머지 소수 부분이 난수가 된다. 이 난수 발생기의 주기는  $2^{31} - 2 = 2.1 \times 10^9$ 이다.

#### 3.4.2.2. MCNP를 이용한 N-16 생성율 계산

하나로와 같이 경수(light water)를 냉각수로 사용하는 원자로의 경우에는 산소 원자핵과 중성자와의 반응 생성물이 냉각수 주 방사선원이 되며,  $O^{16}(n,p)N^{16}$  반응이 가장 중요하다. 이 반응은 문턱 에너지가 10.2 MeV인 흡

열 반응이며, fission spectrum에 대한 평균 단면적은  $1.9 \times 10^{-5}$  barn이다 [3-8]. 반응의 결과 생성된 N-16의 붕괴 반감기는 7.1초이며, 발생된 감마선 중 큰 비중을 차지하는 감마선의 에너지는 6.13(69 %), 7.12(5 %) MeV이다. 노심 출구에서 이러한 N-16의 포화 방사능은

$$A = \frac{\Sigma_{act} \Phi (1 - e^{-\lambda t_i})}{1 - e^{-\lambda(t_i + t_o)}} \quad (3-5)$$

가 된다. 여기서

$\Phi$  : 중성자속

$\Sigma_{act}$  : 평균 macroscopic 방사화 단면적

$t_i$  : 냉각수가 노심을 통과하는 시간

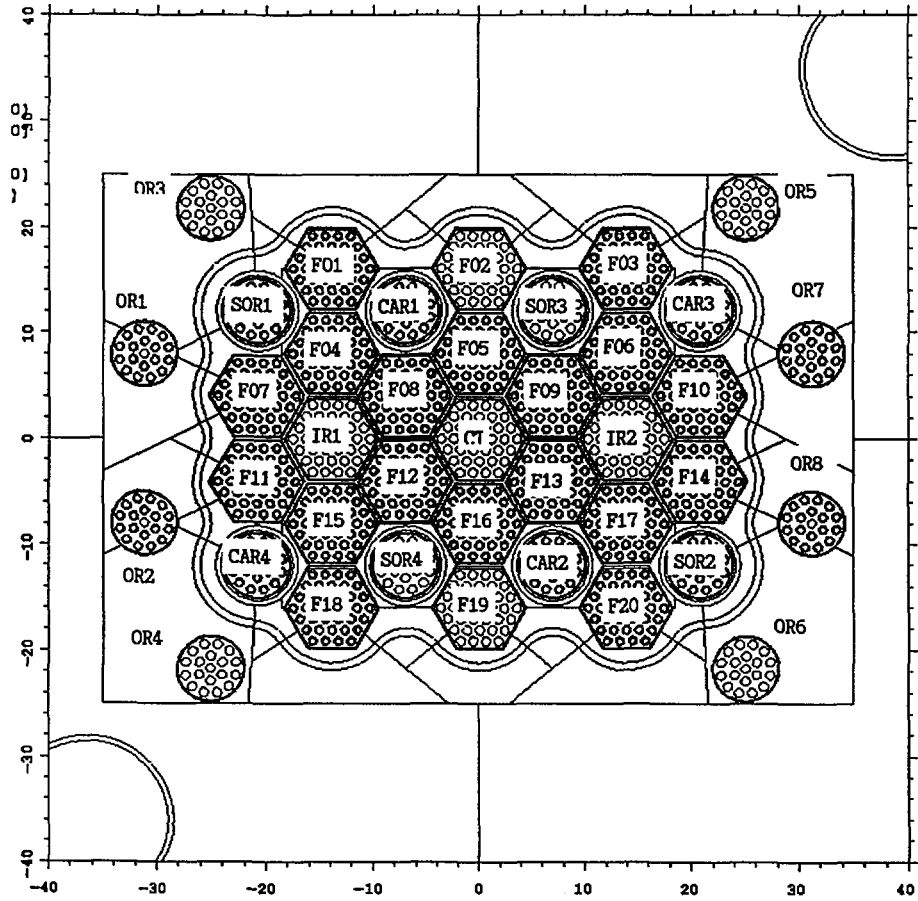
$t_o$  : 냉각수가 1차 배관 loop를 통과하는 시간

$\lambda$  : 붕괴 상수( $0.0976 \text{ sec}^{-1}$ )

이다. 윗식에서  $\Sigma_{act} \Phi$ 는 노심내에서 N-16의 생성율이며, 중성자속을 정확하게 알아야 계산이 가능하다. 본 계산에서는 현재 노심 계산에 널리 이용되고 있는 MCNP 코드를 이용하여 20 MW와 전출력(30 MW) 노심에 대해서  $O^{16}(n,p)N^{16}$  반응율을 계산하여 N-16 생성율을 구하였다[3-9]. MCNP 계산에 사용된 노심 조건은 아래 표와 같으며, 노심 단면도는 그림 3-16, 3-17과 같다.

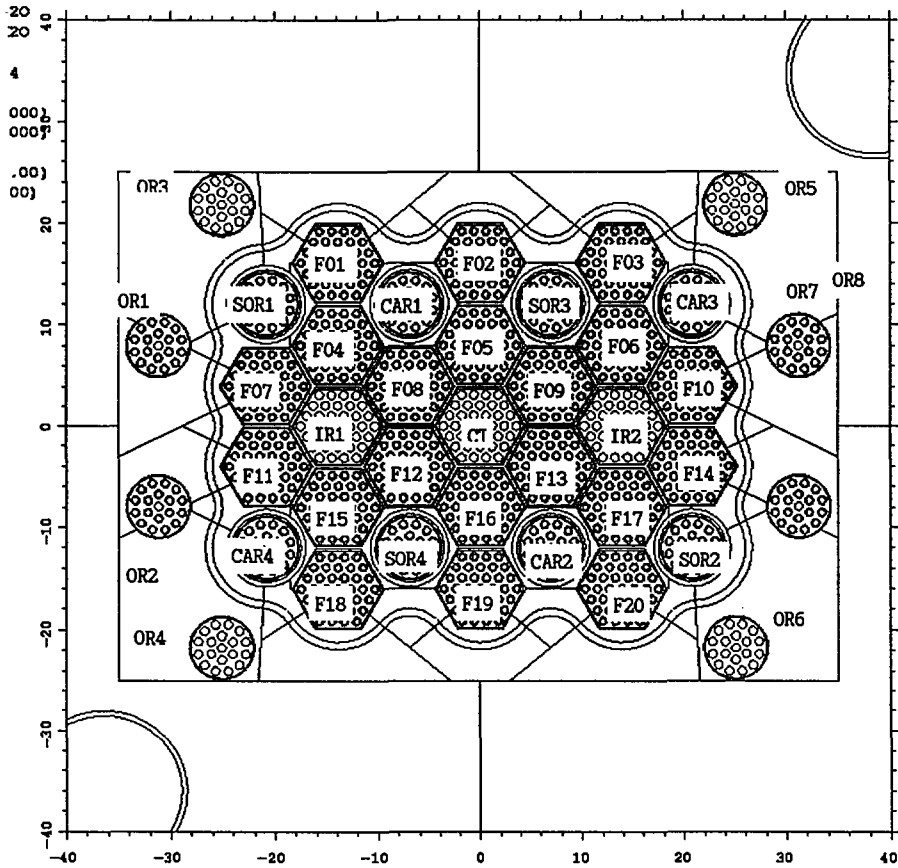
표 3-2. N-16 생성을 계산을 위한 MCNP 계산에 사용된 노심 조건.

출 력	20 MW	30 MW
핵연료수	- 36봉 18개 (R02, R19, SOR3, SOR4 : Dummy) - 18봉 10개	- 36봉 20개 - 18봉 12개
제어봉 위치	350 mm (1/2 삽입)	350 mm (1/2 삽입)
정지봉 위치	인출	인출



\* Al dummy 다발 : CT, IR1, IR2, R02, R19, SOR3, SOR4, OR3, OR4, OR5, OR6

그림 3-16. 출력 20 MW일 때의 하나로 MCNP 모델 평면도.



\* Al dummy 다발 : CT, IR1, IR2, OR3, OR4, OR5, OR6

그림 3-17. 출력 30 MW일 때의 하나로 MCNP 모델 평면도.

MCNP에서 계산되는 N-16의 반응율은 아래 식과 같다.

$$\text{Reaction Rate} = N \int \phi(E) \sigma(E) dE \quad (3-6)$$

여기서,  $N$  = 중성자와 반응을 일으키는 핵종의 원자 밀도

$\phi(E)$  = calculated energy-dependent flux in a cell ( $\#/cm^2/s$ )

$\sigma(E)$  = energy-dependent microscopic reaction cross-section  
(given in MCNP cross-section libraries)

이때, 냉각수에서의 O-16의 원자 밀도는  $0.03339 \times 10^{24}$  atoms/cc이다. MCNP에서 cell flux를 계산하기 위해서는 cell의 부피를 알아야 하는데, MCNP에서는 특정 cell의 부피를 별도로 계산할 수 있다. MCNP로 구한 36봉 다발 채널 flow tube내 냉각수 부피는  $1938.22 \text{ cm}^3$ (높이:  $-35 \sim +35 \text{ cm}$ )이다.

$O^{16}(n,p)N^{16}$  반응에 대한 반응 단면적은 그림 3-18과 같다.

