



저작자표시-비영리-변경금지 2.0 대한민국

이용자는 아래의 조건을 따르는 경우에 한하여 자유롭게

- 이 저작물을 복제, 배포, 전송, 전시, 공연 및 방송할 수 있습니다.

다음과 같은 조건을 따라야 합니다:



저작자표시. 귀하는 원저작자를 표시하여야 합니다.



비영리. 귀하는 이 저작물을 영리 목적으로 이용할 수 없습니다.



변경금지. 귀하는 이 저작물을 개작, 변형 또는 가공할 수 없습니다.

- 귀하는, 이 저작물의 재이용이나 배포의 경우, 이 저작물에 적용된 이용허락조건을 명확하게 나타내어야 합니다.
- 저작권자로부터 별도의 허가를 받으면 이러한 조건들은 적용되지 않습니다.

저작권법에 따른 이용자의 권리는 위의 내용에 의하여 영향을 받지 않습니다.

이것은 [이용허락규약\(Legal Code\)](#)을 이해하기 쉽게 요약한 것입니다.

[Disclaimer](#)

석사학위논문

속중성자 다중도 측정 기반
특정핵물질 계량 시스템 전산모사

제주대학교대학원

에너지응용시스템학부

현 수 연

2023년 2월



속중성자 다중도 측정 기반 특정핵물질 계량 시스템 전산모사


지도교수 정 만 희


현 수 연

이 논문을 공학 석사학위 논문으로 제출함

2023 년 02 월

현수연의 공학 석사학위 논문을 인준함

심사위원장 _____ 최 수 석 

위 원 _____ 이 연 건 

위 원 _____ 정 만 희 

제주대학교 대학원

2023 년 02월

Monte Carlo Simulation for Special Nuclear Material
Accounting System using Fast Neutron Multiplicity
Counting

Suyeon Hyeon
(Supervised by professor Manhee Jeong)

A thesis submitted in partial fulfillment of the requirement for
the degree of Master of Science

February 2023

This thesis has been examined and approved.



.....
Thesis director, Manhee Jeong. Prof. of Nuclear and Energy Engineering



.....
Sooseok Choi. Prof. of Nuclear and Energy Engineering



.....
Yeongun Lee. Prof. of Nuclear and Energy Engineering

Date Feb. 2023.

Department of Nuclear and Energy Engineering
GRADUATE SCHOOL
JEJU NATIONAL UNIVERSITY

목차

표 목차	i
그림 목차	ii
ABSTRACT	iv
I. 서론	1
제1절 연구배경 및 필요성	1
1. 원자력 안전조치를 위한 기술	1
1.1 원자력 안전조치	1
1.2 핵물질 계량 기술에 대한 국내·외 현황	2
2. 핵분열성 물질의 물리적 특성	7
2.1 자발적 핵분열	7
2.2 유도핵분열	9
2.3 (α , n) 반응	9
3. 중성자 다중도 개요	11
제2절 연구범위	13
II. 특정핵물질 계량을 위한 중성자 계측	14
제1절 산란 기반의 속중성자 검출기	14
1. 유기 섬광검출기 : 스틸벤	14
2. 신호 파형 구별법을 이용한 중성자/감마 분리	15
제2절 속중성자 다중도 계수 기술	17
1. Rossi- a 분포	17
2. 포인트 모델 (Point Kinetic Equation)	19
3. 매개변수 분석 방법	23
3.1 단일 매개변수 분석 방법	23
3.2 이중 매개변수 분석 방법	23

III. 특정핵물질 계량 시스템 전산모사 방법 및 결과	25
제1절 전산모사 및 분석 절차	25
1. MCNPX-PoliMi를 이용한 특정핵물질 유효질량 도출 개요	25
제2절 분석 및 유효질량 도출을 위한 방법	26
1. MCNP Data 분석	26
2. Rossi- a 분포 도출 및 게이트 선정	28
제3절 전산모사 결과	30
1. 수학적 모델링 유효성 검증	30
2. 특정핵물질 계량 시스템 개발을 위한 최적의 디자인 평가	32
2.1 링 형태 (시료와 검출기 간격: 9 cm)의 특정 핵물질 계량 시스템	33
2.2 링 형태 (시료와 검출기 간격: 4.5 cm)의 특정 핵물질 계량 시스템	35
2.3 큐빅 형태 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)의 특정 핵물질 계량 시스템	37
3. 매개변수 분석 방법 적용 결과	39
3.1 단일 매개변수 분석 방법	39
3.2 이중 매개변수 분석 방법	42
IV. 결론	44
제1절 연구의 요약	44
제2절 향후 연구계획	45
참고문헌	47
부록 01. MCNP Input 파일 예시	51
부록 02. Cross-talk 보정 전 결과	53

표 목차

표 1. 4π 형태의 스틸벤 검출기 시스템에서 ²⁵² Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율	31
표 2. 4π 형태의 스틸벤 검출기 시스템에서 ²⁴⁰ Pu 시료의 유효질량 추정 결과	31
표 3. 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 9 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ²⁵² Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율	33
표 4. 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 9 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ²⁴⁰ Pu 시료의 유효질량 추정 결과	34
표 5. 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 4.5 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ²⁵² Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율	35
표 6. 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 4.5 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ²⁴⁰ Pu 시료의 유효질량 추정 결과	36
표 7. 큐빅 형태 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)의 특정핵물질 계량 시스템에서 ²⁵² Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율	37
표 8. 큐빅 형태 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)의 특정핵물질 계량 시스템에서 ²⁴⁰ Pu 시료의 유효질량	38
표 9. 큐빅 형태 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)의 특정핵물질 계량 시스템에서 ²⁵² Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율	39
표 10. ²⁴⁰ Pu 시료의 ground-truth 질량과 단일 매개변수 분석 방법을 통해 획득한 추정 질량 비교	41
표 11. ²⁴⁰ Pu 시료의 ground-truth 질량과 이중 매개변수 분석 방법을 통해 획득한 추정 질량 비교	43
표 12. 큐빅 형태 시스템에서 cross-talk 보정 미도입하여 ²⁴⁰ Pu 시료 계측 시 유효질량 추정 결과 및 상대오차	54

그림 목차

그림 1. PWR 연료집합체와 출력 채널 라벨이 부착된 현장 시험 (P2 및 P3)에 사용된 시설 및 포드 방향을 보여주는 DDSI 계측기의 개략도	3
그림 2. LiF/ZnS 기반 속중성자 다중도 계수기에서의 검출기 배치 설계 비교 ...	5
그림 3. ASNC의 MCNP 모델	5
그림 4. ^3He 기반 열중성자 다중도 계수 시스템 도식	6
그림 5. 유기섬광체 기반 속중성자 다중도 계수 시스템	6
그림 6. 자발적 핵분열 도식	7
그림 7. 유도핵분열 도식	8
그림 8. ^{240}Pu 의 자발적 핵분열 중성자 다중도 분포 및 외부발생선원 (2 MeV 중 성자)를 이용한 ^{239}Pu 의 유도핵분열 중성자 다중도 분포	11
그림 9. 중성자 다중도 계측을 통한 특정핵물질 유효질량 추정 과정	12
그림 10. 스틸벤에서 섬광 신호의 시간 의존성	15
그림 11. 시간과 신호 상관 분석 방법 개략도.(a) 펄스 각각에 윈도우 부여하는 방식 및 (b) 일정한 윈도우 부여하여 중복 이벤트 발생 방지하는 방식	18
그림 12. 중성자 신호 스트림 (stream)과 관련된 Rossi- a 분포	19
그림 13. 전산모사를 통한 특정핵물질의 유효질량 도출 과정 개략도	25
그림 14. MCNPX-PoliMi를 통한 결과 파일 예시	26
그림 15. MCNPX-PoliMi의 옵션을 활용한 mult 파일 예시	27
그림 16. 기록된 신호를 시간순으로 정리한 데이터 예시	28
그림 17. ^{240}Pu 의 유효질량이 90 g일 때 획득한 Rossi- a 분포	29
그림 18. (a, n) 반응을 고려했을 때 gate-width에 따른 추정 질량 변화 (검은색: 기존의 방법, 붉은색: (a, n) 반응을 고려한 새로운 식 도입)	29
그림 19. 4π 형태의 스틸벤 검출기로 이루어진 속중성자 다중도 계수 시스템 형 상	30
그림 20. MCNPX-PoliMi를 이용하여 구현한 시스템 형상. (a) 스틸벤 어레이의	

링배치도 (시료와 검출기 간격:9 cm), (b) 스틸벤 어레이의 링 배치도 (시료와 검출기 간격:4.5 cm), (c) 스틸벤 어레이의 cubic 배치도 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)	32
그림 21. 단일 매개변수 분석 방법에서 이용한 질량교정 곡선	40
그림 22. 단일 매개변수 분석 방법에서 질량교정 곡선의 유효성 검증평가 결과	41
그림 23. 이중 매개변수 분석 방법에서 이용한 질량교정 곡선	42
그림 24. 이중 매개변수 분석 방법에서 질량교정 곡선의 유효성 검증평가 결과	43
그림 25. SiPM의 제어 보드 설계 구성도	46
그림 26. 시스템의 신호처리에 관한 전체 설계 구성도	46

ABSTRACT

One of the main tasks for implementing nuclear safety measures is nuclear material accounting management. The development of technology for nuclear disarmament verification is the focus of numerous studies, but the study is concentrated on using it to verify the pyroprocessing system in Korea. The new accounting technique combines a thermal neutron multiplication-based accounting method based on the Pu/Cm ratio with a fast neutron energy multiplication method. However, there is a limitation in detecting thermal neutrons using ^3He tubes.

While alternative detector are being developed internationally due to the ^3He depletion problem, fast neutron multiplicity detection method is being developed to replace the function of the current accounting system and improve performance. For ^{239}Pu or ^{241}Pu , the spontaneous fission rate is significantly lower, so neutrons can be detected by irradiation of exogenous sources. However, to develop a system that estimates the effective mass of ^{240}Pu with a high spontaneous fission rate due to low economic feasibility and increased complexity for system construction, an optimized design was carried out through computer simulation. Mathematical modeling previously proposed for application to a fast neutron detection system was verified.

In this study, using MCNPX-PoliMi, the characteristics of neutrons caused by spontaneous fission and induced fission of ^{240}Pu were observed by assuming a 4π type 20 mm thick stilbene detector. Through this, it was verified that the point model to be applied to the fast neutron detection system was valid. For the development of a compact system, an optimized arrangement was selected among system designs using six stilbene. It was confirmed that the decrease the source-to-detector distance in the ring

arrangement and the cubic arrangement, the higher the efficiency. The effective mass in the range of 5 g to 100 g of ^{240}Pu samples was derived and compared in each design. Through this, it was confirmed that the maximum value of the relative error of the estimated mass was lower than that of the ring arrangement when the stilbene detector achieved a cubic arrangement. In addition, a method using parameters was additionally performed to compare the accuracy of estimating the effective mass of the sample. When comparing the one-parameter assay and the two-parameter assay, it was confirmed that the accuracy was improved, especially for trace samples, when the two-parameter assay was applied.

Therefore it was confirmed that the parameter analysis method using the information of reference samples among various methods was the most accurate in developing a specific nuclear material metering management system. Based on this, a neutron multiplicity accounting system using fast neutron detection is developed to measure specific nuclear materials, and the estimated effective mass of ^{240}Pu can be used as a relative criterion for determining spent nuclear fuel and weapon-grade Pu.

I. 서론

제1절 연구배경 및 필요성

1. 원자력 안전조치를 위한 기술

1.1 원자력 안전조치

원자력 안전조치는 핵물질을 정량화, 검출 및 모니터링하는 데 사용되는 도구와 개념에 대한 용어이다. 국제원자력기구 (International Atomic Energy Agency, IAEA)는 원자력의 평화적 이용을 위해 설립되었으며 안전조치를 이행하기 위하여 핵물질 보고, 격납 및 감시, 검증을 위한 사찰 등을 수행한다[1, 2]. 핵보유국에서 안전조치란 핵비확산조약 (Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, NPT)의 수용을 장려하는 것이며, 비핵보유국의 경우 안전하지 않은 (unsafeguard) 핵물질을 보유하거나 이용하는 것을 막는 것이다[3, 4]. NPT는 1970년대 발효되었으며, 1995년 무기한 연장되었다. 제1조의 내용은 각 핵무기 보유국은 핵무기, 기타 핵폭발 (nuclear explosive) 장비 또는 폭발 장비에 대한 통제를 직·간접적으로 양도하거나, 비핵무기보유국의 무기 혹은 폭발 장비 제조 지원 또는 권장 및 유도하지 않는 것이다. 제2조에 따르면 비핵무기보유국은 핵무기나 기타 핵폭발 장비의 양도 또는 양도 또는 직접 또는 간접적으로 그러한 무기나 폭발장치에 대한 통제권을 받지 않기로 약속하며, 그러한 무기나 폭발 장비를 제조하거나 획득하거나 지원을 요청하거나 받지 않아야 한다. 안전조치에서 핵물질 계량은 시설 운영자의 핵물질 계량 활동과 IAEA와 국가 간의 안전조치 협정 조항에 따라 이행되는 국가(또는 지역) 핵물질 계량 시스템

(SSAC/RSAC)에서 시작된다. IAEA는 봉쇄 및 감시 (C/S) 조치로 보완된 핵물질 계량 방법을 적용하여 이러한 활동으로 생성된 계량 정보의 정확성을 독립적으로 검증한다[5].

1.2 핵물질 계량기술에 대한 국내·외 현황

안전조치의 가장 핵심인 핵물질 보고를 위해서 핵물질의 질량, 농축도 등을 식별 (identification)하는 것이 필수적이다[6, 7]. 이를 위해 파괴분석 (destructive assay, DA)과 비파괴분석 (nondestructive assay, NDA) 기술을 이용할 수 있다. IAEA에서 기술한 DA는 9가지이며, 특정핵물질 시료를 파괴하여 화학분석을 진행하여 높은 정확도를 보이지만 상대적으로 소요기간이 길고 특정핵물질 (special nuclear material, SNM)의 균질성을 요구하여 기술을 적용하는데 제한적이다. 비파괴분석 기술은 특정핵물질에서 자발적 혹은 유도된 핵분열 반응에서 방출되는 방사선을 감지하여 핵분열물질의 질량을 추정하는 방법이다. 이러한 비파괴분석 기술을 이용하는 시스템은 아주 적은 양의 특정핵물질이 전환되는 경우 핵분열물질을 탐지하지 못할 수 있다[8, 9].

비파괴분석 기술을 통한 핵물질 계량기술에 관해 다양한 연구가 진행되었으며, Pu의 양을 측정하는 14가지 방법에 관한 연구가 수행되고 있다. 다양한 방법들이 초기 단계에서 연구되었으며 일부 기술의 경우 불완전하거나 부정확하다고 결론지어졌다. 이 중 Differential Die-Away (DDA)와 Differential Die-Away Self Interrogation (DDSI) 기법은 유도적 혹은 자발적 핵분열을 일으키는 특정핵물질에 의해 발생하는 중성자의 시간적 변화를 분석하여 시료의 특성을 평가하며, 연구가 활발히 진행 중인 기법에 속한다[9-12]. 특정핵물질 파형의 중성자 감쇠시간 (die-away)을 바탕으로 총 원소 중 Pu의 함량을 결정할 수 있음을 가정하였으나, 그림 1과 같이 사용후핵연료 집합체와 같이 다량의 Pu이 함유된 물질에서의 양을 결정하는 데 적합하다고 판단된다.