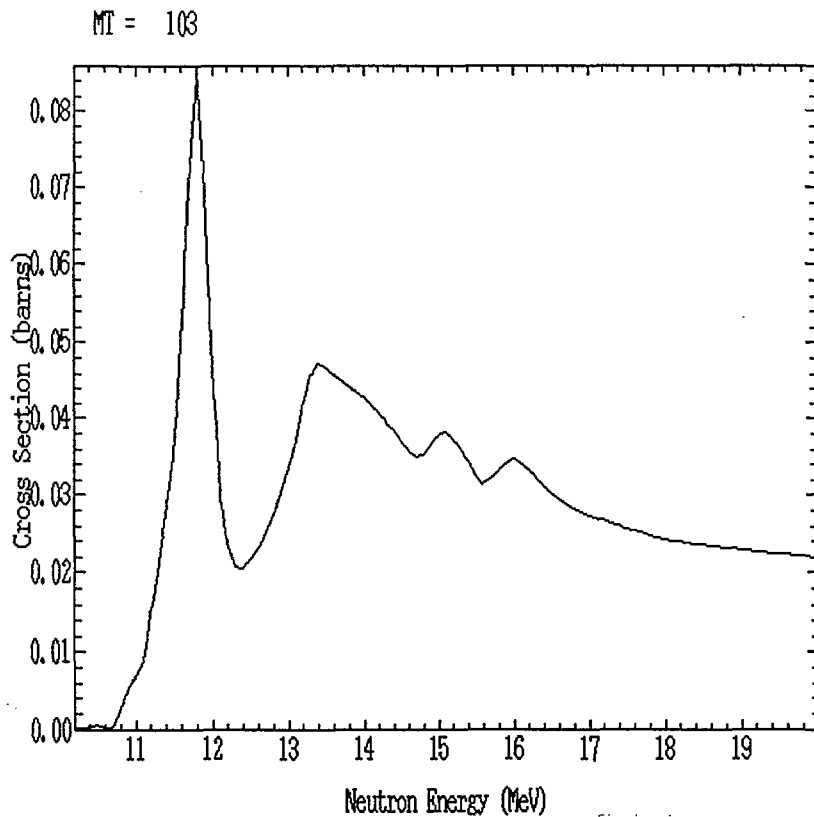


그림 3-18.  $O^{16}(n,p)N^{16}$  반응 단면적.

먼저 냉각수내에서 N-16 생성율의 축방향 분포를 확인하기 위해 5 cm 간격으로 축방향의 N-16 생성율을 구해보았으나 오차가 너무 컸다. 따라서 핵연료 부분 70 cm에서의 평균 N-16 생성율을 각 냉각수 채널에 대해 계산하였으며, 계산 결과는 표 3-3에 정리하였다. 출력이 20 MW일때 N-16 생성율의 최대치는 F17 채널에서  $1.24 \times 10^8$  개/cc/sec였으며, 평균치는  $7.95 \times 10^7$  개/cc/sec였다. 출력이 30 MW일때는 N-16 생성율의 최대치가 F16 채널에서  $2.0 \times 10^8$  개/cc/sec였으며, 평균치는  $1.27 \times 10^8$  개/cc/sec였다. 참고로 하나로 설계시에 virgin flux와 virgin neutron에 대한 measured cross-section을 이용하여 구한 30 MW에서의 N-16 생성율은  $8.01 \times 10^8$  개/cc/sec였다[3-10].

반사체내에서의 N-16 생성율도 계산하였는데 노심 최대치의 1/100 정도였다.

노심내에서 냉각수가 지나가는 통로는 유동관과 갭으로 나뉘어지며, 유동관내의 유로 단면적은  $0.090517 \text{ m}^2$ , 유속은 7.3 m/sec이고, 갭내의 유로 단면적은  $0.039641 \text{ m}^2$ , 유속은 1.27 m/sec이다. 따라서 20 MW 운전시 유동관을 통과한 물내의 노심 출구에서의 N-16 포화 방사능은

$$A_1 = \frac{7.95 \times 10^7 \times (1 - e^{-0.0976 \times 0.096})}{1 - e^{-0.0976 \times 21.366}}$$

$$= 8.47 \times 10^5 \text{ disintegrations/cm}^3\text{-sec}$$

이 되며, 갭을 통과한 물의 노심 출구에서의 N-16 포화 방사능은

$$A_2 = \frac{7.95 \times 10^7 \times (1 - e^{-0.0976 \times 0.552})}{1 - e^{-0.0976 \times 21.822}}$$

$$= 4.73 \times 10^6 \text{ disintegrations/cm}^3\text{-sec}$$

이 된다. 유동관 및 갭의 유량비가 각각 0.695 : 0.305이므로 노심 출구에서 섞인 물에서 N-16의 방사능은

$$2.03 \times 10^6 \text{ disintegrations/cm}^3\text{-sec}$$

이 된다.



표 3-3. Flow tube내 냉각수 및 반사체에서 N-16 생성율.

냉각수 채널	부피(cm <sup>3</sup> ) (H=-35 cm~ +35 cm)	N-16 생성율 (atoms/cc/sec)	
		20 MW	30 MW
F01	1938.22	5.3484e+07 (0.1729) <sup>a</sup>	8.6448e+07 (0.1786)
F02 <sup>b</sup>	"	4.1980e+07 (0.2134)	9.6350e+07 (0.1587)
F03	"	4.7327e+07 (0.1724)	1.0873e+08 (0.1703)
F04	"	7.9463e+07 (0.1454)	1.1646e+08 (0.1612)
F05	"	9.3026e+07 (0.1379)	1.4326e+08 (0.1339)
F06	"	8.7302e+07 (0.1462)	1.4937e+08 (0.1381)
F07	"	9.2856e+07 (0.1588)	1.6354e+08 (0.1661)
F08	"	9.7354e+07 (0.1568)	1.4036e+08 (0.1439)
F09	"	7.3633e+07 (0.1477)	1.3858e+08 (0.1416)
F10	"	7.6778e+07 (0.1721)	1.1296e+08 (0.1587)
F11	"	1.0580e+08 (0.1445)	9.5869e+07 (0.1592)
F12	"	8.6237e+07 (0.1315)	1.5333e+08 (0.1478)
F13	"	1.0289e+08 (0.1382)	1.7783e+08 (0.1390)
F14	"	8.7429e+07 (0.1568)	1.1067e+08 (0.1628)
F15	"	9.2688e+07 (0.1434)	1.2701e+08 (0.1700)
F16	"	8.6303e+07 (0.1528)	1.9655e+08 (0.1336)
F17	"	1.2396e+08 (0.1319)	1.3945e+08 (0.1452)
F18	"	5.7984e+07 (0.1757)	8.8409e+07 (0.1629)
F19 <sup>b</sup>	"	3.3381e+07 (0.2572)	1.1552e+08 (0.1483)
F20	"	7.0410e+07 (0.1550)	8.1082e+07 (0.1735)
Average	-	7.9514e+07	1.2704e+08
반사체	1.83816e+06	1.3898e+06 (0.0865)	2.1379e+06 (0.0844)

<sup>a</sup> fractional standard deviation

<sup>b</sup> 출력이 20 MW일 때 F02 및 F19는 AI 모의 다발이 들어간 자리임

### 3.4.2.3. 감마선 생성 및 수송

감마선 발생 위치는 R을 난수라고 하면,

$$\begin{aligned}h &= 700 \times R_1 \\r &= 16.51 \times R_1 \\pi &= 2 \times \pi \times R_2 \\theta &= \pi \times R_3 \\x &= r \times \cos(\pi) \\y &= r \times \sin(\pi) \\z &= h\end{aligned}$$

이 되며, 감마선이 진행하는 방향의 방향 코사인은

$$\begin{aligned}\pi_2 &= 2 \times \pi \times R_4 \\theta_2 &= \pi \times R_4 \\ \alpha &= \sin(\theta_2) \times \cos(\pi_2) \\ \beta &= \sin(\theta_2) \times \sin(\pi_2) \\ \gamma &= \cos(\theta_2)\end{aligned}$$

와 같이 구할 수 있다. 난수 R에 붙어 있는 첨자는 난수 발생기의 동작 순서이다. 발생된 감마선의 에너지와 수는 N-16 붕괴당 감마선 발생 확률 및 갈래비를 이용하여

$$\begin{aligned}69/74 \geq R &\Rightarrow 6.13 \text{ MeV 감마선 발생.} \\69/74 < R &\Rightarrow 7.12 \text{ MeV 감마선 발생.}\end{aligned}$$

와 같이 구하였다.

검출기가 바라보는 배관의 부피가  $700 \times 16.51^2 \times \pi = 599435 \text{ cm}^3$ 이므로 감마선의 발생 위치를 임의의 지점으로 하여  $1 \text{ cm}^3$ 의 부피에 해당하는 감마 activity를 가진 감마선을 599435번 발생시킨 후 이 감마선의 수송 과정에 발생한 중성자를 계산하였다. 감마선 수송 과정은 아래와 같다.

먼저 1차 배관 내의 ( $x''$ ,  $y''$ ,  $z''$ )에서 발생된 감마선이 배관 표면과 만

나는 지점  $(a, b, c)$  를 구한다. 감마선이 진행하는 직선의 방정식은

$$\frac{x-x''}{x'-x''} = \frac{y-y''}{y'-y''} = \frac{z-z''}{z'-z''} = p \quad (3-7)$$

이고, 이 직선이  $(a, b, c)$  위를 지나므로

$$a = p(x' - x'') + x'' \quad (3-8)$$

$$b = p(y' - y'') + y'' \quad (3-9)$$

$$c = p(z' - z'') + z'' \quad (3-10)$$

가 되며,  $(a, b, c)$  는 반경  $r$ 인 원위의 한 점이므로

$$a^2 + b^2 = r^2 \quad (3-11)$$

이 된다. 따라서 위 식들을 풀면  $p$ 를 구할 수 있으며, 이로부터  $(a, b, c)$  를 구할 수 있다. 배관 표면까지의 감마선 진행 거리는

$$d = \sqrt{(x'' - a)^2 + (y'' - b)^2 + (z'' - c)^2} \quad (3-12)$$

가 된다.

감마선이 반응 지점까지 이동한 거리  $t$ 는 감마선의 총 거시단면적이  $\Sigma_t$ 라면

$$R = \frac{\int_0^t e^{-\Sigma_t t} \Sigma_t dt}{\int_0^\infty e^{-\Sigma_t t} \Sigma_t dt} \quad (3-13)$$

로부터 구할 수 있다. 위 식의 분모는 1이므로

$$R = 1 - e^{-\Sigma_t t} \quad (3-14)$$

이 되고

$$t = -\frac{1}{\Sigma_t} \ln R \quad (3-15)$$

이 된다. 만일  $t$ 가  $d$ 보다 크면 이 감마선은 배관 바깥으로 빠져나간 것이 되며, 작으면 배관내에서 감마선 반응이 일어남을 의미한다. 반응이 일어난 지점  $(x, y, z)$ 는

$$x = x'' + t\alpha \quad (3-16)$$

$$y = y'' + t\beta \quad (3-17)$$

$$z = z'' + t\gamma \quad (3-18)$$

이 된다. 감마선 반응 가운데 에너지가 수 MeV 영역에서는 광전 효과의 단면적이 Compton 산란과 쌍생성 단면적의 0.05 % 이하이므로 광전 효과는 무시하였다. 따라서

$$\frac{\Sigma_{compton}}{\Sigma_t} \leq R \quad (3-19)$$

이면 쌍생성이 발생한 것이며, 감마선 수송은 중지되고, 반응 지점까지 발생된 중성자의 수송 계산만 수행된다.

$$\frac{\Sigma_{compton}}{\Sigma_t} \geq R \quad (3-20)$$

이면, Compton 산란이 발생한 것으로서 산란각  $(\theta_1, \phi_1)$ 과 산란후 감마선 에너지는 아래 식으로부터 결정된다.

$$R = \frac{\int_0^{\theta_1} \frac{d\sigma}{d\Omega}(\theta') 2\pi \sin \theta' d\theta'}{\int_0^\pi \frac{d\sigma}{d\Omega}(\theta') 2\pi \sin \theta' d\theta'} \quad (3-21)$$

$$\phi_1 = 2\pi R \quad (3-22)$$

$$E_\gamma' = \frac{E_\gamma}{1 + \frac{E_\gamma}{m_e c^2} (1 - \cos \theta_1)} \quad (3-23)$$

만일  $E_\gamma'$  이 2.225 MeV 이하로 감소하면 감마선 수송은 중지된다. Compton 산란 후의 감마선 각도 분포  $\frac{d\sigma}{d\Omega}(\theta)$  는 Klein-Nishina 식을 사용하였다.

이렇게 결정된  $(\theta_1, \phi_1)$  를 이용하여 산란된 감마선의 방향 벡터를 구하면,  $\theta_1$  이  $0^\circ, 180^\circ$  가 아닐 때는

$$\alpha' = \alpha \cos \theta_1 + \alpha \gamma \frac{\sin \theta_1 \cos \phi_1}{\sqrt{1-\gamma^2}} - \beta \frac{\sin \theta_1 \sin \phi_1}{\sqrt{1-\gamma^2}} \quad (3-24)$$

$$\beta' = \beta \cos \theta_1 + \beta \gamma \frac{\sin \theta_1 \cos \phi_1}{\sqrt{1-\gamma^2}} + \alpha \frac{\sin \theta_1 \sin \phi_1}{\sqrt{1-\gamma^2}} \quad (3-25)$$

$$\gamma' = \gamma \cos \theta_1 - \sqrt{1-\gamma^2} \sin \theta_1 \cos \phi_1 \quad (3-26)$$

이 되며,  $\theta_1$  이  $0^\circ, 180^\circ$  일 때는

$$\alpha' = \sin \theta_1 \cos \phi_1 \quad (3-27)$$

$$\beta' = \sin \theta_1 \sin \phi_1 \quad (3-28)$$

$$\gamma' = \gamma \cos \theta_1 \quad (3-29)$$

이 된다. 이후의 계산은 반응 지점에서 배관 표면까지의 거리를 계산하는 단

계부터 다시 시작하게 된다.

배관 밖으로 나온 감마선은 배관 중심으로부터 100 cm 떨어진 콘크리트에 입사하여 배관내에서와 마찬가지로 수송되며, 에너지가 2.225 MeV 이하가 되면 loop가 정지한다.

#### 3.4.2.4. 배관에서 발생된 광중성자의 수송

가. 광중성자의 발생

광중성자의 발생 단면적은 아래와 같이 magnetic dipole 성분과 electric dipole 성분의 합으로 계산할 수 있으며, 10 MeV 이하의 에너지를 가진 감마선에 대해서는 정확한 결과를 이론적으로 구할 수 있다[3-11,12]. Magnetic dipole 성분은

$$\sigma_{MD} = \frac{2\pi}{3} \frac{e^2}{\hbar c} \left(\frac{\hbar}{Mc}\right)^2 (\mu_n - \mu_p)^2 \frac{k\gamma(1 - \gamma a_s)^2}{(k^2 + \gamma^2)(1 + k^2 a_s^2)} \quad (3-30)$$

이며, 여기서

$$\frac{e^2}{\hbar c} = \frac{1}{137.0388} : \text{미세 구조 상수(fine structure constant)}$$

$$a_s = 2.37 \times 10^{-12} \text{ cm} : \text{singlet scattering length}$$

$$\mu_n = -1.9135 \text{ nuclear magneton} \left( \frac{e\hbar}{2m_p} = 5.0505 \times 10^{-27} \text{ J} \cdot \text{m}^2/\text{Wb} \right)$$

: 중성자의 자기 모멘트(magnetic moment)

$$\mu_p = 2.7934 \text{ nuclear magneton} : \text{양성자의 자기 모멘트}$$

$$\gamma = \frac{\sqrt{E_B m_n}}{\hbar} : \text{inverse of decay length} (E_B : \text{중양자의 결합 에너지})$$

$$k = \frac{\sqrt{E_n m_n}}{2\hbar} : \text{neutron wave number} (E_n : \text{실험실계에서의 중성자 에너지})$$

이다. Electric dipole 성분은

$$\sigma_{ED} = \frac{8\pi}{3} \frac{e^2}{\hbar c} \gamma^{-2} \left( \frac{k\gamma}{k^2 + \gamma^2} \right)^3 (1 - \gamma r_{0t})^{-1} \quad (3-31)$$

이 된다. 여기서

$$r_{0t} = 0.17 \times 10^{-12} \text{ cm} : \text{triple effective range}$$

이다. 이러한 광중성자는 중수가 존재하는 매질내에서 감마선이 진행하는 경로 상의 임의의 지점에서 발생할 수 있으며, 발생 수는 감마선 경로 길이  $d$ 에 비례하게 된다. 즉 광중성자 발생 수  $N$ 은

$$N = S \times d \times N_{D20} \times \sigma \quad (3-32)$$

이 된다. 여기서  $S$ 는 발생된 감마선 수이며,  $N_{D20}$ 는 중수의 수밀도(number density)이다. 감마선이 배관 내부에서 산란되었으면  $d$ 는 감마선 출발 지점으로부터 산란된 지점까지의 거리가 되며, 산란을 일으키지 않고 배관 밖으로 빠져나갔다면  $d$ 는 감마선 발생 지점에서 배관 표면까지의 거리가 된다. 발생된 중성자의 에너지는 감마선 에너지 가운데 중양자의 결합 에너지를 제외한 에너지를 중성자와 양성자가 나누어 가지고 방출되므로 에너지와 운동량 보존에 의해

$$E_n = \frac{E_\gamma - E_B}{1 + \frac{m_n}{m_p}} \quad (3-33)$$

이 되며, 발생된 중성자의 각도 분포는 등방적이라고 가정하였다. 중성자의 발생 위치  $(x_n, y_n, z_n)$ 은 감마선 출발 지점을  $(x, y, z)$ 라고 하고, 감마선 방향 벡터가  $(\alpha, \beta, \gamma)$ 이며, 감마선의 이동 경로 길이가  $d$ 일 때

$$T = d \times R \quad (3-34)$$

$$x_n = x + T \cdot \alpha \quad (3-35)$$

$$y_n = y + T \cdot \beta \quad (3-36)$$

$$z_n = z + T \cdot \gamma \quad (3-37)$$

이 된다.

#### 나. 광중성자의 수송

이렇게 발생된 중성자의 배관 내부에서의 수송은 감마선 수송 때와 마찬가지로 방법으로 수행한다. 즉, 중성자 생성 위치에서 배관 표면까지의 거리를 구하고 중성자 전단면적을 사용하여 중성자가 첫번째 충돌할 지점까지의 거리를 구하여 첫번째 충돌 지점까지의 거리가 배관 표면까지의 거리보다 크면 중성자가 배관을 벗어난 것이므로 다음 단계 계산을 수행하고 작으면 첫번째 충돌 지점이 배관 내부에 있으므로 중성자가 산란 또는 흡수될 것인지를 판단하여 흡수된 경우에는 다음 loop를 진행하고, 산란인 경우에는 아래와 같은 계산을 수행한다.

각 매질에서의 중성자의 산란은 다음의 세 가정하에서 수행되었다[3-13].

- 1) 표적 핵은 정지하고 있다(표적 핵의 운동이나 분자 상태의 화학적 결합 효과, 결정 격자 효과 등은 무시하였음).
- 2) 비탄성 산란(inelastic collision) 무시 : 대부분의 매질 구성 물질의 비탄성 산란 문턱 에너지(threshold energy)는 중성자 에너지보다 크다[예, C-12(4.8 MeV), O-16(6.5 MeV)].
- 3) 탄성 산란은 질량 중심계에서 등방적(isotropic)으로 일어난다.