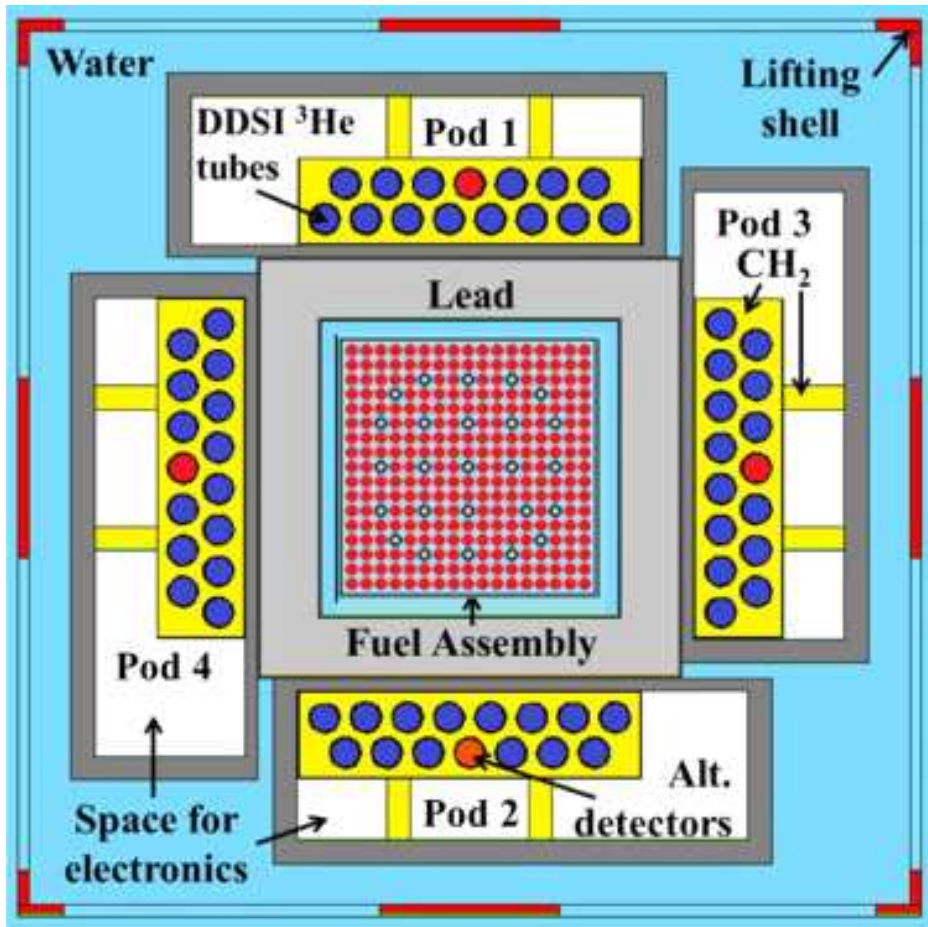


그림 1. PWR 연료집합체와 출력 채널 라벨이 부착된 현장 시험 (P2 및 P3)에 사용된 시설 및 포드 방향을 보여주는 DDSI 계측기의 개략도[13]

1984년 Böhnel은 핵분열로 생성되는 중성자를 통계적인 방법으로 계승 모멘트 (factorial moment)를 이용하여 중성자 다중도를 분석하여 시료 내 핵물질 질량을 계산하는 수학적 모델을 최초로 제시하였다. 이를 기반으로 한 전통적인 중성자 다중도 계수기는 감마선에 대해 무감응성이 높은 ^3He 를 이용하고 있다[14]. 그러나 세계적으로 ^3He 품귀현상으로 겪고 있어 대체 중성자 검출기를 개발하기 위한 연구가 진행되고 있다[15, 16]. ^3He 검출기에 대한 대안으로 BF_3 가 제시되기도 하였으며, 그림 2와 같이 Pacific Northwest National Laboratory (PNNL)에서 LiF/ZnS 검출기를 기반으로 한 중성자 다중도 계수기를 개발 중이다[17, 18]. Non-scintillating polymethyl methacrylate (PMMA) 플라스틱 혹은 파장이

동 플라스틱 광 파이프 (wavelength shifting plastic light pipes)로 적층된 LiF/ZnS 시트로 구성된 패널이 사용되었으며, 패널에는 photomultiplier (PMT)가 부착되었다. ^{252}Cf 를 이용하여 die-away time 및 효율 측정을 수행하였다. 패널 배치 설계에 따른 효율을 비교하며 기존 중성자 다중도 계수기와 유사한 성능을 유지하는 것을 확인하였다.

국내에서는 파이로 시스템에 적용하기 위한 연구에 집중되어 있다. 2009년 한국원자력연구원에서 사용후핵연료 차세대관리공정 (Advanced Spent Fuel Conditioning Process, ACP) 기술을 개발하며, 이를 위한 실증시설 (ACP Facility, ACPF)의 핵물질 계량을 위하여 ACP Safeguards Neutron Counter (ASNC)를 개발하였다. ACP 핵물질에 포함된 짝수 원자질량번호를 가진 동위원소 (^{238}U , ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm 등)에서 자발적 핵분열에 의해 발생하는 중성자를 검출하여 핵종들의 질량을 측정하고, 핵물질 계량관리를 수행한다. 그림 3에서 고밀도 폴리에틸렌 (HDPE) 감속재 내에 4기압 ^3He 검출기가 대칭적으로 24개가 배치되어 있다. 적층 (pileup) 현상을 줄이기 위하여 각 검출기에 Precision Data Technology (PDT) 증폭기 (amplifier)가 연결되어 있으며, 양단에 니켈과 흑연이 중성자 반사체로 설치되었다[19]. 중성자 흡수제와 감마선 차폐체는 각각 카드뮴과 납이 사용되었다. 이 외에 수동형 열중성자/속중성자 혼합형 중성자 다중도 측정 모델이 존재하며, 열중성자를 검출하는 ^3He 를 우회한 속중성자 검출을 통한 특정핵물질 계량 시스템에 관한 연구는 미비한 상태이다.

본 연구는 원자력 안전조치를 위한 장비 개발을 목표로 하여 핵물질로 인한 즉발중성자만 측정하여 핵물질의 질량을 추정할 수 있는 수동형 (passive) 중성자 다중도 측정에 관한 연구를 수행하였다. 그림 4와 5에서 열중성자 계측 시스템과 속중성자 계측 시스템을 나타내었다. 기존 열중성자를 계측하는 경우 에너지 및 시간 정보 손실로 핵물질 계량 정확도가 떨어질 수 있다[20]. 따라서 속중성자 검출 기반 중성자 다중도 시스템을 개발하게 되었다. ^{239}Pu 나 ^{241}Pu 의 경우 자발적 핵분열률이 현저하게 낮으므로 중성자 검출을 위해서는 외부발생선원을 조사해야 한다. 시스템을 구축하기 위해 비용 및 복잡성이 증가하게 되므로 사용후핵연료 및 무기급 Pu에서 상대적인 판단 기준으로 이용할 수 있는 자발적 핵분열률이 높은 ^{240}Pu 의 유효질량을 추정하는 기술에 관한 연구를 수행하였다.

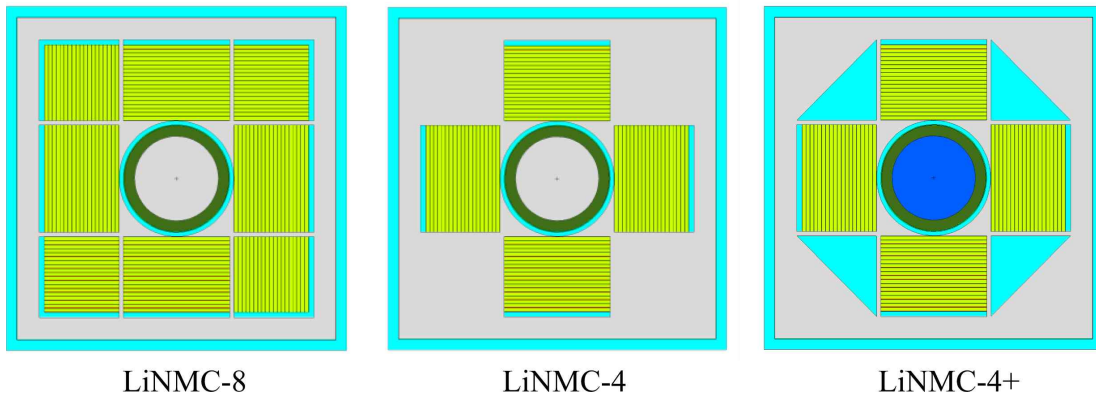


그림 2. LiF/ZnS 기반 속중성자 다중도 계수기에서의 검출기 배치 설계 비교[18]

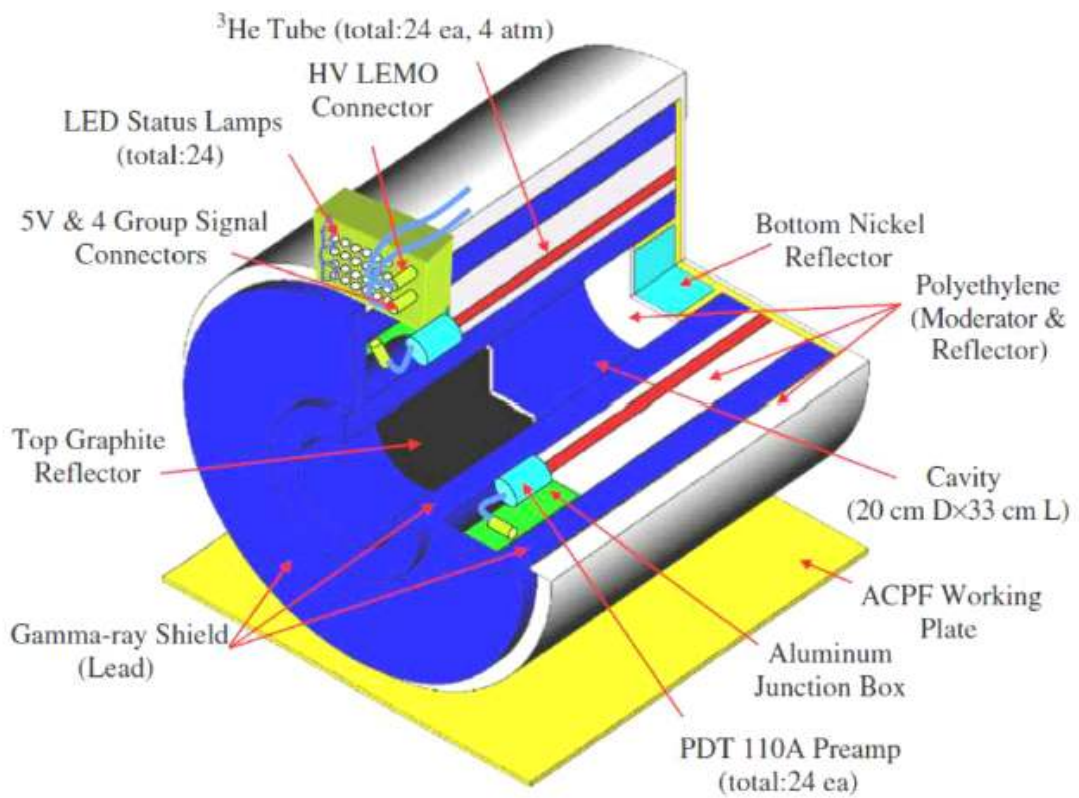


그림 3. ASNC의 MCNP 모델[21, 22]

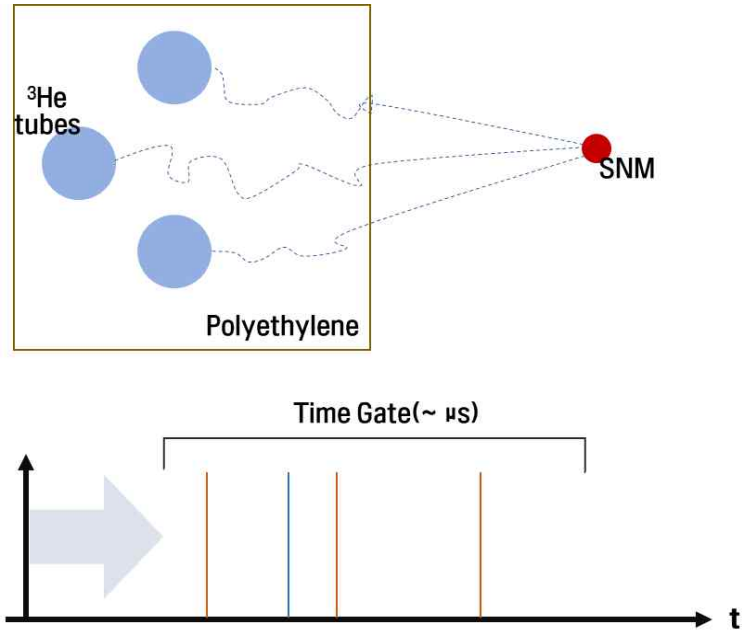


그림 4. ^3He 기반 열중성자 다중도 계수 시스템 도식

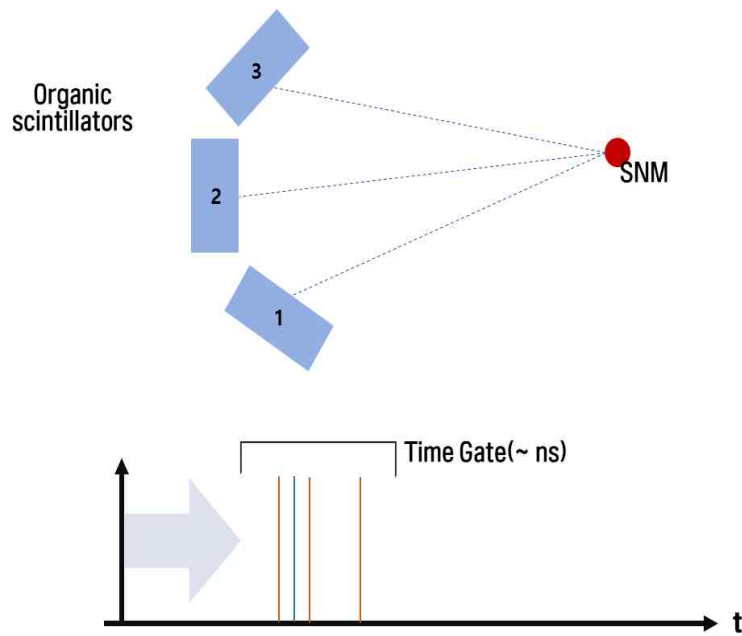


그림 5. 유기섬광체 기반 속중성자 다중도 계수 시스템

2. 핵분열성 물질의 물리적 특성

즉발중성자의 경우 자발적 핵분열과 유도핵분열 반응 통해 발생할 수 있다. 일반적으로 시료의 짝수 동위원소의 자발적 핵분열에서 방출되는 중성자는 후속 핵분열 연쇄반응의 개시가 된다. 반면 시료의 홀수 동위원소에서의 유도핵분열 반응에서 발생하는 중성자는 핵분열 연쇄반응 유지를 담당한다. 자발적 핵분열 중성자의 관찰은 시료 내의 총 자발적 핵분열률에 대한 정보를 제공할 수 있다. 유도핵분열 반응으로 인한 중성자는 시료의 증배 (multiplicative) 특성에 관한 정보를 제공한다.