위와 같은 가정하에서 중성자는 탄성 산란으로 자신의 에너지를 잃고 결국 매질에 흡수된다. 등방적 탄성 산란의 경우  $E_0$ 의 에너지를 가진 중성자가 핵자수  $A$ 인 표적 핵과 충돌하여 에너지  $E$  위치의 미소 에너지 간격  $dE$ 내로 산란되어질 확률은

$$P(E) dE = \frac{1}{E_0(1-a)} dE \quad (3-38)$$

이 되며, 여기서



$$\alpha = \left( \frac{A-1}{A+1} \right)^2 \quad (3-39)$$

이다. 실험실 계에서의 산란각  $\theta$ 는

$$\cos \theta = \left( \frac{A+1}{2} \right) \sqrt{\frac{E}{E_0}} - \left( \frac{A-1}{2} \right) \sqrt{\frac{E_0}{E}} \quad (3-40)$$

로부터 구할 수 있다. 즉 탄성 산란 후의 중성자의 에너지  $E$ 는 산란전의 중성자 에너지  $E_0$ 와 산란후 중성자가 가질 수 있는 최소 에너지  $\alpha E_0$  사이의 에너지를 동일한 확률로 가질 수 있으므로

$$\int_{\alpha E_0}^E P(E') dE' = \int_0^R dR' \quad (3-41)$$

이 된다.  $R$ 은 난수이다. 즉 산란후 에너지  $E$ 는

$$E = E_0 [\alpha + (1-\alpha)R] \quad (3-42)$$

이 된다. 산란후의 azimuthal angle은

$$\phi = 2 \times \pi \times R \quad (3-43)$$

이 된다.

반응 지점  $(x, y, z)$ 는 감마선의 경우와 마찬가지로 중성자의 출발 지점이  $(x', y', z')$ 이고 중성자의 방향 벡터가  $(\alpha, \beta, \gamma)$ , 출발 지점에서 반응 지점까지의 거리가  $t$ 일 때

$$x = x' + t \alpha \quad (3-44)$$

$$y = y' + t \beta \quad (3-45)$$

$$z = z' + t\gamma \quad (3-46)$$

가 된다. 중성자의 전단면적  $\sigma_t$ 와 탄성 산란 단면적  $\sigma_{el}$ 에 대해

$$\frac{\sigma_{el}}{\sigma_t} \leq R \quad (3-47)$$

이면 중성자가 매질내에서 흡수된 것이며, 본 loop는 정지되고,

$$\frac{\sigma_{el}}{\sigma_t} > R \quad (3-48)$$

이면, 탄성 산란이 발생한 것으로서 산란각  $(\theta, \phi)$ 와 산란후 중성자의 에너지는 위 식들로부터 결정된다. 그러나 1 eV에서도 흡수 단면적은 전단면적에 대해 계산 대상이 된 모든 물질에 대해 0.25 % 이하이므로 중성자는 대부분 흡수되지 않고 산란된다. 본 계산에서는 중성자의 에너지가  $10^{-5}$  eV 이하가 되면 loop를 정지시켰다.

배관내의 매질인  $H_2O$ 의 수밀도는  $0.03343 \times 10^{24}$  개/cm<sup>3</sup>이며,  $H_2O$ 에 대한 중성자 단면적은

$$\sigma_{H_2O} = 2\sigma_H + \sigma_O \quad (3-49)$$

로 계산된다. 이 단면적과  $H_2O$ 의 수밀도 및 난수를 이용하여 중성자가  $H_2O$  내에서 산란이 일어난 지점까지 이동한 거리를 구하였다. 또한 산란 지점에서

$$\frac{2\sigma_H}{\sigma_{H_2O}} \leq R \quad (3-50)$$

이면, 중성자는 산소 원자핵과 충돌한 것이며,

$$\frac{2\sigma_H}{\sigma_{H_2O}} > R \quad (3-51)$$

이면, 수소 원자핵과 충돌한 것이므로 산란각과 산란 후 에너지를 구하였다.

배관 밖으로 나오는 중성자는 배관 표면위의 한 점  $(a_1, b_1, c_1)$ 을 지나며, 이 점에서 첫 번째 납층 바깥쪽 표면까지의 거리와 납 매질에서의 첫 번째 산란 지점까지의 거리를 구한 후 두 거리를 비교하여 첫 번째 산란 지점까지의 거리가 납층 바깥쪽 표면까지의 거리보다 크면, 이 중성자는 납층을 지나 검출기 영역으로 들어오게 되고, 그렇지 않은 경우에는 납층 내부에서 산란된다. 산란된 중성자 가운데 배관으로 다시 들어간 중성자는 새로운 수송 과정을 겪게 된다. 이 납층에서의 수송도 배관내에서의 중성자 수송과 동일하게 수행된다. 자연계에 존재하는 납은 Pb-204(1.48 %), Pb-206(23.6 %), Pb-207(22.6 %), Pb-208(52.3 %)이 있으나 0.1 eV 이상의 에너지에서는 중성자 단면적의 경향이 유사하므로 Pb-208만으로 가정하여 계산을 수행하였다.

#### 3.4.2.5. 중성자 검출

납층을 빠져 나온 중성자는 검출기 영역에서 검출된다. 중성자 계측기로 사용된 BF3 검출기의 계측 효율은 1.5 cps/nv로서 이 값은 0.025 eV의 중성자 에너지에서의 값이다. 따라서 중성자 검출기 계측 효율의 에너지 의존성을 아래와 같이 구하여 사용하였다.

중성자가 검출기 tube의 축을 따라 입사하는 경우 BF3 검출기의 계측 효율은 아래와 같이 쓸 수 있다[3-14].

$$\epsilon_1(E) = 1 - \exp[-\Sigma_a(E)L] \quad (3-52)$$

여기서  $\Sigma_a(E)$ 는 에너지  $E$ 에서 B-10의 거시적 중성자 흡수 단면적이며,  $L$ 은 tube의 길이이다. 윗 식을 이용하여 B-10이 96 %로 농축되고, tube의 길이가 30 cm이며, 기체 압력이 600 torr인 검출기에 대해 0.025 eV인 중성자의 검출 효율을 계산하면 91.5 %이다. 이 결과로부터 이 검출기의 계측 효율의 에너지 의존성은 아래와 같이 구해진다

$$\epsilon_1(E) = 1 - \exp\left[-\frac{0.3897}{\sqrt{E}}\right] \quad (3-53)$$

현재 실험에 사용된 검출기는 위 검출기와 기체 압력 등 여러 가지가 다르지만 에너지 의존성은 같다고 가정하면 본 계산에 사용된 검출기의 효율은

$$\epsilon(E) = 1.5 \times \frac{\epsilon_1(E)}{\epsilon_1(E=0.025 \text{ eV})} \text{ cps/nv} \quad (3-54)$$

이 된다.

#### 3.4.2.6. 폴리에틸렌 층에서의 중성자 수송

실제 검출 영역은 검출기 뿐만 아니라 폴리에틸렌도 존재한다. 따라서 이 영역에서는 폴리에틸렌이 정상 수밀도의 2/5의 수밀도로 분포되어 있다고 가정하여 이 층에서의 중성자 수송도 계산하였다.

검출기 영역 다음에 존재하는 폴리에틸렌은 밀도가  $0.93 \text{ g/cm}^3$ 이며, 수소 원자와 탄소 원자가  $0.143716 : 0.856284$ 의 질량비로 구성되어 있다[3-15]. 따라서 원자수 비는  $0.66822 : 0.33178$ 이 되고, 폴리에틸렌은  $\text{H}_{0.66822}\text{C}_{0.33178}$ 이 cc 당  $1.205 \times 10^{23}$ 개가 존재한다. 폴리에틸렌에 대한 중성자 단면적은

$$\sigma_{PE} = 0.66822 \sigma_H + 0.33178 \sigma_C \quad (3-55)$$

로 계산되며, 이 단면적과 폴리에틸렌의 수밀도 및 난수를 이용하여 중성자가  $\text{H}_2\text{O}$ 내에서 산란이 일어난 지점까지 이동한 거리를 구할 수 있다. 또한 산란 지점에서

$$\frac{0.66822 \sigma_H}{\sigma_{PE}} \leq R \quad (3-56)$$

이면 중성자는 C 원자핵과 충돌한 것이며, 그렇지 않으면 H 원자핵과 충돌한 것으로 하여 산란각과 산란 후의 에너지를 구하였다.

폴리에틸렌 층에서 두 번째 납층으로 빠져나가는 중성자는 배관에서 첫

번째 납층으로 나가는 중성자의 경우와 동일하게 계산할 수 있으며, 검출 영역으로 반사되는 중성자는 계속하도록 하고, loop를 정지하였다. 중성자가 두 번째 납층을 통과한 경우에는 loop를 정지하였다.

### 3.4.3. 지발 중성자 수송 계산

U-235의 핵분열시 발생하는 지발 중성자는 핵분열 생성물 중 지발 중성자 모핵종의  $\beta$ -붕괴에 의해 발생한 불안정한 원자핵이 방출하는 중성자로서 대개 6개의 군으로 나뉘어지고 각각의 군들은 표 3-4와 같은 특성을 갖는다[3-16].

이러한 지발 중성자의 수송 과정은 광중성자의 경우와 동일하며, 생성 과정만이 다르다. 따라서 본 계산에서는 100,000 개의 U-235 원자핵이 노심의 cc 당 분열했을 때 발생하는 각 군별 지발 중성자의 수를 초기 중성자 수로 하여 수송 과정을 진행하였다. 지발 중성자 군 가운데 5,6군은 반감기가 매우 작으므로 무시하였다.

표 3-4. U-235의 thermal fission에 대한 지발 중성자 자료.

군	반감기 (sec)	붕괴 상수, $\lambda_i$ (1/sec)	에너지 (keV)	핵분열당 중성자 수율	지발 중성자비, $\beta_i$	계측기 위치에서의 지발 중성자 수율
1	55.72	0.0124	250	0.00052	0.000215	0.00049
2	22.72	0.0305	560	0.00346	0.001424	0.00300
3	6.22	0.111	405	0.00310	0.001274	0.00185
4	2.30	0.301	450	0.00624	0.002568	0.00153
5	0.610	1.14	-	0.00182	0.000748	$8.871 \times 10^{-6}$
6	0.230	3.01	-	0.00066	0.000273	$5.186 \times 10^{-10}$
				총 수율 : 0.0158	총 지발 중성자비, $\beta$ : 0.0065	

### 3.4.4. 계산에 이용된 데이터

#### (1) 광자의 반응 단면적

N-16에서 방출되는 고에너지 감마선이 물과 콘크리트 등에서 수송될 때 필요한 각 원소와 광자와의 반응 단면적은 NIST의 Photon Cross Section Database의 데이터를 인터넷에서 받아서 fitting하여 사용하였으며[3-17], 물에 대한 광자의 감쇠 계수는 그림 3-19와 같다.

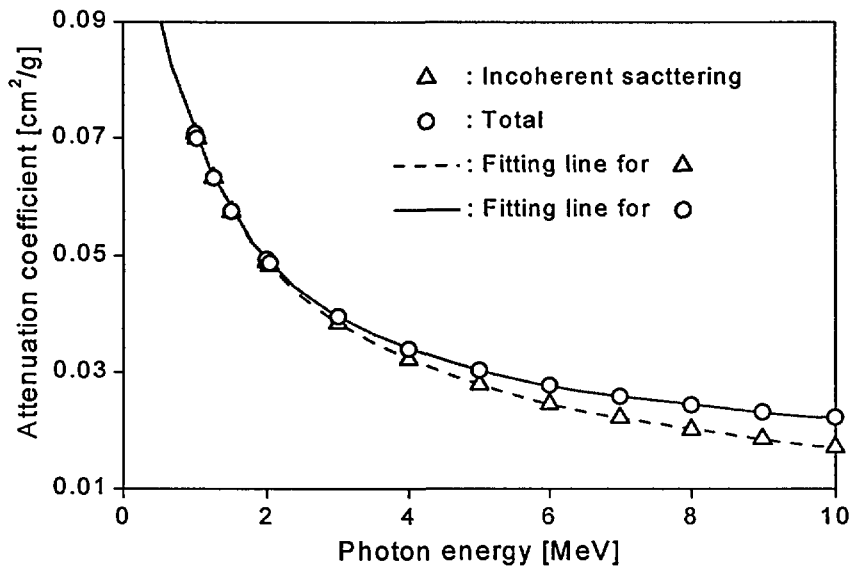


그림 3-19. 물에 대한 광자의 감쇠 계수.

#### (2) 중성자 반응 단면적

중성자의 반응 단면적은 한국원자력연구소의 핵자료 평가 그룹에서 정리하여 인터넷 상에 올려 놓은 ENDF/B-6.1 Data[3-18]를 인터넷에서 받은 후 각 에너지 영역별로 적당한 함수로 fitting하여 몇 개의 간단한 관계식을 만들어 사용하였다. H, C, O, Pb에 대해 사용된 중성자 반응 단면적은 그림 3-20과 같다. 그림에서 알 수 있는 바와 같이 산란 단면적과 전단면적은 구분할 수 없다.

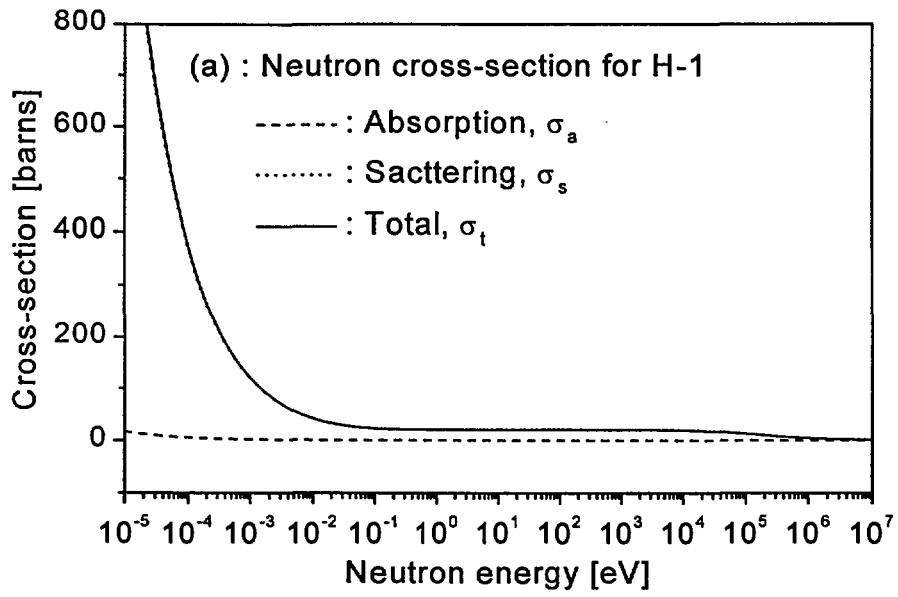


그림 3-20(a). H-1에 대한 중성자 반응 단면적.

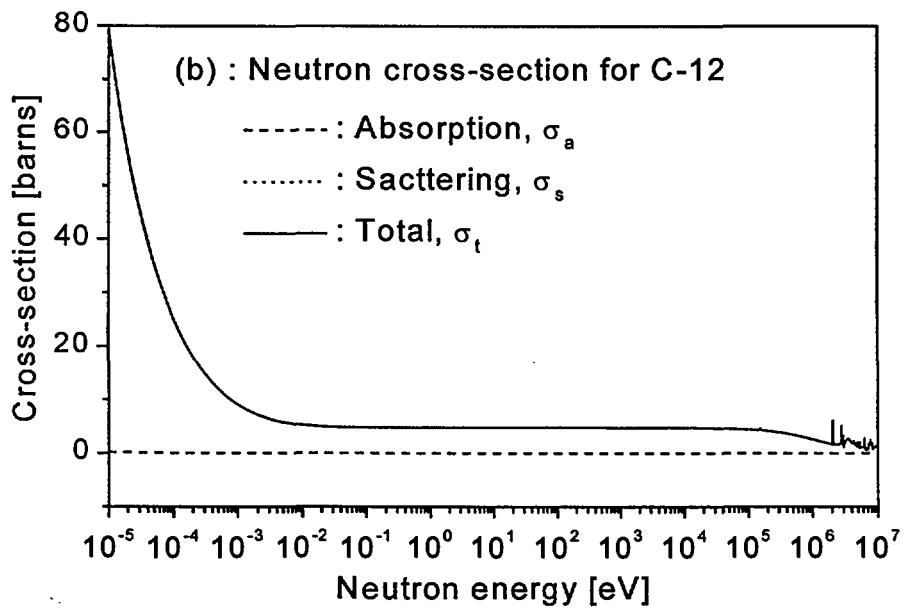


그림 3-20(b). C-12에 대한 중성자 반응 단면적.

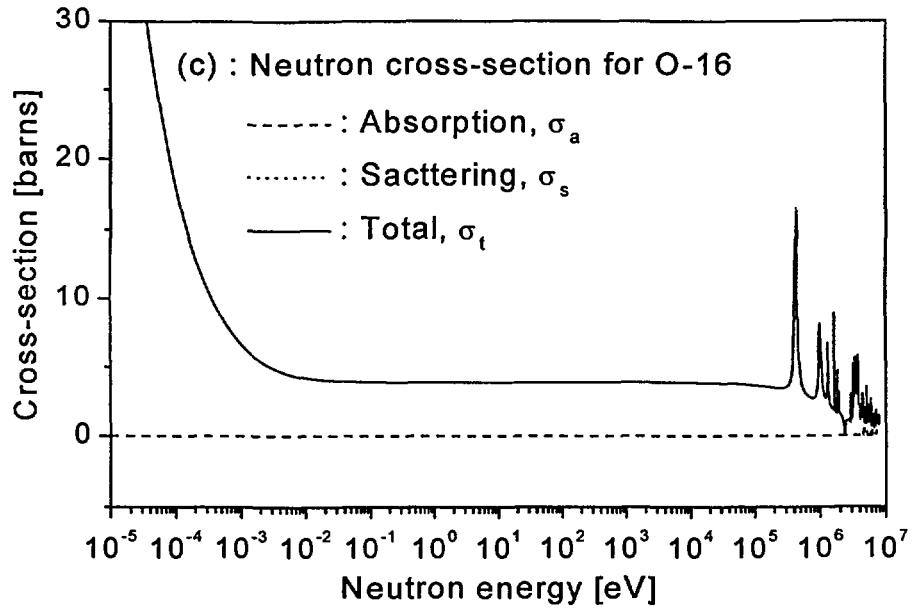


그림 3-20(c). O-16에 대한 중성자 반응 단면적.

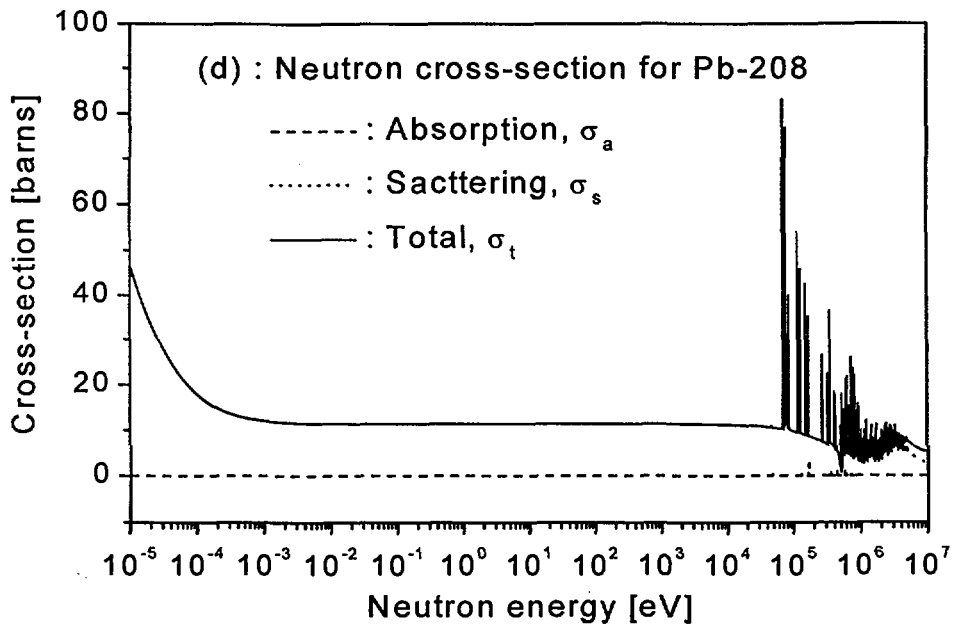


그림 3-20(d). Pb-208에 대한 중성자 반응 단면적.