2.1 자발적 핵분열

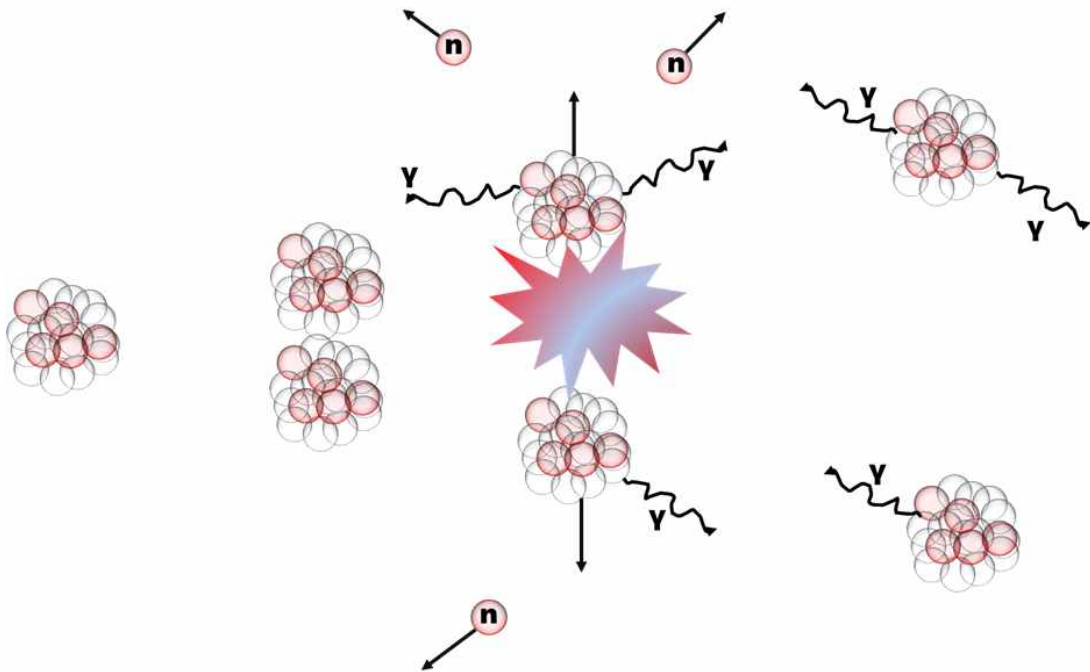


그림 6. 자발적 핵분열 도식

이러한 유형의 핵분열 과정에서의 물리적 결과는 그림 6에 표시된 액체 방울 모델[23, 24]에서 도출된다. 여러 개의 양성자를 포함하는 원자핵에서, 원자핵을 함께 유지하려는 강한 단거리 핵력과 그것을 밀어내려는 양성자의 반발적인 정전기력은 경쟁적 (competition)으로 발생한다[25]. 대부분의 동위원소에서는 짧은 거리의 강한 핵력이 반발력을 제압할 수 있을 만큼 힘을 가지지만, 무거운 원소에서의 추가 양성자는 강한 반발력을 초래한다. 핵자의 수가 증가하지만, 핵이 변형될 확률이 증가하며, 극단적이면 saddle point로 이어진다. 이 단계에서, 만약 동위원소가 양자 터널링 (tunnelling)으로 인해 1차 장벽을 극복할 수 있다면, 두 조각은 분열되어 1차 핵분열 파편이라고 불리는 두 개의 분리된 조각으로 부서질 수 있으며, 일반적으로 질량이 동일하지 않다.

핵분열 과정에서 방출되는 고속중성자의 95%는 완전히 가속된 단편에서 방출되는 반면, 나머지 입자는 일정 시간 후 방출된다. 동위원소가 이러한 과정을 겪을 확률은 핵분열 수율 (fission yield) 이라고 불리며, 동위원소가 가지고 있는 양성자와 중성자의 수와 관련이 있다. 짝수 동위원소에 대한 fission yield는 홀수 짝수 동위원소와 홀수 동위원소보다 높다. 짝수 원자핵은 총 바닥 상태 스핀이 0이기 때문에 중성자와 양성자의 가장 바깥쪽 쌍이 동시에 스핀을 0으로 결합하여 포텐셜 (potential) 장벽을 낮출 수 있기 때문이다. 핵분열 원자로에서 핵연료를 조사하면서 만들어진 가장 흔하게 발견되는 핵분열성 물질로는 ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm , ^{252}Cf 등이 있다[25].

2.2 유도핵분열

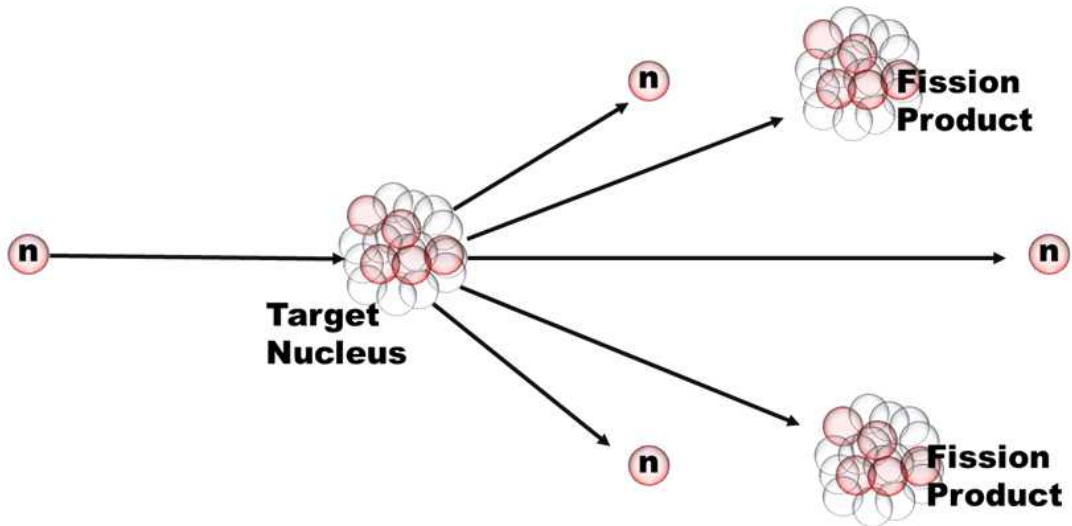


그림 7. 유도핵분열 도식

표적 핵에 외부발생선원을 이용하여 유도되는 핵분열 이벤트는 유도핵분열이라고 한다. 중성자 흡수로 인한 여기 에너지의 이득이 표적 (target) 핵의 결합 에너지보다 크면, 두 조각으로 쪼개져 다수의 중성자, 감마선, 입자 등을 방출한다.

2.3 (a, n) 반응

(a, n) 반응 대부분 중핵은 많은 수의 양성자에서 나오는 강한 반발 정전기력으로 인해 양자 터널링을 통해 쿨롱 장벽을 극복하고 붕괴를 겪을 수 있다. 에너지 입자가 물질에서 상호작용하는 범위가 짧기 때문에 (i) 원자 번호 (즉, O 또는 F)가 낮은 표적 핵과 상호작용하고, (ii) 입사 입자가 쿨롱 장벽을 극복할 수 있는 충분한 에너지를 가진다면, (a, n) 반응으로 이어질 수 있다. 이는 적절한 낮은 Z-number를 가진 원자 (예: 산소 등)와 함께 방출원 (예: ^{241}Am , ^{238}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm 등)을 쉽게 이용할 수 있는 사용후핵연료 (SNF)에서 흔히 볼 수 있는 현상이다. Pu의 홀수 동위원소와 짝수 동위원소를 포함한 많은 무거운 핵은 알파 입자 방출과 자발적 핵분열에 의해 붕괴한다. ^{252}Cf 와 같이 무거운 핵종

에서도 자발적 핵분열보다 알파 붕괴가 흔히 발생한다. Pu이 방출하는 알파 입자와 우라늄이 방출하는 알파 입자는 평균 에너지가 각각 5.2 MeV와 4.7 MeV이며 시료의 보관함을 뚫지는 못하나 낮은 Z-number 물질에서 (a, n) 반응을 일으켜 중성자 계수율에 큰 영향을 미칠 수 있다. 따라서 매개변수 a를 자발적 핵분열 중성자에 대한 (a, n) 중성자의 비율로 정의하여 a > 0인 경우 시료는 자발적 핵분열 중성자 에너지 스펙트럼과 다른 중성자 에너지 스펙트럼을 가질 수 있다. 식 (1)에서 순수한 PuO₂의 a를 계산할 수 있으며, f₂₃₈, f₂₄₀, f₂₄₂는 시료에 존재하는 Pu 동위원소 분율을 의미한다[26].

$$\alpha = \frac{13400f_{238} + 38.1f_{239} + 141f_{240} + 1.3f_{241} + 2.0f_{242} + 2690f_{Am241}}{1020(2.52f_{238} + f_{240} + 1.68f_{242})} \quad (1)$$

3. 중성자 다중도 개요

중성자 다중도 (neutron multiplicity)란 핵분열 반응 당 생성되는 중성자 수의 분포이다. 핵분열물질과 핵분열 반응 (자발적 핵분열 및 유도핵분열)에 따라 중성자 다중도가 각각 다른 양상을 보이기 때문에 중성자 다중도 값을 통한 동위원소 분별이 가능하다. 그림 8은 ^{240}Pu 의 자발적 핵분열 중성자의 다중도 분포 및 ^{239}Pu 에 대해 2 MeV 유도핵분열 중성자의 다중도 분포 모습을 보여준다. 중성자 다중도는 하나의 핵분열 반응에서 동시 방출되는 중성자를 동시계수 (coincidence counting)하는 것을 기본으로 한다. 그림 9는 전체적인 중성자 다중도 계측을 통한 유효질량 도출에 관한 과정을 보여준다.

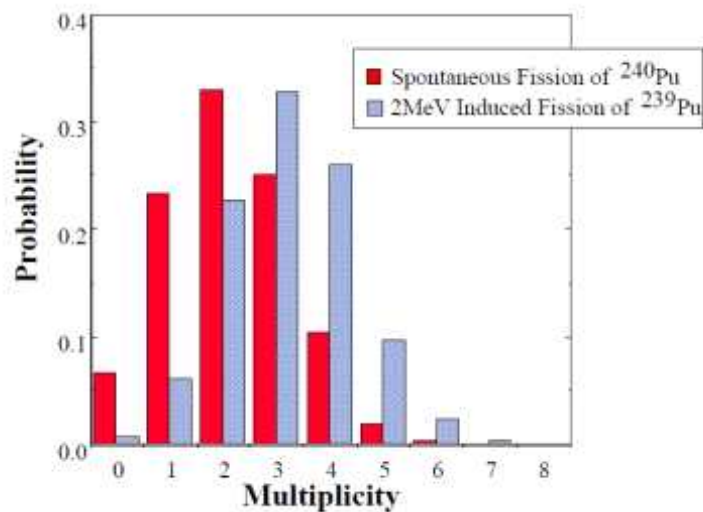


그림 8. ^{240}Pu 의 자발적 핵분열 중성자 다중도 분포 및 외부발생선원 (2 MeV 중성자)를 이용한 ^{239}Pu 의 유도핵분열 중성자 다중도 분포[14, 27]

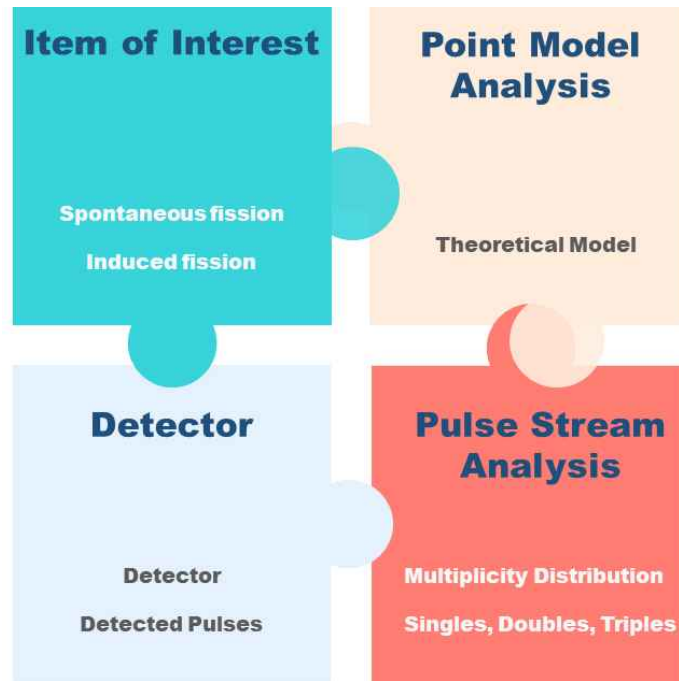


그림 9. 중성자 다중도 계측을 통한 특정핵물질 유효질량 추정 과정

다중도 데이터 분석 절차는 관찰된 다중도 분포를 직접 기반으로 하는 것이 아니라 다중도 분포의 모멘트를 기반으로 한다. 중성자 다중도 분포의 첫 번째 모멘트 (moment)는 single (S)라고 하며, 총 이벤트 수를 의미한다. 두 번째 moment는 double (D) 또는 실제 (real) 사건을 의미이고 세 번째 모멘트는 triple (T)다. 기존 중성자 우연 (coincidence) 계수는 S와 D만을 이용하지만, 중성자 다중도 계수는 세 번째 측정된 매개변수인 T 인자를 추가한다.

중성자 다중도 계수 방법은 시료에서 ^{240}Pu 의 유효질량을 결정할 때 실제 시료의 모든 짝수 동위원소에서 얻은 것과 동일한 D를 제공하는 ^{240}Pu 의 질량으로 정의하는 것에서 시작한다. 이후 고분해능 감마선 분광법, 질량 분광법 혹은 기타 정보를 이용하여 Pu의 동위원소 조성을 얻을 수 있다. 이를 이용하여 시료의 총 Pu의 질량을 확인할 수 있다. 식 (2)에서 계수 2.52와 1.68은 다중도 분포의 자발적 핵분열 붕괴율과 두 번째 계승 (factorial) 모멘트의 비율이다. ^{240}Pu 의 경우 자발적 핵분열 중성자 수율은 참고문헌[14]의 표 5.1과 같다. 평균 다중도는 약 2.154로 1020 n/s·g의 자발적 핵분열 수율로부터 ^{240}Pu 의 자발핵분열률이 473.5 fissions/s·g임을 도출할 수 있다.

$${}^{240}\text{Pu}_{eff} = 2.52{}^{238}\text{Pu} + {}^{240}\text{Pu} + 1.68{}^{242}\text{Pu} \quad (2)$$

$$\text{Pu} = m_{{}^{240}\text{Pu}} / (2.52f_{238} + f_{240} + 1.68f_{242}) \quad (3)$$

제2절 연구범위

본 연구에서는 속중성자 다중도 측정을 기반으로 특정핵물질 생성량 추정 시스템을 개발하기 위하여 전산모사를 통해 기초시스템 검증 및 최적의 설계 디자인 선정을 수행하였다. 제2장에서는 특정핵물질 계량을 위한 중성자 계측과 관련하여 중성자 검출에 이용하고자 하는 스틸벤 검출기에 관한 내용을 기술하였으며, 신호 파형 구별법 (pulse shape discrimination, PSD)을 이용하여 스틸벤 검출기에서 중성자와 감마선 분리를 조사하였다. 속중성자 다중도 계수 기술에 필요한 Rossi- a 분포와 수학적 모델인 point model에 대해 살펴보았다. 제3장에서 MCNPX-PoliMi를 이용한 전산모사 모델링 방법 및 분석 방법을 기술하였으며, 수학적 모델링의 유효성을 검증하기 위한 기초시스템 전산모사를 수행하였다. 수학적 모델링의 유효성을 입증한 후 최적의 설계 조건을 도출하기 위하여 3가지의 설계 디자인에서 시스템의 효율을 도출하고, ${}^{240}\text{Pu}$ 를 시료로 할 때 유효질량 추정 정확도를 평가하였다.