### (3) 중양자의 광핵분해 단면적

N-16 감마선과 같은 고에너지 감마선에 의한 중양자의 광핵분해 단면적은 아래 그림과 같다. 중양자의 결합 에너지는 2.225 MeV이므로 2.225 MeV 이상의 에너지를 가진 감마선이 이 반응을 일으킬 수 있고, 중양자의 광핵분해 단면적은 약 4 MeV의 감마선 에너지에서 최대값을 가지며 최대값은 2.5 mb 정도이다.

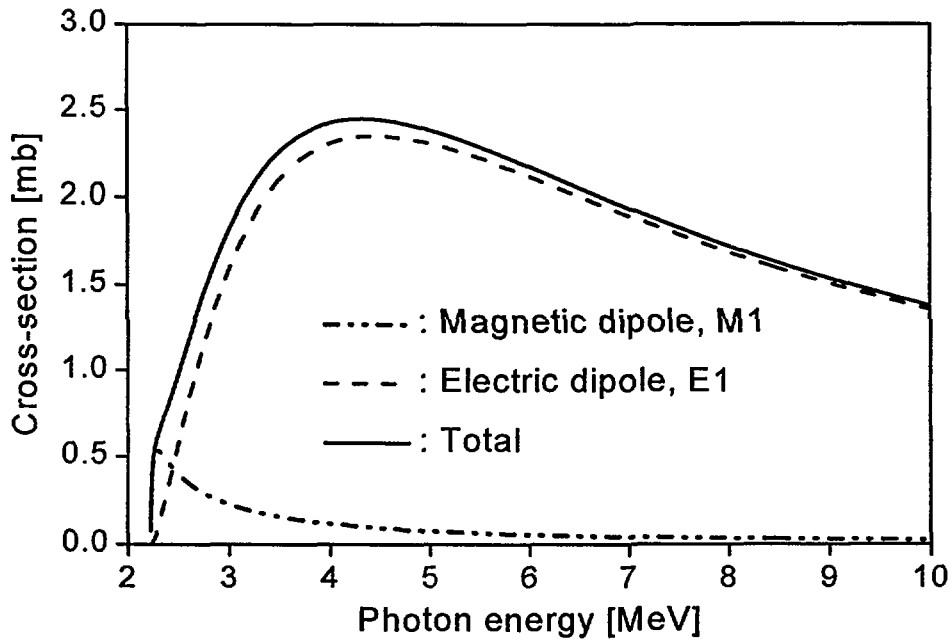


그림 3-21. 감마선에 의한 중양자의 광핵분해 단면적.

### (4) 콘크리트 성분

본 계산에서 사용된 콘크리트(concrete, ordinary)는 밀도가  $2.3 \text{ g/cm}^3$ 이며, 성분은 아래 표 3-5와 같다[3-19]. 표의 콘크리트 성분 중 비율이 큰 H, O, Si만을 계산에서 고려하였다.

표 3-5. 콘크리트(concrete, ordinary)의 성분.

원 소	원자번호	질량비	수밀도(개/cm <sup>3</sup> )
H	1	0.022100	$3.0615 \times 10^{22}$
C	6	0.002484	
O	8	0.574930	$4.9588 \times 10^{22}$
Na	11	0.015208	
Mg	12	0.001266	
Al	13	0.019953	
Si	14	0.304627	$1.5071 \times 10^{22}$
K	19	0.010045	
Ca	20	0.042951	
Fe	26	0.006435	

### 3.4.5. 계산 결과

검출기의 민감 영역의 길이는 12 cm이고, 배관 중심에서 검출기가 존재하는 부분까지의 길이는 27.78 cm이므로 검출기가 실제 존재하는 검출 영역의 면적은  $2 \times \pi \times 27.78 \times 12 = 2094.56 \text{ cm}^2$ 이다. 따라서 검출 영역에서의 중성자속은 검출 영역으로 입사하는 중성자의 수를 면적으로 나누면 구할 수 있으며, 계산된 중성자속에 계측기의 효율을 곱하면 중성자 계수율을 구할 수 있다. 계산 과정과 결과를 정리하면 아래와 같다.

#### (1) 광중성자 계측 수

- A. 배관에서 발생된 중성자가 초당 검출 영역으로 입사하는 개수  
: 33175 개
- B. 콘크리트에서 발생된 중성자가 초당 검출 영역으로 입사하는 개수  
: 5640 개
- C. A,B에 의한 총 개수 : 38815 개
- D. A,B에 의한 중성자속 :  $18.53 \text{ 개/cm}^2\text{sec}$

- E. A,B에 의한 중성자 계측 수 :  $18.53 \times 1.5 = 27.80$  cps
- F. 폴리에틸렌 층에서 반사되어 검출기 영역으로 입사하는 광중성자 수 : 99458 개
- G. F에 의한 중성자 계측 수 :  $47.48 \times 1.5 = 71.23$  cps
- H. 폴리에틸렌 층이 없는 경우 실험에서 계측된 중성자 수 : 280 cps
- I. 폴리에틸렌 층이 없는 경우 계산된 광중성자의 측정값에 대한 비율 : 9.93 %
- J. 폴리에틸렌 층이 있는 경우 실험에서 계측된 중성자 수 : 900 cps
- K. 폴리에틸렌 층이 있는 경우 계산된 광중성자의 측정값에 대한 비율 : 11.0 %

(2) 지발 중성자 계측 수(100,000 개/cc의 핵분열 발생 예상시)

- A. 배관에서 발생된 지발 중성자가 초당 검출 영역으로 입사하는 개수 : 269123 개
- B. A에 의한 중성자속 :  $128.49$  개/cm<sup>2</sup>sec
- C. A에 의한 중성자 계측 수 :  $128.49 \times 1.5 = 192.73$  cps
- D. 폴리에틸렌 층에서 반사되어 검출기 영역으로 입사한 지발 중성자 수 : 599107 개
- E. D에 의한 중성자 계측 수 :  $286.11 \times 1.5 = 429.16$  cps
- F. C와 E의 합 : 621.89 cps
- G. 폴리에틸렌 층이 있는 경우 실험에서 계측된 중성자 수 : 900 cps
- H. G - 광중성자 계측 수 (지발 중성자 계측 예상 개수) : 800.97 cps
- I. 실제 핵분열 발생 수의 예상값 :  $100000 \times 800.97 / 621.89 = 128796$  개/cc·sec

폴리에틸렌 반사체의 설치 유무에 따른 중성자 측정값과 광중성자 및 지발 중성자 예상 계수율의 몬테카를로 계산 결과를 요약하면 표 3-6과 같다. 표에서 알 수 있는 바와 같이 폴리에틸렌 반사체가 있을 때와 없을 때의 측정값 및 계산 결과의 비율(A/B)이 유사하므로 폴리에틸렌 반사체가 미치는 영향에 대한 계산 과정의 큰 오류는 없는 것으로 생각된다. 그러나 몬테카를로 계산으로 예상한 광중성자의 계수율은 측정값의 9 % 또는 11 %로서 원자로 정지 전후의 중성자 계측 실험에서 예측한 비율인 30 %의 1/3수준이었

다. 이러한 차이는 몬테카를로 계산에서 사용한 기하학적 모델에 대한 근사, 검출기 측정 효율의 불확실성, 실험 결과 평가의 불확실성, N-16 생성율을 계산하기 위한 MCNP 계산에서 핵연료의 연소를 고려하지 않은 점, 핵연료가 없는 노심 상,하부에서의 물의 방사화, 인근 배관의 영향 등의 여러 요인에 의한 것이라고 생각된다. 배관 주변의 콘크리트에서 발생된 광중성자의 비율은 작았지만 콘크리트에서도 고에너지 감마선에 의해 광중성자가 발생할 수 있음을 확인할 수 있었다.

표 3-6. 폴리에틸렌 반사체의 설치 유무에 따른 중성자 측정값과 몬테카를로 계산 결과의 비교.

	측정값[cps]	광중성자 예상 계수율[cps]	지발 중성자 예상 계수율[cps]
폴리에틸렌 반사체가 있는 경우(A)	900	99.03	621.89
폴리에틸렌 반사체가 없는 경우(B)	280	27.8	192.73
A/B	3.21	3.56	3.23

노심내에서 cc당 100,000 개의 U-235 원자핵이 분열했을 때 지발 중성자 예상 계수율을 계산하면, 반사체가 있는 경우에는 621.89 cps이다. 실제 중성자 측정 실험에서 측정된 중성자 계수율은 900 cps이므로, 이 값에서 위에서 구한 광중성자 계수율 99.03 cps를 제거하면 지발 중성자 예상 계수율은 800.97 cps가 된다. 이 값을 이용하여 실제 원자로 운전중에 냉각수에 노출되어 있는 U-235의 핵분열 수를 계산하면 128,796 개/cc·sec가 된다.