II. 특정 핵물질 계량을 위한 중성자 계측

제1절 산란 기반의 속중성자 검출기

1. 유기 섬광검출기 : 스틸벤

기존 ^3He 검출기는 열중성자 포획반응단면적이 높고 감마선에 대해 무감응성이 높은 대신 포획반응을 이용하여 열중성자를 계수하므로 핵분열 반응을 통한 성자의 위치 정보 및 시간 정보 손실이 발생하게 된다. 기존 시스템의 기능을 대체하고 성능을 개선하기 위하여 탄성산란에 기초한 속중성자 다중도 계수 시스템 개발을 위하여 유기섬광체인 스틸벤을 이용하고자 하였다.

0.5 eV 이상의 속중성자는 산란 전후에 운동 에너지와 운동량이 일정한 탄성산란 반응을 발생시키며, 중성자가 원자핵과 충돌할 시 중성자 에너지의 일부가 되튐 원자핵 (recoil nucleus)에 전달된다. 에너지 보존법칙과 운동량 보존법칙에 의해 다음 식 (4)와 (5)을 얻을 수 있다.

$$E = E_0 + E_\gamma \quad (4)$$

$$E = \frac{4A}{(A+1)^2} E_0 \cos^2\theta \quad (5)$$

식 (4)과 식 (5)에서 E_0 와 E 는 각각 산란 전후에서의 중성자 운동에너지를 의미하고, E_γ 는 되튐 원자핵의 에너지를 뜻한다. A 는 되튐 원자핵의 질량수이며, θ 는 되튐 각을 의미하는데 식 (5)에서 $\theta = 0^\circ$ 일 때 E_γ 의 값은 최대가 된다. 또

한, 수소 원자핵 ($A=1$)일 때 E_ν 의 값은 E 와 동일하고, 가장 큰 값을 얻게 된다 [26]. 따라서 MCNPX-PoliMi를 통하여 얻은 데이터에서 탄성산란 반응 구분을 위하여 수소와 반응한 이벤트를 추출하여 이용하였다.

2. 신호 파형 구별법을 이용한 중성자/감마 분리[28]

신호 파형 구별법은 감마선 혹은 중성자와 유기섬광체 내에서 상호작용하여 발생시킨 섬광 (luminescence)의 종류에 따른 특징을 이용하여 감마선과 중성자의 신호를 구분한다. 그림 10은 스틸벤에서 방사선 종류에 따른 신호의 시간 의존성을 보여준다.

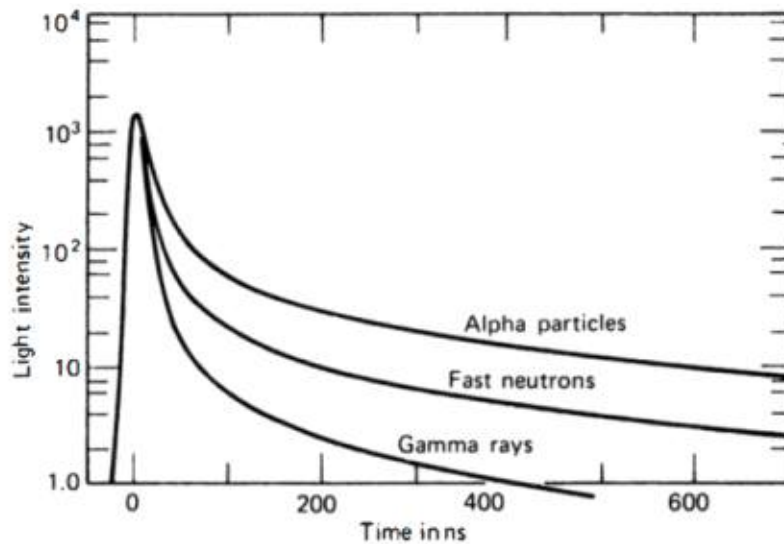


그림 10. 스틸벤에서 섬광 펄스의 시간 의존성[26]

유기섬광체 내에서 중성자 반응으로 인한 반도 양성자 (recoil proton)는 짧은 거리를 이동하며 삼중항 상태 (triplet state)가 높은 비율로 발생하여 인광 (phosphorescence)으로 섬광을 발생시킨다. 감마선의 경우 유기섬광체 내에서 반도 전자를 생성하며 상대적으로 긴 거리를 이동하므로 낮은 비율의 삼중항 상태를 만들 뿐만 아니라 일중항 상태 (singlet state)를 증가시켜 즉발 형광

(fluorescence)을 섬광을 발생시킨다. 이로 인해 그림 10과 같이 중성자에 의한 신호가 감마선에 의한 신호보다 더 긴 붕괴 시간을 가지게 된다.

결국, PSD 값은 중성자와 감마선의 신호 차이가 크게 발생하는 구간을 꼬리(tail)이라고 부르며, 이 구간에 대한 전하값을 적분한 결과를 신호의 크기에 대한 비로 정의한다. 이때, 중성자 신호와 감마선 신호의 분포 구분 성능을 정량적으로 평가하기 위하여 FOM (figure of merit)를 이용한다. FOM은 감마선과 중성자에 대한 이벤트에 해당하는 피크 (peak)가 존재할 때, 두 피크의 반치폭 (full width at half maximum, FWHM)의 합에 대한 피크 중심의 차이이다. FOM의 값이 1.27 이상인 경우, 중성자와 감마선 신호 구분 능력이 준수하다고 판별된다.

속중성자 검출을 이용한 특정핵물질 계량 시스템 개발 시 스틸벤 (InradOptics) 어레이를 이용할 계획으로 이에 대한 PSD 능력 평가 결과는 선행 연구에서 진행된 바 있다[29]. 다양한 에너지 (300 - 700 keVee)에서 FOM 값이 1.54 - 2.06으로 도출되어 중성자와 감마선 신호의 분리 능력이 양호함에 따라 사용된 스틸벤의 물리적 특성을 data card에 입력하였다.

제2절 속중성자 다중도 계수 기술

1. Rossi- a 분포

Bruno Rossi의 이름을 따서 명명된 Rossi- a 방법은 무작위로 선택된 특정 트리거 (trigger) 펄스에 따른 계수의 시간 분포를 기반으로 한다. 동시 측정된 중성자 신호의 한 사건을 트리거로 하여 계측과 다음 계측 간의 지연 시간을 측정하고 그 결과를 시간 지연에 따른 계측 수로 나타낸 분포를 Rossi-alpha 분포라고 한다. 그러나 감지된 중성자를 특정 부모 fission 이벤트와 상관시키는 것은 불가능하므로 gate-width에 걸쳐 이벤트가 발생하는 시간을 기록하게 된다. 시간 간격의 분포는 크게 두 가지로 나뉘게 된다. 두 그룹은 실제로 일어났다고 판별되는 핵분열 및 다른 핵분열 연쇄반응과 연결되지 않은 과정에서 직접 상관관계가 있는 중성자, (a, n) 반응, 산란 및 배경 (background)으로 구분할 수 있다. 이러한 분포는 다음 식 (6)으로 표현된다. 식 (6)에서 ϵ 는 검출기의 효율, F 는 핵분열률, ν_1 및 ν_2 는 계승 모멘트 (factorial moment), τ 는 검출기의 소멸 시간을 의미한다. $P(\delta t)$ 는 검출기의 소멸 시간에 따라 두 번째 이벤트가 실제로 동일한 핵분열 이벤트에서 발생한 경우 감소한다. 우발적인 (accidental) 사건은 시간 독립적으로 상수 형태로 나타난다[25].

$$P(\delta t) \Delta T = \left[\epsilon \nu_1 \left(\frac{\nu_2}{2\nu_1^2} \right) \frac{\exp^{-\frac{t}{\tau}}}{\tau} + F\epsilon\nu_1 \right] dt \quad (6)$$

그림 11은 Rossi- a 분포를 만들기 위한 데이터처리 방법에 관한 도식도이며, 그림 12는 Rossi- a 분포 예시를 나타낸다. 지수 형태의 die-away 시간을 갖는

실제 측정된 분포는 (R+A) 분포 위에 중첩되고 및 A 분포에는 일치 계수 게이트가 중첩된다. Rossi-alpha 분포는 상관계수를 추출하기 위한 최적의 시간 게이트 폭에 대한 이해를 제공한다. Reals + Accidentals (R+A) 게이트와 Accidentals (A) 게이트로 나눌 수 있으며. Reals는 핵분열 반응 중성자를 의미하고, Accidentals는 그 외 (a, n) 반응으로 생성된 중성자 및 배경 방사선 중성자나 핵분열 시 하나의 중성자만 방출됐을 경우를 의미한다[30].

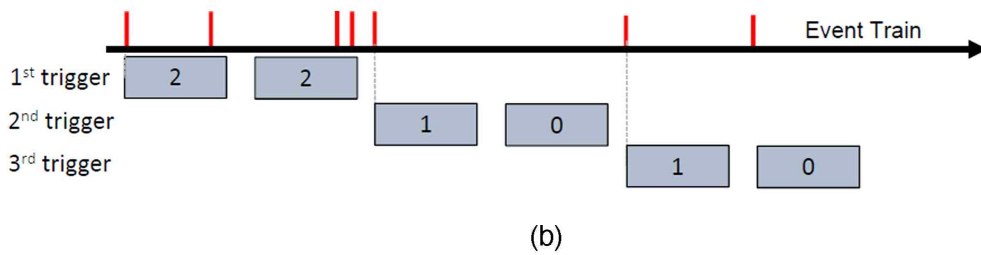
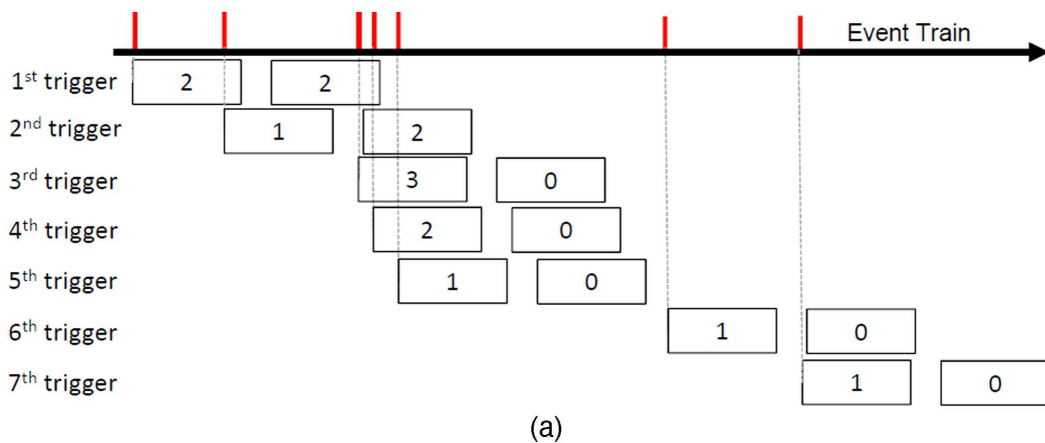


그림 11. 시간과 신호 상관 분석 방법 개략도.(a) 펄스 각각에 윈도우 부여하는 방식 및 (b) 일정한 윈도우 부여하여 중복 이벤트 발생 방지하는 방식 [31]

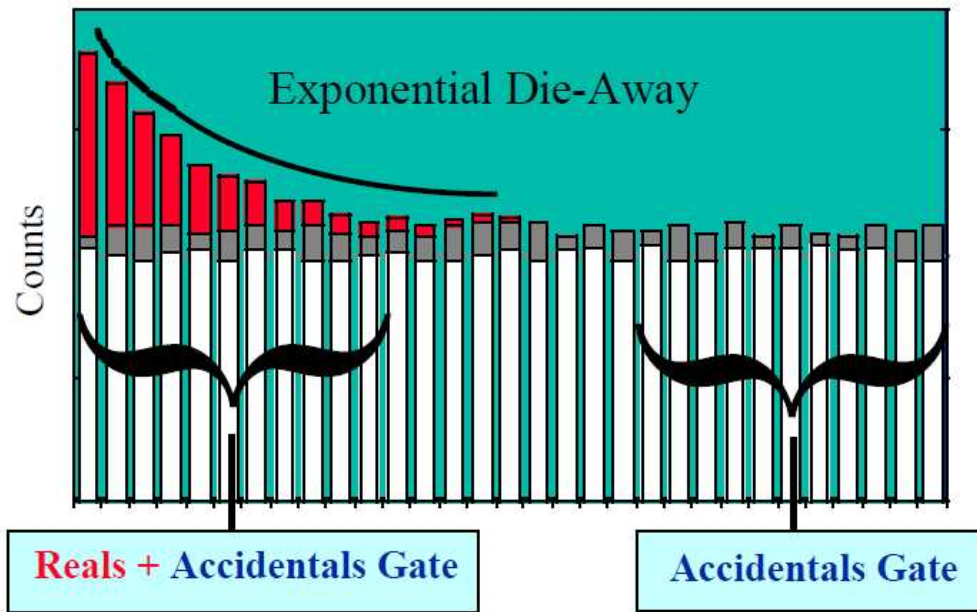


그림 12. 중성자 신호 스트림 (stream)과 관련된 Rossi- a 분포[14]

2. 포인트 모델 (Point Kinetic Equation)

자발적 핵분열이나 (α, n) 반응으로 인한 중성자는 시료의 분열을 유도할 수 있는데, 이 경우 증배 현상이 일어날 수 있다. 중성자에 의한 핵분열이 가장 흔하지만, $(n, 2n)$ 과 같은 다른 반응에 의한 핵분열도 가능성이 있다. 일부 중성자는 (n, γ) 또는 (n, p) 반응에서처럼 중성자의 방출을 유발하지 않고 포획될 수 있다. 또는 중성자가 어떠한 상호작용 없이 시료 밖으로 새어나갈 수 있다. γ_i 를 유도핵분열에 의해 생성된 평균 중성자 수로 정의하고, p 를 중성자가 핵분열을 유도할 확률로 정의할 때, 중성자는 확률 p 로 핵분열을 유도하고 확률 $(1-p)$ 로 사라질 수 있다. 총 증배계수 M_T 는 포획을 무시하고 증배 후 중성자의 전체 수를 시작한 중성자의 수로 나눈 값으로 정의한다. 예를 들어 시료에서 중성자 100개가 시작되고 곱셈 이벤트에 의해 추가로 20개가 생성되면 M_T 는 1.2의 값을 가진다. 순 손실 (leakage) 증배계수를 M_L 이라고 하는데, 이는 유도된 핵분열의 모든 중성자가 시료에서 빠져나가는 것이 아니라 일부 중성자가 포착된다는 사실

을 반영한다. M_L 은 항상 p 의 값에 따라 M_r 보다 작거나 거의 같다. M_r 에 관한 식은 아래 식 (7)과 같다.

$$M_L = \frac{1-p}{1-p\nu} \quad (7)$$

시료의 단일비율 (single rate, S), 이중비율 (double rate, D), 그리고 삼중비율 (triple rate, T)는 Rossi- a 분포와 같이 R+A 게이트의 전체 다중도 분포인 모든 신호로 유도 측정된 (signal-triggered) 중성자 계수율의 분포 $f(i)$ 와 A 게이트의 배경 (background)인 랜덤 신호로 유도 측정된 (randomly-triggered) $b(i)$ 를 측정하여 다중도 분포의 factorial moment를 도출한다. S는 단위 시간당 shift register에 도달하는 총 트리거 이벤트의 수를 의미하며, factorial moment로 구하는 D와 T는 다음 식과 같다 (도출 과정은 참고문헌 [14]에 자세히 기술되어있다).

$$D = S(f_1 - b_1) \quad (8)$$

$$T = S(f_2 - b_2 - 2b_1(f_1 - b_1))/2 \quad (9)$$

다중도 분포의 factorial moment에 대해 실제 시료에서 측정된 S, D, T의 비율을 정의하면 식 (10) ~ 식 (12)와 같다. 더블 게이트 분율 (fraction) (f_d)은 식 (13)으로 구할 수 있으며, 트리플 게이트 분율 (f_t)은 식 (13)의 제곱과 같다. v_{s1} , v_{s2} , v_{s3} 는 자발적 핵분열 중성자 다중도 분포의 factorial moment이며, v_{i1} , v_{i2} , v_{i3} 는 유도핵분열 중성자 다중도 분포의 factorial moment이다.

$$S = F\epsilon M\nu_{s1}(1 + \alpha) \quad (10)$$

$$D = \frac{F\epsilon^2 f_d M^2}{2} \left[\nu_{s2} + \left(\frac{M-1}{\nu_{i1}-1} \right) \nu_{s1} (1+\alpha) \nu_{i2} \right] \quad (11)$$

$$T = \frac{F\epsilon^3 f_t M^3}{6} \left[\nu_{s3} + \left(\frac{M-1}{\nu_{i1}-1} \right) [3\nu_{s2}\nu_{s1} + \nu_{s1}(1+\alpha)\nu_{i3}] \right. \\ \left. + 3 \left(\frac{M-1}{\nu_{i1}-1} \right)^2 \nu_{s1} (1+\alpha) \nu_{i2}^2 \right] \quad (12)$$

f_d 을 구하는 식은 다음과 같다. Rossi- α 분포에서 구한 die-away 시간과 shift register의 게이트 폭인 G와 pre-delay 폭인 P로 구할 수 있다.

$$f_d = e^{-P/\tau} (1 - e^{-G/\tau}) \quad (13)$$

시료의 다중도 계수를 구하기 위하여 다음 식을 이용한다. 계수 a, b, 그리고 c를 구하기 위한 식은 와 같다. 일반적으로 검출효율은 ^{252}Cf 의 측정에서 얻는다.

$$a + bM + cM^2 + M^3 = 0 \quad (14)$$

$$a = \frac{-6T\nu_{s2}(\nu_{i1}-1)}{\epsilon^2 f_t S(\nu_{s2}\nu_{i3} - \nu_{s3}\nu_{i2})} \quad (15)$$

$$b = \frac{2D[\nu_{s3}(\nu_{i1}-1) - 3\nu_{s3}\nu_{i2}]}{\epsilon f_d S(\nu_{s2}\nu_{i3} - \nu_{s3}\nu_{i2})} \quad (16)$$

$$c = \frac{6D\nu_{s2}\nu_{i2}}{\epsilon f_d S(\nu_{s2}\nu_{i3} - \nu_{s3}\nu_{i2})} - 1 \quad (17)$$

식 (14) - (17)을 통하여 도출한 M_L 을 식 (18)에 대입하여 핵분열률을 계산한다.

$$F = \frac{\left[\frac{2D}{\epsilon f_d} - \frac{M(M-1)\nu_{i2}S}{\nu_{i1} - 1} \right]}{\epsilon M^2 \nu_{s2}} \quad (18)$$

도출한 핵분열률을 식 (19)에 대입하여 ^{240}Pu 의 유효질량을 추정할 수 있다.

$$m_{^{240}\text{Pu}} = \frac{F}{(473.5 \text{ fissions/s} \times g)} \quad (19)$$

시료의 a 계수는 다음 식으로 구할 수 있다[14, 32, 33].

$$a = \frac{S}{F\epsilon\nu_{s1}M} - 1 \quad (20)$$

3. 매개변수 분석 방법

3.1 단일 매개변수 분석 방법

단일 매개변수 분석 방법 (one-parameter assay)은 기존 중성자 동시 계수 방법과 유사하며, 측정된 D 를 질량교정 곡선 (mass calibration curve)에 대한 정량적 메트릭 (metric)으로 사용한다. 검출된 중성자 다중도 분포에서 검출된 D 는 자발 핵분열률에 비례관계를, M_L 의 제곱과 비례관계를 가진다. 이러한 종속성을 고려하여 질량교정 곡선을 도출하는데 이용되는 식은 다음과 같다. a 와 b 는 피팅 (fitting) 인자이며, ^{240}Pu 의 유효질량은 다음 식으로 도출할 수 있다.

$$D = a \times {}^{240}\text{Pu}_{eff}^2 + b \times {}^{240}\text{Pu}_{eff} \quad (21)$$

$${}^{240}\text{Pu}_{eff} = \frac{(\sqrt{4aD + b^2} - b)}{2a} \quad (22)$$

3.2 이중 매개변수 분석 방법

이중 매개변수 분석 방법 (two-parameter assay)은 측정된 S 와 D 인자를 모두 사용하며, 이는 시료에서 동위원소 구성 차이로 인한 증배 특성의 차이를 조정하는 것을 목표로 이용되기 시작하였다. 단일 매개변수 분석 방법과 동일하게 D 와 S 의 비가 M_L 와 선형적으로 비례하며 다음 식 (23)과 같은 질량 보정 함수를 사용한다. 식에서 c 와 d 는 fit 인자이며 ^{240}Pu 의 유효질량은 다음 식으로 도출할 수 있다.

$$\frac{D}{S} = c \times \frac{D}{{}^{240}\text{Pu}_{eff}} + d \quad (23)$$

$${}^{240}\text{Pu}_{eff} = \frac{c \times D}{\left(\frac{D}{S} - d\right)} \quad (24)$$

이러한 단일 및 이중 매개변수 분석 방법은 기준 (reference) 물질의 정보를 바탕으로 질량 보정 함수를 이용하여 ${}^{240}\text{Pu}$ 의 유효질량을 추정할 수 있다. 일반적으로 단일 매개변수 분석 방법과 비교하면 이중 매개변수 분석 방법은 잘 알려진 보정을 위한 시료의 가용성에 대한 의존도가 상대적으로 낮다고 알려져 있다. 삼중 매개변수 분석 방법은 앞선 매개변수 분석 방법과 달리 보정 시료가 요구되지 않으나 시스템의 효율이 시료의 기하학적 정보에 따라 달라질 수 있다는 한계가 존재한다[33].

III. 특정핵물질 계량 시스템 전산모사 방법 및 결과

제1절 전산모사 및 분석 절차

1. MCNPX-PoliMi를 이용한 특정핵물질 유효질량 도출 개요

속중성자 다중도 측정을 통한 특정핵물질 유효질량 시스템 개발을 위하여 MCNPX-PoliMi를 이용한 전산모사는 다음 그림 13과 같은 과정을 거쳤다.

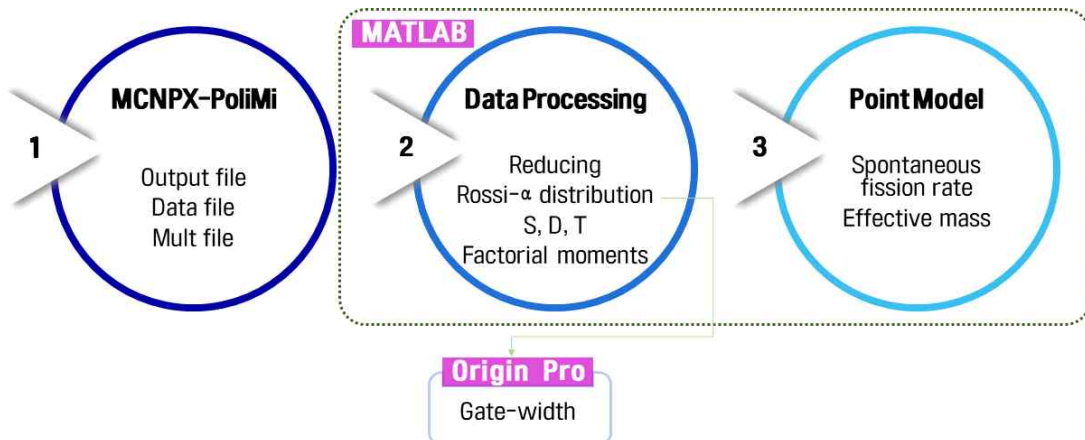


그림 13. 전산모사를 통한 특정핵물질의 유효질량 도출 과정 개략도

^{252}Cf 선원을 계측하여 그림 13의 내용 중 2번 과정까지 거쳐 시스템의 효율과 더블 게이트 분율, 트리플 게이트 분율을 도출하여 ^{240}Pu 시료 측정 시 활용하였다. Reducing 과정은 교차 간섭 (cross-talk) 영향을 최소화하기 위하여 MCNPX-PoliMi를 통해 획득한 결과 파일에서 수소와 반응한 이벤트 중 같은 분열 시 나온 다른 입자만 추출하는 방법을 이용하였다. 여러 번 기록된 신호를 줄인 후 시간순으로 나열하여 Rossi- α 분포를 도출하여 point model에 필요한 인자를 획득하였다.

제2절 분석 및 유효질량 도출을 위한 방법

1. MCNP Data 분석

MATLAB을 이용하여 MCNP의 output file을 읽고, 수소와 반응한 이벤트 중 같은 fission에서 나온 다른 입자만 추출하여 시간에 대해 오름차순으로 정렬한다. 시료에서 발생한 중성자들이 검출기에 반응한 시간에 관한 데이터를 획득한 후 Rossi- a 분포에서 설정한 R+A 게이트와 A 게이트를 적용하여 계수한 결과로 다중도 인자 (S, D, T)를 계산하여 유효질량을 추정하였다.

1	3	9	1	-99	1001	22	1.272484	92612.95	9.86	3.86	11.05	1.000E+00	0	1	0	2.061E+00
2	4	12	1	-99	1001	22	0.014095	24376.34	3.71	-14.31	-6.52	1.000E+00	1	1	10	3.166E-01
3	4	12	1	-99	1001	22	0.239638	24376.38	3.76	-14.57	-6.57	1.000E+00	1	2	10	3.024E-01
4	4	9	1	-99	6000	22	0.106001	24376.56	7.83	-4.62	-12.46	1.000E+00	0	8	20	6.618E-01
5	4	9	1	-99	6000	22	0.034789	24376.89	9.18	-6.64	-10.04	1.000E+00	0	9	20	5.558E-01
6	4	9	1	-99	6000	22	0.047705	24376.97	9.02	-7.40	-9.90	1.000E+00	0	10	20	5.211E-01
7	4	9	1	-99	1001	22	0.088366	24377.00	8.71	-7.46	-9.83	1.000E+00	0	11	20	4.734E-01
8	4	9	1	-99	1001	22	0.288478	24379.04	-4.11	-15.77	-1.31	1.000E+00	0	12	20	3.849E-01
9	4	9	1	-99	6000	22	0.010787	24379.11	-4.36	-15.81	-1.43	1.000E+00	0	13	20	9.645E-02
10	4	9	1	-99	6000	22	0.005247	24379.28	-4.76	-16.13	-0.99	1.000E+00	0	14	20	8.566E-02
11	4	9	1	-99	1001	22	0.078505	24379.39	-5.13	-15.99	-0.80	1.000E+00	0	15	20	8.048E-02
12	5	10	1	-99	1001	22	0.458806	99659.40	4.37	8.16	-13.68	1.000E+00	0	0	0	1.031E+00
13	5	1	3	1	1	22	0.002765	99658.48	13.89	1.01	-6.70	1.000E+00	0	0	0	4.430E-02
14	5	1	3	1	1	22	0.002765	99658.48	13.89	1.01	-6.70	1.000E+00	0	1	0	4.153E-02
15	5	1	3	1	1	22	0.000990	99658.48	13.89	1.01	-6.70	1.000E+00	0	2	0	3.877E-02
16	5	1	3	1	1	22	0.000990	99658.48	13.89	1.01	-6.70	1.000E+00	0	3	0	3.778E-02
17	5	1	3	1	1	22	0.000621	99658.48	13.89	1.01	-6.70	1.000E+00	0	4	0	3.679E-02
18	5	1	3	1	1	22	0.000621	99658.48	13.89	1.01	-6.70	1.000E+00	0	5	0	3.617E-02
19	5	1	3	1	1	22	0.000621	99658.48	13.89	1.01	-6.70	1.000E+00	0	6	0	3.554E-02
20	5	1	3	1	1	22	0.000827	99658.48	13.89	1.01	-6.70	1.000E+00	0	7	0	3.492E-02

그림 14. MCNPX-PoliMi를 통한 결과 파일 예시

MCNPX-PoliMi의 옵션을 이용하여 MULT.dat 파일을 추가하였다. 원하는 입자 이벤트에 대한 정보를 획득할 수 있어 nps에 따른 generation, n, p의 값만을 추출하였다. 이를 바탕으로 factorial moment를 계산하였다.

	nps	#gen	#n	#p
1	1	0	2	4
2	2	0	1	12
3	3	0	2	7
4	4	0	3	8
5	4	1	3	15
6	5	0	4	9
7	6	0	2	3
8	7	0	1	7
9	8	0	4	5
10	9	0	3	4
11	10	0	4	2
12	11	0	1	6
13	12	0	1	10
14	13	0	2	4
15	13	1	4	16
16	14	0	2	3
17	14	1	3	10
18	14	2	3	6
19	15	0	2	7
20	16	0	1	3
21	17	0	2	6
22	18	0	2	3
23	19	0	1	2
24	19	1	3	12
25	20	0	2	7
26	21	0	1	11
27	21	1	3	8
28	22	0	4	8
29	22	1	2	4
30	22	1	4	9