위에서 계산한 핵분열 수는 냉각수 전체에서의 핵분열 수이지만 실제 핵분열은 유동관에서만 일어나므로 유동관 내부의 냉각수에서 발생한 핵분열 수를 계산해야 한다. 유동관 내부에서의 핵분열 수는 유동관과 잭의 유량비를 고려하면 구할 수 있다. 즉, 유동관 내부에서의 핵분열 수는

$$128796/0.695 = 185318 \text{ 개/cc}\cdot\text{sec}$$

가 된다. 이렇게 계산된 핵분열율로부터 핵분열이 발생된 U-235의 질량을 구하기 위해서는 정확한 중성자속을 알아야 한다. 따라서 노심 계산 코드인 MCNP를 이용하여 냉각수 flow tube 내에 U-235 1 gm이 냉각수에 노출되어 있을 때의 U-235 핵분열율을 계산한 후 이 결과를 위 계산에 적용하여 유동관 내부에서의 실제 핵분열율을 계산하였다. MCNP 계산에 사용된 노심 조건은 N-16 생성율을 계산할 때와 동일하다.

Flow tube내 냉각수에서의 U-235 1 gm에 의한 핵분열율 계산 결과는 표 3-6과 같다. 계산된 핵분열율의 최대치는 출력이 20 MW일 때 F09 채널에서  $1.05 \times 10^{14}$  fissions/gm/sec, 30 MW일 때는 F12 채널에서  $1.51 \times 10^{14}$  fissions/gm/sec였으며, 평균치는 20 MW일 때  $8.99 \times 10^{13}$  fissions/gm/sec, 30 MW일 때는  $1.27 \times 10^{14}$  fissions/gm/sec였다. 따라서 유동관내의 냉각수에 노출된 U-235의 질량은

$$\begin{aligned} & [185318 \text{ 개/cc}\cdot\text{sec}] / [8.99 \times 10^{13} \text{ fissions/gm}\cdot\text{sec}] \\ & = 2.06 \times 10^{-9} \text{ gm/cc} \end{aligned}$$

가 된다. 유동관 전체 부피는 63,362 cc이므로 현재 계측된 중성자 계수율을 발생시키는 U-235의 총 질량은

$$1.31 \times 10^{-4} \text{ gm}$$

이 된다.

한편, 하나로 핵연료의 표면 오염도 허용 기준은  $3.25 \mu\text{gm-U}^{235}/\text{ft}^2$  [2-28] 이하이고, 핵연료봉 길이를 70 cm로 하였을 때 표면적은  $287.49 \text{ cm}^2$ 이므로 36봉 다발의 핵연료봉 전체 표면적은  $10,349.64 \text{ cm}^2$ 이 되고, 36봉 다발에서 U-235 표면 오염량은  $3.25 \times 10^{-6} \times 10349.64 / (30.48)^2 = 3.62 \times 10^{-5} \text{ gm}$ 이 된다. 20 MW 운전시 36봉 18개, 18봉 10개를 사용했으므로 노심 전체의 U-235 표면 오염 허용 상한은  $8.33 \times 10^{-4} \text{ gm}$ 으로 예상된다. 따라서 현재 계측되는 지발 중성자는 핵연료의 표면 오염 허용치의 약 16 %이며, 반사체가 있는 경우 지발 중성자 계측수에 따른 U-235의 질량은  $1.46 \times 10^{-7} \text{ g-U}^{235}/\text{cps}$ 가 된다.

표 3-7. Flow tube내 냉각수에서 U-235 1 gm당 핵분열율.

냉각수 채널	부피(cm <sup>3</sup> ) (H=-35 cm~ +35 cm)	U <sup>235</sup> 핵분열율 (fissions/gm-U <sup>235</sup> /sec)	
		출력 = 20 MW	출력 = 30 MW
F01	1938.22	7.7816e+13 (0.0053) <sup>a</sup>	1.1351e+14 (0.0053)
F02 <sup>b</sup>	“	2.4583e+14 (0.0053)	1.3295e+14 (0.0050)
F03	“	7.2937e+13 (0.0054)	1.1339e+14 (0.0053)
F04	“	8.4808e+13 (0.0050)	1.1650e+14 (0.0052)
F05	“	9.6414e+13 (0.0046)	1.3604e+14 (0.0048)
F06	“	8.3795e+13 (0.0050)	1.1812e+14 (0.0052)
F07	“	9.7777e+13 (0.0047)	1.2653e+14 (0.0051)
F08	“	9.7449e+13 (0.0046)	1.4244e+14 (0.0047)
F09	“	1.0502e+14 (0.0045)	1.4961e+14 (0.0046)
F10	“	9.0271e+13 (0.0049)	1.1713e+14 (0.0052)
F11	“	8.8892e+13 (0.0049)	1.1707e+14 (0.0052)
F12	“	1.0454e+14 (0.0045)	1.5091e+14 (0.0046)
F13	“	9.8625e+13 (0.0046)	1.4231e+14 (0.0047)
F14	“	9.9823e+13 (0.0046)	1.2709e+14 (0.0050)
F15	“	8.3395e+13 (0.0050)	1.1749e+14 (0.0052)
F16	“	9.7623e+13 (0.0046)	1.3765e+14 (0.0048)
F17	“	8.7113e+13 (0.0050)	1.1760e+14 (0.0052)
F18	“	7.2782e+13 (0.0054)	1.1460e+14 (0.0053)
F19 <sup>b</sup>	“	2.5013e+14 (0.0052)	1.3561e+14 (0.0049)
F20	“	7.9761e+13 (0.0052)	1.1575e+14 (0.0053)

<sup>a</sup> fractional standard deviation

<sup>b</sup> 출력이 20 MW일 때 F02 및 F19는 Al 모의 다발이 들어간 자리임

## 제 4 장 결 론

하나로에서는 핵연료의 파손을 조기에 감지하고 사고시 원자로 정지 신호를 제공하기 위하여 NaI(Tl) 검출기를 사용하여 1차 배관에서 방출되는 감마선을 감시하는 핵연료 파손 감시 계통을 원자로 보호 계통의 정지 변수로 채택하여 사용하고 있다. 이 FFDS 계통은 당초의 설계 의도와는 달리 1차 배관의 주 감마선원인 N-16의 영향으로 인해 핵연료의 파손을 효과적으로 감시하는데 문제가 있을 수 있음이 그간의 운전 경험과 여러 분석을 통하여 밝혀졌다. 이에 따라 하나로에서는 기존 계통의 문제점을 개선하고 핵연료의 파손을 효과적으로 감시하기 위한 방안으로서 1차 배관의 지발 중성자를 측정하는 방법의 타당성을 검토하였다.

본 연구에서는 먼저 하나로 1차 배관 주변의 고에너지 및 고준위 감마장 내에서 특별한 감마 차폐 없이 중성자를 측정할 수 있는지를 확인하였으며, 원자로 정지 전후에 중성자 계수율의 변화를 측정함으로써 중성자 발생원을 분석한 결과 1차 배관 주변의 중성자 가운데 지발 중성자가 약 70 %, N-16에 의한 광중성자가 약 30 %임을 확인하였다. 또한 이러한 실험 결과를 뒷받침하기 위해 몬테카를로 프로그램을 작성하여 N-16으로부터 발생하는 고에너지 감마선과 이 감마선에 의해 생성된 광중성자 그리고 지발 중성자의 발생과 수송을 모사하였으며, 검출기 위치에서의 광중성자와 지발 중성자 계수율을 계산하였다. 이 계산 결과 광중성자 계수율은 전체 중성자 측정값의 11 %로 예상되었다. 또한 지발 중성자의 수송 과정과 MCNP 코드를 이용한 하나로 유동관에서의 U-235 핵분열을 계산을 통해 냉각수에 노출되는 U-235의 양을 예측할 수 있었으며, 노심 전체에 핵연료봉의 표면 오염 허용 수준 보다 낮은 U-235 130  $\mu\text{g}$  정도의 매우 적은 양이 냉각수에 노출되어 있는 정도로도 약 800 cps 정도의 중성자 계수율을 얻을 수 있음이 확인되었다. 이로써 지발 중성자 측정법이 핵연료 손상을 민감하게 알아낼 수 있는 유용한 방법임을 확인할 수 있었다.

현재의 핵연료 파손 감시 계통을 지발 중성자 측정법을 이용한 감시 계통으로 교체할 때 예상되는 장점은 다음과 같다.

1) 현재 사용하고 있는 FFDS 계통은 각 에너지 구간의 감마선 계수율을 일

정한 수식에 대입하여 계측값을 구하고, 이 값을 기준값과 비교하는 형식이며, 감마선 계수율이 매우 커서 정지 설정치와 비교하여 계측값의 요동폭이 매우 크다. 그러나 1차 배관의 중성자 계측법은 단순히 중성자 계수율만 측정하여 기준값과 비교하며, 계수율이 충분히 높아 계측값이 안정된 값을 유지한다.

- 2) 현재 사용하고 있는 FFDS 계통은 고전압 공급 장치나 증폭기의 특성 등에 약간의 변화가 생기면 이로 인해 원인을 파악하기 힘든 계측값의 변화가 생긴다. 이에 비해 중성자를 측정하는 비례 계수관은 고전압의 상당한 변화에도 거의 일정한 값을 내는 plateau 영역이 있고, 파고 분별기의 문턱 에너지 변화에도 매우 둔감한 비교적 넓은 영역이 있다. 따라서 계측 특성 자체에서 비례 계수관은 훨씬 더 안정된 값을 낸다.
- 3) 정상적인 RRS 정지에 이어 RPS 정지가 발생하지 않고, 비상 환기 계통도 작동하지 않는다.
- 4) 응답 시간을 짧게 할 수 있다. 현재의 FFDS 계통은 3분간의 평균값을 나타내므로 응답 시간이 느린 편이다. 정상 상태에서의 중성자 계수율이 1000 cps 정도가 되도록 하고 시정수를 1초로 하는 경우에 측정값이 요동하는 표준 편차는 약 30 cps로서 상당히 안정된 값을 갖는다. 즉, 응답 시간을 매우 빠르게 하면서도 더 안정된 값을 기대할 수 있다.
- 5) 계측기 유지 보수비가 줄어든다. 고방사선 환경에서의 저항성은 현재 사용하고 있는 NaI(Tl) 검출기보다 BF3 검출기가 월등히 높다. 따라서 계측기의 수명이 한층 길어진다. 기체 충전 계측기는 견고하므로 FFDS 계통에 사용할 BF3 검출기는 특수 제작이 아닌 상용 제품을 사용하여도 무방할 것으로 판단된다. 따라서 비슷한 계측 효율을 갖는 BF3 계측기 공급자는 다수이므로 가격도 NaI(Tl)보다 상대적으로 낮다.