그림 15. MCNPX-PoliMi의 옵션을 이용한 mult 파일의 예시

2. Rossi- α 분포 도출 및 게이트 선정

동일 셀 내에 발생한 반응에서 여러 번 기록된 신호를 줄여 시간순으로 정리한 데이터에서 각각의 펄스를 시작점으로 하는 펄스 스트림을 생성하였다. 그림 16은 ^{240}Pu 시료의 유효질량이 90 g일 때 시간순으로 정리한 데이터의 예시를 보여준다. 그림 17은 그림 16의 데이터를 바탕으로 펄스 스트림을 통해 생성한 Rossi- α 분포를 나타낸다. Rossi- α 분포를 Origin pro를 이용하여 감쇠시간을 도출한다. 이때, 피팅을 위하여 식 (26)를 사용한다. Gate-width는 도출한 감쇠시간을 기반으로 도출하게 되며, 시스템의 효율 및 질량 등에 따라 변화한다. 시스템 측정 시, 게이트 폭을 고정하기 위하여 ^{252}Cf 를 측정한 데이터를 바탕으로 설정하였다. 그림 18은 이상적인 시스템에서 (α, n) 반응 발생 여부에 따라 gate-width가 증가할 때 추정 질량의 변화를 보여준다. Gate-width가 수십 ns인 경우, 정확도가 향상된 것으로 확인하였다. 그러나 ^{252}Cf 선원 사용 시 gate-fraction 결과가 이론적 한계인 1을 초과하는 등 오류가 발생하여 감쇠시간에 1.257을 곱한 값으로 결정하였다.

$$y = y_0 + Ae^{R_0 x} \quad (26)$$

Data_neutron = 748968×1	
10 ⁹ ×	
	4.98094E-06
	5.21699E-06
	5.52813E-06
	2.1745E-05
	2.17455E-05
	3.76722E-05
	5.4093E-05
	5.40931E-05
	5.62556E-05
	6.01174E-05

그림 16. 기록된 신호를 시간순으로 정리한 데이터 예시

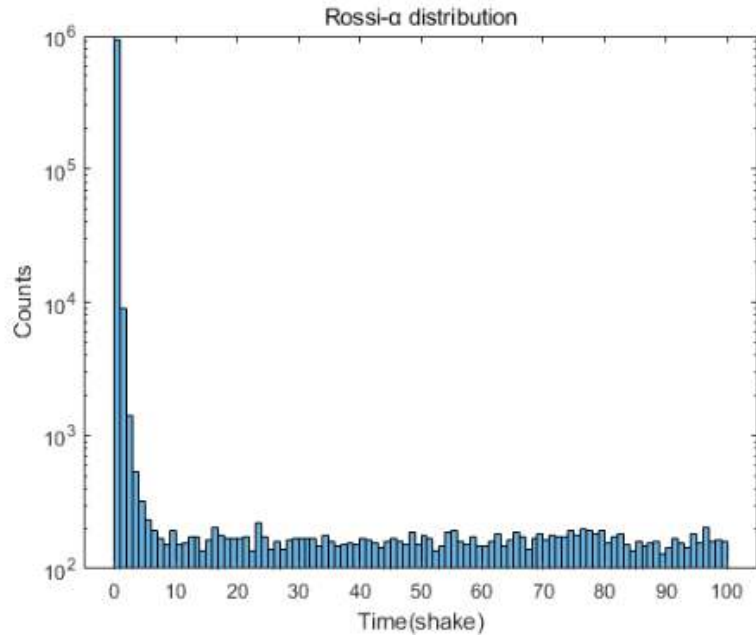


그림 17. ^{240}Pu 의 유효질량이 90 g일 때 획득한 Rossi- a 분포

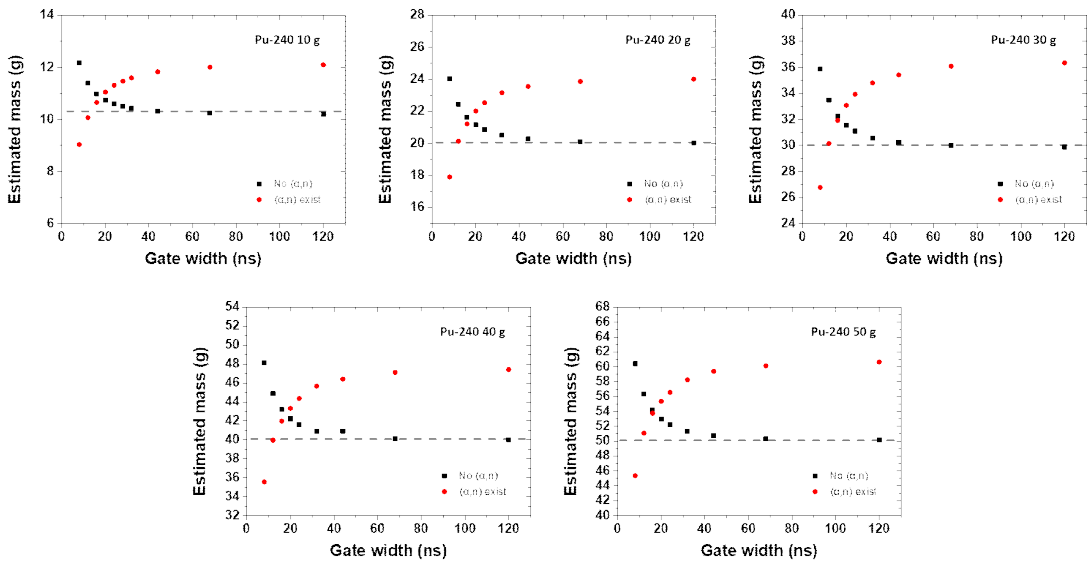


그림 18. (a, n) 반응을 고려했을 때 gate-width에 따른 추정 질량 변화(검은색: 기존의 방법, 붉은색: (a, n) 반응을 고려한 새로운 식 도입)

제3 절 전산모사 결과

1. 수학적 모델링 유효성 검증

기존 열중성자 다중도 측정법을 회피한 속중성자 다중도 측정을 통한 특정핵 물질의 유효질량 추정 시스템을 개발하기 위하여 기존 수학적 모델링의 유효성 검증을 진행하였다. MCNPX-PoliMi를 이용하여 4π 형태의 20 mm 두께의 스틸벤 검출기를 가정하여 ^{240}Pu 의 자발적 핵분열과 유도핵분열에 의해 발생하는 중성자의 특징을 관찰하였다. 그림 19는 4π 형태의 스틸벤 검출기의 형상이다.

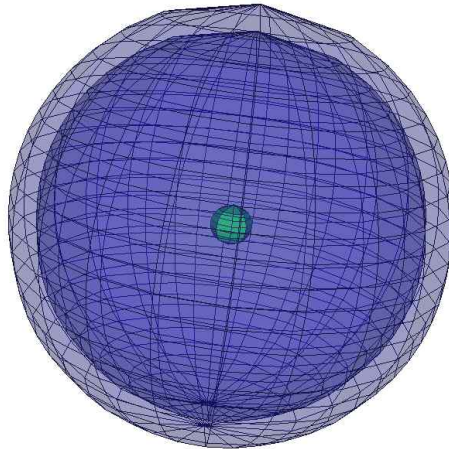


그림 19. 4π 형태의 스틸벤 검출기로 이루어진 속중성자 다중도 계수 시스템 형상

시스템의 효율과 f_d 와 f_t 의 값을 고정하기 위해 ^{252}Cf 선원으로 교정을 진행하였다. 그 결과는 표 1과 같다. 표 1의 값을 이용하여 ^{240}Pu 의 질량 5 g부터 100 g의 범위에서 ground-truth 값과 전산모사를 통해 추정된 ^{240}Pu 의 유효질량을 비교한 결과는 다음 표 2와 같다. 질량이 증가함에 따라 오차가 증가하는 것을 확인하였

으며, 최소 오차와 최대 오차는 각각 3.720%와 7.188%로 확인하였다. 미량 시료를 목표로 하는 시스템에서 수학적 모델링이 적합함을 검증하였다.

표 1. 4 π 형태의 스틸벤 검출기 시스템에서 ^{252}Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율

	ϵ [%]	f_d	f_t
4π geometry	33.6	0.925	0.897

표 2. 4 π 형태의 스틸벤 검출기 시스템에서 ^{240}Pu 시료의 유효질량 추정 결과

Ground-truth mass [g]	Estimated mass [g]	Relative difference [%]
5	5.186	3.720
10	10.411	4.109
20	20.944	4.720
30	31.546	5.153
40	42.206	5.515
50	52.926	5.852
60	63.702	6.170
70	74.501	6.440
80	85.367	6.708
90	96.212	6.902
100	107.188	7.188

2. 특정핵물질 계량 시스템 개발을 위한 최적의 디자인 평가

수학적 모델링을 검증하기 위해 이상적인 4π 형태의 검출기를 가정하였으나 실제시스템 구축 시 4π 형태를 구현하기 위해서 상당한 비용이 필요하다. 따라서 현실적으로 구현 가능한 범위에서 최적화된 디자인을 선정하기 위하여 다양한 geometry를 비교하였다. SiPM은 PMT에 비해 thickness-to-sensitive area ratio가 작고, 낮은 작동전압과 자기장에 대한 민감도가 작다는 이점이 있을 뿐만 아니라 소형화가 가능하고 고전압이 필요 없다. 따라서 일반적으로 이용되는 PMT를 대체하여 SiPM 어레이를 이용하여 컴팩트한 시스템을 개발하고자 하였다.

연구실에서 보유한 SiPM은 총 6개로 이에 맞춰 stilbene을 배치하였다. 최적화 조건을 도출하기 위해 구현된 시스템 형상은 그림 20과 같다. 그림 20 (a)와 같이 스틸벤 검출기를 링 형태로 배치하였을 때 시료와 검출기 간격이 9 cm인 경우는 신호처리를 위한 보드의 크기 ($95 \times 94 \text{ mm}^2$)를 고려한 경우이다. 그림 20 (b)와 같이 스틸벤 검출기를 링 형태로 배치하였을 때 시료와 검출기 간격이 4.5 cm로 결정한 이유는 시스템의 효율이 향상할 때 결과를 비교하기 위함으로 신호처리 보드의 크기를 무시하였을 때 시료와 검출기 간격을 최소화한 경우이다. 그림 20 (c)는 스틸벤 검출기를 4π 형태와 유사하게 구현하기 위하여 큐빅 형태로 배치한 형상이다.

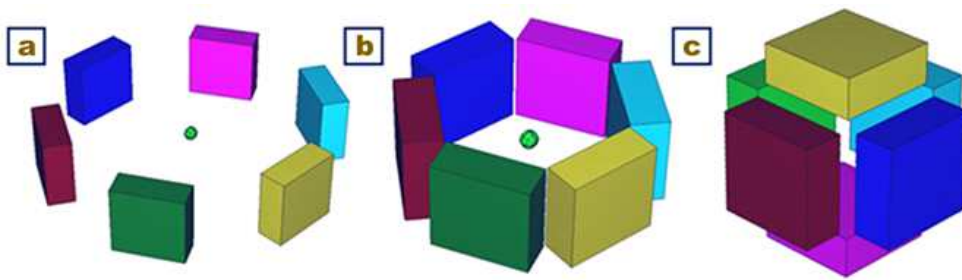


그림 20. MCNPX-PoliMi를 이용하여 구현한 시스템 형상. (a) 스틸벤 어레이의 링 배치도 (시료와 검출기 간격:9 cm), (b) 스틸벤 어레이의 링 배치도 (시료와 검출기 간격:4.5 cm), (c) 스틸벤 어레이의 cubic 배치도

2.1 링 형태 (시료와 검출기 간격: 9 cm)의 특정핵물질 계량 시스템

그림 20 (a)와 같은 시스템에서 ^{252}Cf 를 이용하여 교정을 진행하여 시스템의 효율과 f_d 및 f_t 를 도출하였다. 표 3은 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 9 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ^{252}Cf 를 이용하여 도출한 효율과 f_d 및 f_t 를 보여준다. 표 4는 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 9 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ^{240}Pu 시료의 유효질량 추정 결과이다. 질량이 증가함에 따라 오차가 증가하는 것을 확인하였으며, 최소 오차와 최대 오차는 각각 3.365%와 8.628%로 확인하였다. 시스템의 효율이 10% 이하로 유효질량 추정 결과의 정확도가 떨어진 것을 볼 수 있다.

표 3. 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 9 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ^{252}Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율

	ϵ [%]	f_d	f_t
ring geometry	3.527	0.480	0.261

표 4. 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 9 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ^{240}Pu 시료의 유효질량 추정 결과

Ground-truth mass [g]	Estimated mass [g]	Relative difference [%]
5	5.168	3.365
10	10.434	4.336
20	21.121	5.604
30	31.660	5.533
40	42.354	5.884
50	53.346	6.692
60	64.134	6.889
70	75.104	7.291
80	85.849	7.312
90	97.268	8.075
100	108.628	8.628

2.2 링 형태 (시료와 검출기 간격: 4.5 cm)의 특정핵물질 계량 시스템

그림 20 (b)와 같은 시스템에서 ^{252}Cf 를 이용하여 교정을 진행하여 시스템의 효율과 f_d 및 f_t 를 도출한 결과는 표 5와 같다. 표 6은 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 4.5 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ^{240}Pu 시료의 유효질량 추정 결과이다. 질량이 증가함에 따라 오차가 증가하는 것을 확인하였으며, 최소 오차와 최대 오차는 각각 4.420%와 8.832%로 확인하였다. 시료와 검출기 간격이 줄어들어 따라 시스템의 효율이 향상하였으나, ^{240}Pu 의 유효질량 추정 정확도는 앞선 2.1의 결과와 유사함을 보였다.

표 5. 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 4.5 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ^{252}Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율

	ϵ [%]	f_d	f_t
ring geometry	11.2	0.633	0.434

표 6. 링 형태 (시료와 검출기 간격 : 4.5 cm)의 스틸벤 검출기 시스템에서 ^{240}Pu 시료의 유효질량 추정 결과

Ground-truth mass [g]	Estimated mass [g]	Relative difference [%]
5	5.221	4.420
10	10.494	4.940
20	21.182	5.910
30	31.915	6.383
40	42.737	6.843
50	53.645	7.290
60	64.731	7.885
70	75.704	8.149
80	86.690	8.363
90	97.764	8.627
100	108.832	8.832

2.3 큐빅 형태 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)의 특정핵물질 계량 시스템

그림 20 (c)와 같은 시스템에서 ^{252}Cf 를 이용하여 교정을 진행하여 시스템의 효율과 f_d 및 f_t 를 도출한 결과는 표 7과 같다. 표 8은 큐빅 형태 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)의 특정핵물질 계량 시스템에서 ^{240}Pu 시료의 유효질량 추정 결과이다. 질량이 증가함에 따라 오차가 증가하는 것을 확인하였으며, 최소 오차와 최대 오차는 각각 3.212%와 6.926%로 확인하였다. 시스템의 효율이 가장 높은 것을 확인하였으며, ^{240}Pu 의 유효질량 추정 정확도는 앞선 2.1 및 2.2의 결과와 비교 시 가장 높은 정확도를 보였다.

표 7. 큐빅 형태 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)의 특정핵물질 계량 시스템에서 ^{252}Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율

	ϵ [%]	f_d	f_t
cubic geometry	19.9	0.728	0.554

표 8. 큐빅 형태 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)의 특정핵물질 계량 시스템에서 ^{240}Pu 시료의 유효질량 추정 결과

Ground-truth mass [g]	Estimated mass [g]	Relative difference [%]
5	5.161	3.212
10	10.356	3.560
20	20.845	4.224
30	31.402	4.674
40	42.064	5.160
50	52.819	5.638
60	63.571	5.951
70	74.300	6.143
80	85.148	6.435
90	95.979	6.643
100	106.926	6.926

3. 매개변수 분석 방법 적용 결과

3.1 단일 매개변수 분석 방법

앞서 기술한 2장 2절에 의해 단일 매개변수 분석 방법을 그림 20 (c)와 같은 geometry일 때 적용하여 수행하였다. reference 물질의 D와 유효질량을 이용하여 mass calibration curve를 생성하고, 이를 이용하여 다른 시료의 D를 대입하여 유효질량을 도출한다. 질량교정 곡선을 만들기 위한 시료들의 S, D, T는 표 9와 같다.

표 9. 큐빅 형태 (시료와 검출기 간격: 3.5 cm)의 특정핵물질 계량 시스템에서 ^{252}Cf 선원을 이용하여 도출한 효율, 더블 게이트 비율, 트리플 게이트 비율

Ground-truth mass [g]	S [cps]	D[cps]	T[cps]
10	2249.853	354.597	40.401
30	6973.320	1172.720	153.800
50	11872.633	2069.170	294.460
70	16908.233	3054.260	471.240
90	22028.471	4079.030	660.040

그림 21은 표 9를 이용하여 생성한 단일매개변수 분석 시 사용되는 질량교정 곡선이며, 이차 (quadratic)식 형태를 보인다. 교정 곡선의 피팅 인자를 이용하여 나머지 유효질량을 가지는 시료들의 유효질량을 도출한 결과는 다음 그림 22와 같다. 이때의 ground-truth 질량과 추정된 유효질량 비교는 다음 표 10과 같다. 유효질량이 5 g인 시료를 측정할 경우를 제외한 모든 경우에서 상대오차 1% 미만을 달성하였다.

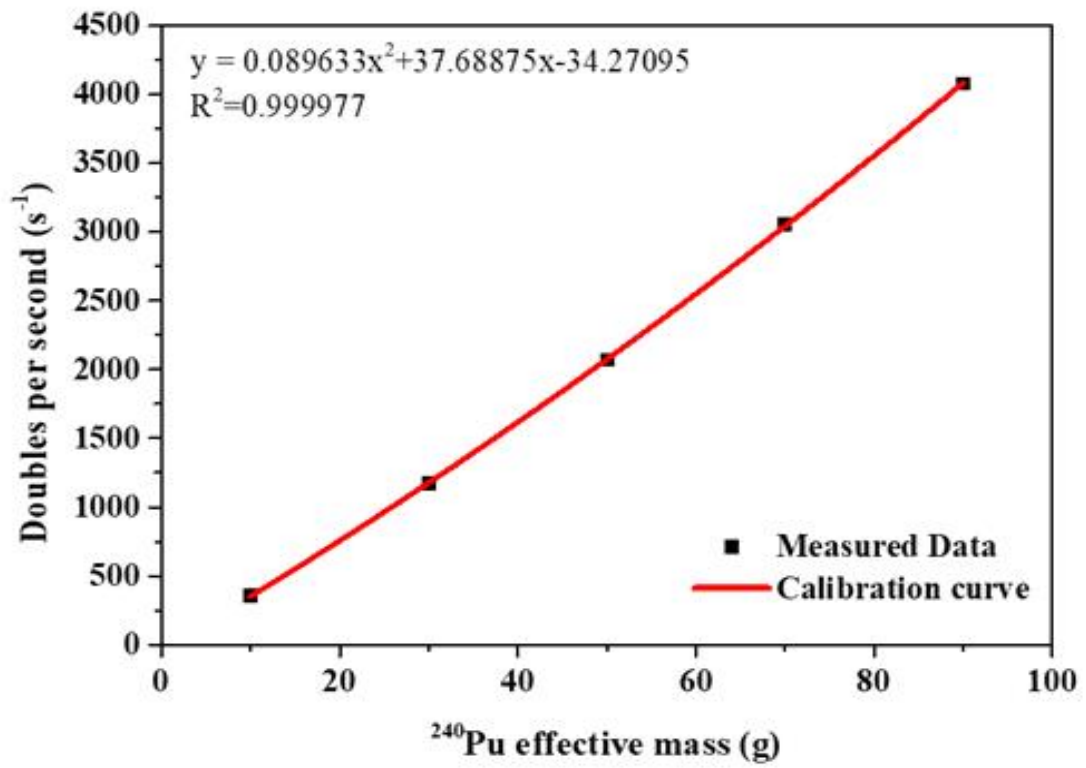


그림 21. 단일 매개변수 분석 방법에서 이용한 질량교정 곡선

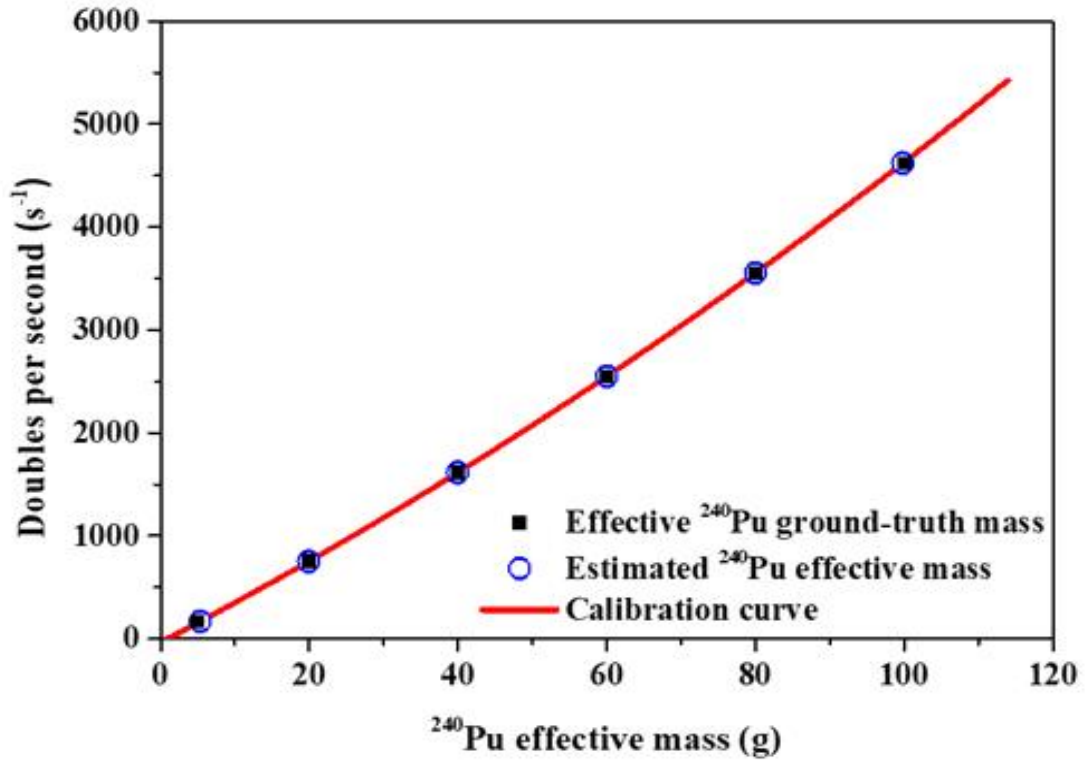


그림 22. 단일 매개변수 분석 방법에서 질량교정 곡선의 유효성 검증평가 결과

표 10. ^{240}Pu 시료의 ground-truth 질량과 단일 매개변수 분석 방법을 통해 획득한 추정 질량 비교

Ground-truth mass [g]	Estimated $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ mass [g]	Relative difference [%]
5	5.330	6.591
20	19.904	0.480
40	39.945	0.137
60	60.016	0.027
80	80.005	0.006
100	99.830	0.170

3.2 이중 매개변수 분석 방법

그림 23은 표 9를 이용하여 생성한 이중매개변수 분석 시 사용되는 질량교정 곡선이며, 일차 (linear)식 형태를 보인다. 교정 곡선의 피팅 인자를 이용하여 나머지 유효질량을 가지는 시료들의 유효질량을 도출한 결과는 다음 그림 24와 같다. 이때의 ground-truth 질량과 추정된 유효질량 비교는 다음 표 11과 같다. 모든 경우에 상대오차 1% 미만을 달성하였다. 3.1의 결과와 비교 시 정확도가 향상함을 확인하였다.

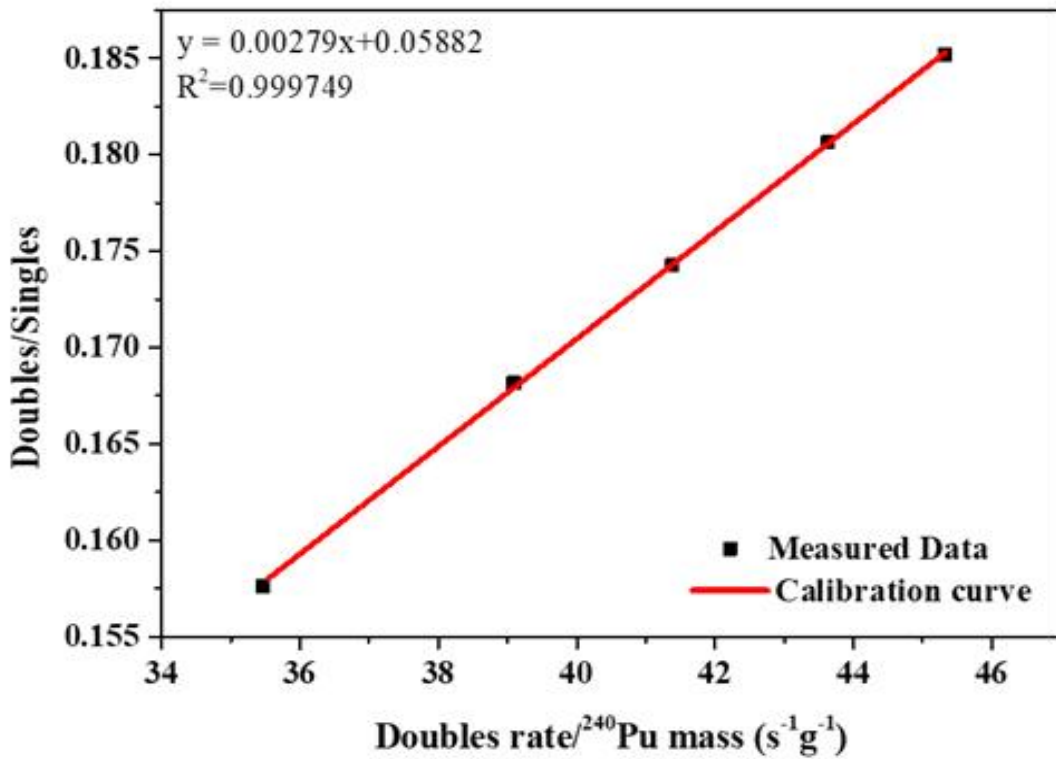


그림 23. 이중 매개변수 분석 방법에서 이용한 질량교정 곡선

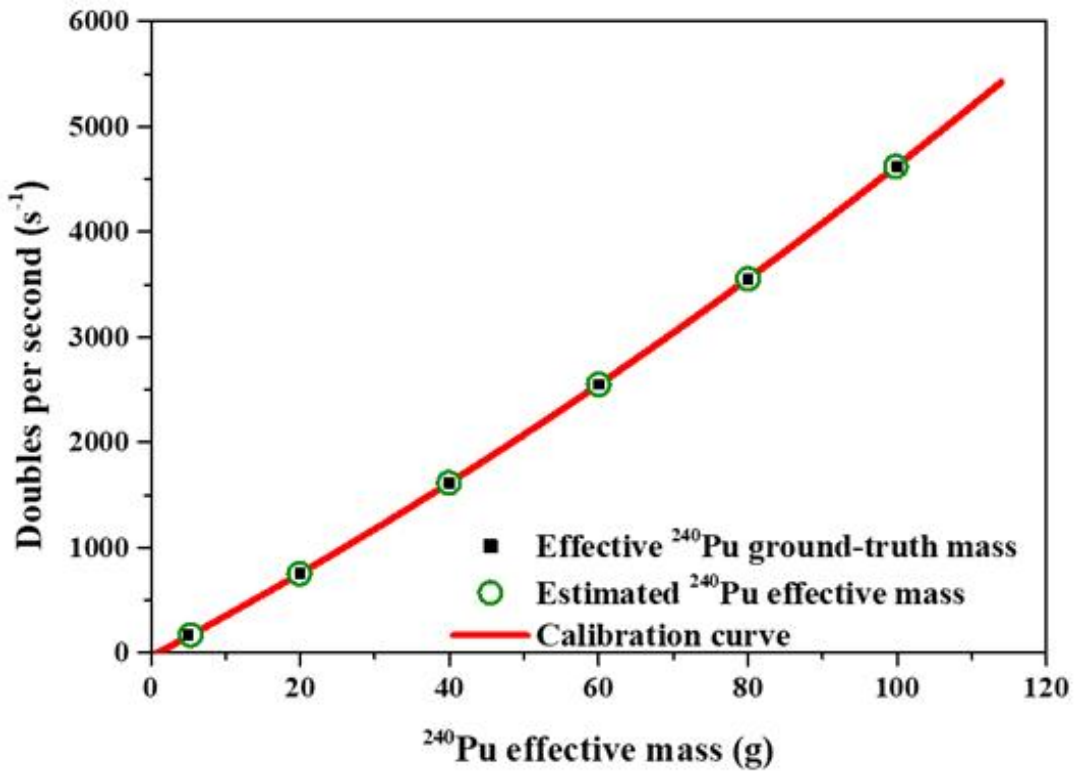


그림 24. 이중 매개변수 분석 방법에서 질량교정 곡선의 유효성 검증평가 결과

표 11. ^{240}Pu 시료의 ground-truth 질량과 이중 매개변수 분석 방법을 통해 획득한 추정 질량 비교

Ground-truth mass [g]	Estimated $^{240}\text{Pu}_{\text{eff}}$ mass [g]	Relative difference [%]
5	5.038	0.754
20	19.980	0.102
40	39.940	0.151
60	59.407	0.988
80	80.068	0.085
100	100.248	0.248

IV. 결론

제1절 연구의 요약

본 연구에서는 안전조치 이행을 위한 핵물질 계량관리 기술개발을 위하여 속중성자 다중도 계수 기반 시스템 개발과 관련한 전산모사를 수행하였다. 우선, 기존의 열중성자 다중도 계수 방법을 회피한 속중성자 다중도 계수 시스템에서 수학적 모델링이 유효함을 검증하였다. 이전에 전산모사 절차 및 gate-width 설정 방법을 고정하고자 하였다. Gate-width는 Rossi- a 분포로부터 die-away time 을 도출하고 이에 상수를 곱해주는 방식을 채택하였다. MCNPX-PoliMi를 이용하여 ^{240}Pu 시료를 중앙에 위치시키고, 4π 형태의 스틸벤 검출기를 가정할 때 gate-width가 증가할수록 고 질량대에서 오차가 감소하는 것을 확인하였다. 그러나 미량시료를 목표로 시스템 개발을 진행 중이므로 gate-width를 짧게 두어 미량시료의 경우 추정 유효질량 정확도를 향상하고자 하였다. 또한, 순수 메탈일 시 (a, n) 반응을 무시하지만, 시스템에서 측정 가능한 대부분의 시료는 산화물일 가능성이 크므로 a 값을 고려해야 한다. 이 경우 unknown 인자로 인하여 계산에 어려움을 겪기 때문에 ^{252}Cf 를 이용하여 시스템의 효율, f_d 및 f_t 값을 고정하였다. ^{240}Pu 시료의 질량을 5 g부터 100 g까지 늘려가며 수학적 모델을 이용하여 추정한 유효질량을 평가하였다. 상대오차 10% 이내로 기존 수학적 모델의 유효성을 입증하였다.