## 참 고 문 헌

- 1-1. S.K. Ayazuddin, T. Hayat, A.A. Qureshi and H.A. Khan, "Fuel-Failure Detection System for Pakistan Research Reactor-1" *Ann. Nucl. Energy*, Vol. 24, No. 15, p.1213, 1997.
- 1-2. 전병진, "1차 배관의 중성자 측정 시험 중간 정리", HAN-RO-CR-98-7, 1998. 2.
- 1-3. 김명섭, 홍광표, 전병진, "하나로 1차 배관의 중성자 발생원 분석", '98춘계학술발표회논문집, 한국원자력학회, 1998. 5.
- 1-4. 김명섭, 전병진, "몬테카를로 방법을 이용한 하나로 1차 배관에서의 중성자 발생량 계산", '98추계학술발표회논문집, 한국원자력학회, 1998. 10.
- 2-1. 이병철, "핵연료 파손 검출 계통(FFDS) 정지 설정치", SM-PT-032, 1993. 5.
- 2-2. 이병철, "핵연료 파손 검출 계통(FFDS)정지 설정치 계산", TN-PT-003 (KM-680-200-01), 1993. 6.
- 2-3. B.S. Sim, "On the Failed Fuel Detection System of KMRR", DA-90-017, 1990. 6.
- 2-4. J. Wood, "Computational Methods in Reactor Shielding", p.149, Pergamon Press, 1982.
- 2-5. Tsoufanidis, "Measurement and Detection of Radiation", p.363, Hemisphere Publishing Corporation, 1983.
- 2-6. F. Adams and R. Dams, "Applied Gamma-ray Spectrometry", Pergamon Press, 1970.
- 2-7. 전병진, "FFDS 특성 측정", HAN-RO-CR-96-001, 1996. 1.
- 2-8. 전병진, "FFDS 조치", HAN-RO-CR-96-002, 1996. 1.
- 3-1. 전병진, "연료봉 표면의 우라늄 오염 측정", HAN-RO-CR-97-020, 1997. 5.
- 3-2. 박상준, "KFC-020 표면 오염 검사 결과", HAN-RO-CR-97-040, 1997. 9.
- 3-3. 이충성, "RRS 정지후 1차 고방사능 분석", HAN-RT-CR-96-083, 1996.

- 11.
- 3-4. 신창호, 서보균, 김종경, 김귀년, 장중화, “EGS4 코드를 이용한 물질 내에서 Photo-neutron 생성률과 에너지 분포 계산”, '98춘계학술발표회논문집, 한국원자력학회, 1998. 5.
- 3-5. 장중화, 오수열, private communication.
- 3-6. R.P. Gardner, C.L. Barrett, W. Haq and D.E. Peplow, “Efficient Monte Carlo Simulation of  $^{16}\text{O}$  Neutron Activation and  $^{16}\text{N}$  Decay Gamma-Ray Detection in a Flowing Fluid for On-Line Oxygen Analysis or Flow Rate Measurement”, *Nucl. Sci. and Eng.*, 122, p.326, 1996.
- 3-7. W.H. Press, S.A. Teukolsky, W.T. Vetterling and B.P. Flannery, “Numerical Recipes”, Cambridge Univ. Press, 1994.
- 3-8. J.R. Lamarsh, “Introduction to Nuclear Engineering”, Addison-Wesley, 1983.
- 3-9. 이병철, “냉각수 및 반사체에서의  $\text{N}^{16}$  생성률 및 냉각수에서의  $\text{U}^{235}$  핵분열율”, HAN-RO-CR-99-025, 1999. 7.
- 3-10. K.K. Kim, “Radioactive Nuclei Build-Up in the Primary Heat Transport System and Beam Tube”, KM-00100-021-909, KAERI-86-059, 1986. 9.
- 3-11. J.M. Blatt and V.F. Weisskopf, “Theoretical Nuclear Physics”, Springer-Verlag, 1979.
- 3-12. 장중화, “중수소의 광핵분해 단면적”, NDL-18/98, 1998. 5.
- 3-13. J. Wood, “Computational Methods in Reactor Shielding”, Pergamon Press, 1982.
- 3-14. G.F. Knoll, “Radiation Detection and Measurement”, John Wiley & Sons, 1989.
- 3-15. J.H. Hubbell and S.M. Seltzer, Downloading Data from INTERNET, <http://physlab.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/tab2.html>.
- 3-16. G.R. Keepin, “Physics of Nuclear Kinetics”, Addison-Wesley, 1965.  
- [J.R. Lamarsh, “Introduction to Nuclear Engineering”, Addison-Wesley, 1983.]에서 재인용.
- 3-17. M.J. Berger and J.H. Hubbell, Downloading Data from INTERNET, <http://physlab.nist.gov/PhysRefData/Xcom/Text/XCOM.html>.

3-18. Downloading Data from INTERNET,

<http://hpngp01.kaeri.re.kr/CoN/endfplot.shtml>.

3-19. Technical Specification for Driver Fuel Assembly, TS-37-37000-001,

Rev. P0, AECL, 1989.8.

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드		
KAERI/TR-1608/2000					
제목/부제	하나로 1차 배관에서 중성자 측정을 이용한 핵연료 파손 감시 가능성 검토				
주 저 자	하나로운영팀, 김 명 섭				
연구자 및 부서명	하나로운영팀, 박 상 준, 이 병 철, 김 영 기, 전 병 진				
출 판 지	대 전	발행기관	한국원자력연구소	발행년	2000
페 이 지	90 p.	도 표	있음(○), 없음( )	크 기	21×29.7 cm <sup>2</sup>
참고사항					
비밀여부	공개(○), 대외비( ), _ 급비밀		보고서종류	기술보고서	
연구위탁기관			계약 번호		
초 록	<p>하나로 핵연료 파손 감시 계통(FFDS)은 N-16의 영향으로 인해 핵연료 파손 감시에 문제가 있을 수 있음이 여러 분석을 통하여 밝혀졌다. 이에 따라 지발 중성자 계측을 이용한 FFDS가 제안되었으며, 본 연구에서는 중성자 측정을 이용하여 핵연료 파손을 감시할 수 있는 가능성을 검토하였다. 원자로 정상 운전시 1차 배관 중성자는 N-16 감마선에 의해 발생하는 광중성자와 핵연료 표면 오염에 의한 지발 중성자로 가정하였으며, 원자로 정지 전후의 중성자 발생량 변화를 계산하였다. 계산 결과와 BF3 계측기를 이용한 측정값을 비교하여 측정된 중성자 가운데 지발 중성자가 약 70 %, 광중성자가 약 30 %임을 확인하였다. 몬테카를로 방법을 사용하여 1차 배관에서 중성자 발생량을 계산하였으며, 광중성자 계수율 계산값은 전체 중성자 측정값의 11 %였다. 또한 지발 중성자의 수송 계산을 통해 노심에서 냉각수에 노출되어 있는 우라늄의 양을 예측할 수 있었으며, 핵연료 표면 오염 허용치보다 낮았다. 결론적으로 1차 배관 중성자 측정법이 핵연료의 표면 오염 정도로 발생하는 지발 중성자도 민감하게 측정할 수 있으므로, 핵연료의 손상 여부를 알아낼 수 있는 유용한 방법임을 확인할 수 있었다.</p>				
주제명 키워드	하나로 핵연료 파손 감시 계통(FFDS), N-16, 광중성자, 지발 중성자 계측, 몬테카를로 방법, 핵연료 표면 오염				

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.	
KAERI/TR-1608/2000					
Title/ Subtitle		Investigation of Possibility for Failed Fuel Detection by Using the Neutron Measurement in Primary Cooling Circuit of HANARO			
Main Author		HANARO Management Division, Myong-Seop KIM			
Researcher and Department		HANARO Management Division, S.J. Park, B.C. Lee, Y.K. Kim, B.J. Jun			
Publication Place	Taejon	Publisher	KAERI	Publication Year	2000
Page	90 p.	Ill. & Tab.	Yes(O), No( )	Size	21×29.7 cm <sup>2</sup>
Note					
Classified	Open(O), Restricted( ), _ Class Document		Report Type	Technical Report	
Performing Organization			Contract No.		
Abstract					
<p>From the various analyses, it is confirmed that the failed fuel detection system(FFDS) of HANARO has some difficulties in monitoring the fuel failure because of the N-16. So, the FFDS based on the delayed neutron measurement is suggested, and the possibility for the failed fuel detection by using the neutron measurements is investigated in the present work. In normal operation of the reactor, the neutrons generated at the primary cooling circuit are assumed as the photoneutrons emitted by N-16 gamma rays and delayed neutrons by the fuel surface contamination, and the changes of neutron generations before and after reactor shutdown are calculated. From the comparison of calculations and measurements using BF3 detector, it is confirmed that about 70 % of the measured neutrons are delayed neutrons, and 30 % are photoneutrons. The neutron generation rate is calculated by Monte Carlo method, and the calculated count rate of the photoneutron is 11 % of the whole measured neutron count rate. The amount of uranium exposed to the coolant in the core is also predicted by the delayed neutron transport calculation, and it is lower than the allowable level of surface contamination of the fuel rods. Conclusively, since the level of delayed neutrons generated from the surface contamination of fuel rods are sensitively monitored by the detection method of neutron in primary cooling circuit, it is confirmed that the detection method of delayed neutron is very useful for the monitoring of fuel failure.</p>					
Subject Keywords		failed fuel detection system(FFDS) of HANARO, N-16, photoneutron, delayed neutron measurement, Monte Carlo method, surface contamination of fuel rods			