시스템의 효율이 높으려면 4π 형태의 검출 시스템을 구현하는 것이 이상적이지만, 경제성을 고려하여 6개의 스틸벤 어레이와 SiPM으로 이루어진 검출기 모듈을 이용하였다. 실제 시스템 구축에 앞서 검출기 배치와 관련하여 최적의 조건을 도출하고자 3가지의 geometry를 비교하였다. 첫째는 검출기를 링 형태로 배

치하는 것으로 신호처리 보드의 크기를 고려하여 선원과 검출기 간격을 9 cm로 두었다. 시스템의 효율은 3.5%이며, 시료의 질량이 증가할수록 추정 유효질량의 상대오차가 비례하는 것을 확인하였다. 두 번째는 첫 번째 형상에서 신호처리 보드의 크기를 무시하고 선원과 검출기 간격을 4.5 cm로 줄인 것이다. 이때, 시스템의 효율은 약 11%이며, 시료의 질량이 증가할수록 추정 유효질량의 상대오차가 비례하였다. 검출기가 링 형태의 배치를 이룰 때 최대 오차는 8%대로 계산되었다. 마지막 세 번째는 검출기 큐빅 형태로 배치된 경우이며, 시스템의 효율은 약 19.9%로 추정 유효질량의 상대오차의 경향성은 앞선 배치와 유사하나 최대 상대오차는 6%대로 정확도가 향상됨을 확인하였다.

이를 바탕으로 큐빅 배치의 시스템인 경우, 매개변수 분석 방법을 적용하여 그 정확도를 더욱 향상시키고자 하였다. 단일 매개변수 분석 방법을 이용한 결과 ^{240}Pu 시료가 5 g인 경우를 제외하고 모두 1% 미만의 상대오차를 나타냈으며, 이중매개변수 분석 방법의 경우 전 경우에서 1% 미만의 상대오차를 도출하였다.

제2절 향후 연구계획

전산모사 수행 결과를 기반으로 시스템 설계 및 최적의 조건을 도출하였다. 향후 그림 25와 그림 26과 같이 신호처리와 관련한 설계를 바탕으로 시스템을 제작하여 각 시스템 결합에 대한 신호처리 능력을 평가하는 과정이 필요하다. 전산모사 상에서 gate-width는 수 ~ 수십 ns이나, 실제 시스템에서 구현할 수 있는지 확인 작업이 필요하다. 실제 시스템에서 적절한 gate-width를 도출하는 실험이 진행될 예정이며, ^{242}Cf 선원을 이용하여 속중성자 다중도 계수를 측정할 계획이다. 이후 전산모사 결과와 실험결과를 비교 분석하여 핵물질 계량용 측정 장비를 개발할 예정이다.

국내에서는 Pu 계량보다 사용후핵연료에 대한 계량관리가 적용 가능성이 크므로 장비 구조를 바꿈으로써 능동형 속중성자 다중도 계수 시스템으로 확장이 가

능할 것으로 기대하며, 관련 연구를 수행하고자 한다.

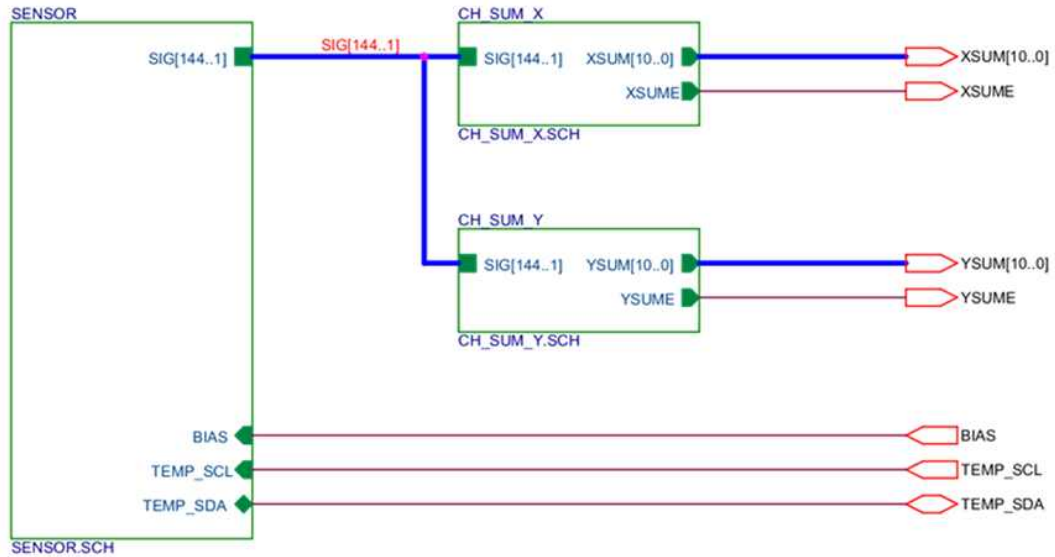


그림 25. SiPM의 제어 보드 설계 구성도

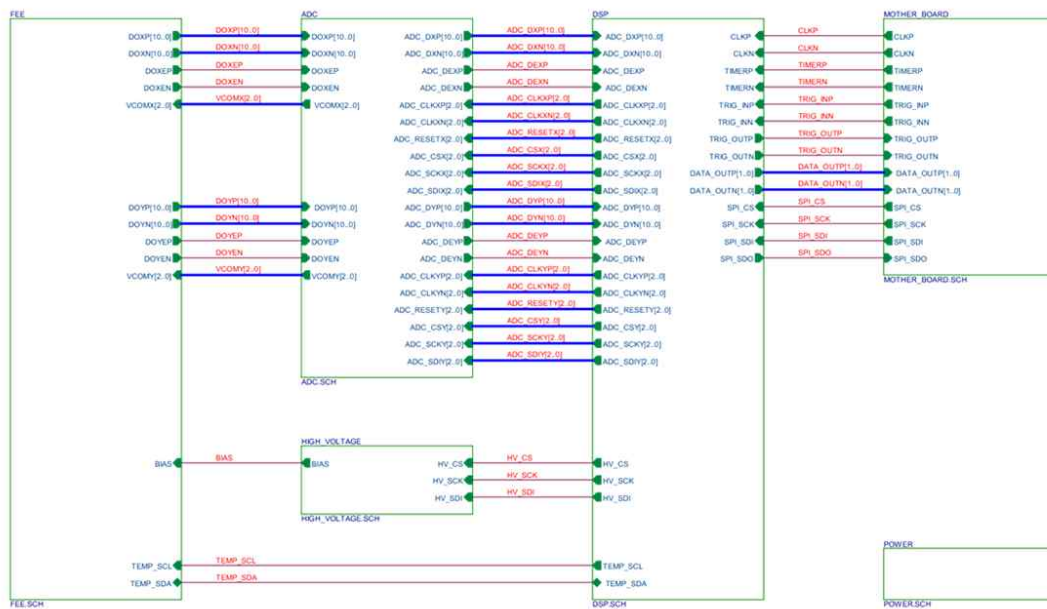


그림 26. 시스템의 신호처리에 관한 전체 설계 구성도

참고문헌

- [1] Enqvist, A. The Statistics of Emission and Detection of Neutrons and Photons from Fissile Samples for Safeguard Applications. 2008.
- [2] Dolan, J. L. Safeguarding Special Nuclear Material by Detecting Fast Neutrons in Liquid Scintillators. 2013. PhD Thesis.
- [3] Fischer, D. History of the International Atomic Energy Agency. The First Forty Years. 1997.
- [4] Carlson, J. The evolution of IAEA safeguards: Technical, political, and cultural dimensions. In: The International Atomic Energy Agency. Routledge, 2021, pp. 115-131.
- [5] Carlson, J., et al. Nuclear safeguards as an evolutionary system. The Nonproliferation Review, 1999, pp. 109-117.
- [6] Petrović, J, et al. Rapid imaging of special nuclear materials for nuclear nonproliferation and terrorism prevention. Science Advances, 2021, 7.21: eabg3032.
- [7] Zarate, R. The NPT, IAEA Safeguards and Peaceful Nuclear Energy: An Inalienable Right, But Preciely to What?. Nonproliferation Policy Education Center, 2007.
- [8] Atomowej, M. A. E. (Ed.). IAEA Safeguards Glossary: 2001 Edition. International Atomic Energy Agency, 2002.
- [9] J. E. Doyle, Nuclear Safeguards, Security, and Nonproliferation. Oxford: Butterworth-Heinemann, 2008.
- [10] Goodsell, A. V., et al. Differential Die-Away Instrument: Report on Fuel Assembly Mock-up Measurements with Neutron Generator. Los Alamos National Lab.(LANL), Los Alamos, NM (United States), 2014.
- [11] Goodsell, A. V., et al. Differential die-away instrument: Report on comparison of fuel assembly experiments and simulations. Los Alamos

- National Lab.(LANL), Los Alamos, NM (United States), 2015.
- [12] Jordan, K. A., et al. Differential die-away analysis system response modeling and detector design. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2008, 589.3, pp. 436-444.
- [13] Trelue, H., et al. Spent fuel nondestructive assay integrated characterization from active neutron, passive neutron, and passive gamma. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2021, 988, pp. 164937.
- [14] Langner, D. G., et al. Application guide to neutron multiplicity counting. Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, 1998.
- [15] McElroy, R. D. 3He Alternatives Summary Report. Oak Ridge National Laboratory, 2015.
- [16] Mukhopadhyay, S., et al. Neutron Multiplicity Measurements with 3He Alternative: Straw Neutron Detectors. Nuclear Technology, 2015, 190.1, pp. 28-35.
- [17] Ely, J. H., et al. Modeling and simulation optimization and feasibility studies for the neutron detection without helium-3 project. Pacific Northwest National Lab.(PNNL), Richland, WA (United States), 2013.
- [18] Stave, S., et al. LiF/ZnS neutron multiplicity counter. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 2015, 784, pp. 208-212.
- [19] T. Lee et al., "Development of the ACP Safeguards Neutron Counter for PWR Spent Fuel Rods", Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, Vol. 589, 2008, pp. 57-65.
- [20] Miller, E. C.. Characterization of Fissionable Material using a Time-Related Pulse-Height Technique for Liquid Scintillators. 2012. PhD Thesis.
- [21] 이태훈 외, ACP 핵물질 안전조치용 비파괴 중성자 측정장치 개발, 한국원자

력연구원, 2009

- [22] 전지혜. "중성자 및 감마선 다중도 측정을 통한 사용후핵연료 처리공정 생성물의 특성화 방법론 연구." 국내석사학위논문 세종대학교 대학원, 2019. 서울
- [23] N. Bohr and J. A. Wheeler, "The mechanism of nuclear fission," *Phys. Rev.*, vol. 56, pp. 426-450, Sep 1939.
- [24] R. D. Evans, "Chapter 11: Model of Nuclei," in *The atomic nucleus*, McGraw Hill Book Company, 1955.
- [25] Sarwar, R. Real-time investigation of temporal and spatial correlations in fast neutron assay from spontaneous and stimulated fission. Lancaster University (United Kingdom), 2019.
- [26] Knoll, G. F. *Radiation detection and measurement*. John Wiley & Sons, 2010.
- [27] Ensslin, N. et al. "6. PASSIVE NEUTRON MULTIPLICITY COUNTING." 2007
- [28] Roush, M. L., Wilson, M. A., & Hornyak, W. F. Pulse shape discrimination. *Nuclear Instruments and Methods*, 1964, 31.1, pp. 112-124.
- [29] Boo, J. et al. Pulse shape discrimination using a stilbene scintillator array coupled to a large-area SiPM array for hand-held dual particle imager applications. *Nuclear Engineering and Technology*, 2022.
- [30] Krick, M. S., & Swansen, J. E. Neutron multiplicity and multiplication measurements. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*, 1984, 219.2, pp. 384-393.
- [31] Sarwar, R., et al. An event-triggered coincidence algorithm for fast-neutron multiplicity assay corrected for cross-talk and photon breakthrough. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, 2018, 903, pp. 152-161.
- [32] Chichester, D. L., et al. MPACT fast neutron multiplicity system design concepts. Idaho National Lab.(INL), Idaho Falls, ID (United States), 2012.

- [33] Shin, T. H., et al. Neutron multiplicity counting moments for fissile mass estimation in scatter-based neutron detection systems. Nuclear Science and Engineering, 2017, 188.3, pp. 246-269.

부록 01. MCNP Input 파일 예시

```
cccc Cubic_Pu 50 g
c Cell cards
11    3 -19.7 -101  IMP:N,P,E,H=1    $Pu    밀도지정
22    1 -1.15 -102  IMP:N,P,E,H=1    $stilbene 1
33    1 -1.15 -103  IMP:N,P,E,H=1    $stilbene 2
44    1 -1.15 -104  IMP:N,P,E,H=1    $stilbene 3
55    1 -1.15 -105  IMP:N,P,E,H=1    $stilbene 4
66    1 -1.15 -106  IMP:N,P,E,H=1    $stilbene 5
77    1 -1.15 -107  IMP:N,P,E,H=1    $stilbene 6
88    2 -0.001225 101 102 103 104 105 106 107 -108 IMP:N,P,E,H=1    $air
99    0 108 IMP:N,P,E,H=0    $void
c End cell cards

c Surface cards
101    so 0.8462
102    box -2.51 5 -2.51 5.02 0 0 0 -2 0 0 0 5.02
103    box -2.51 -5 -2.51 5.02 0 0 0 2 0 0 0 5.02
104    box -2.51 -2.51 5 5.02 0 0 0 5.02 0 0 0 -2
105    box -2.51 -2.51 -5 5.02 0 0 0 5.02 0 0 0 2
106    box 5 -2.51 -2.51 -2 0 0 0 5.02 0 0 0 5.02
107    box -5 -2.51 -2.51 2 0 0 0 5.02 0 0 0 5.02
108    so 15
c End surface cards

c Data cards
MODE N
```

PHYS:N J 20 \$ implicit capture off
 PRINT 10 40 50 100 110 115 117 126 140 160
 NPS 1419013
 c POLIMI CARDS
 IPOL 3 2 2 1 J J 6 22 33 44 55 66 77
 RPOL 0.001 0.001
 FILES 21 DUMN1 13J 19 mult.dat
 c VARIANCE REDUCTION
 c SOURCE SPECIFICATION
 SDEF RAD=D1 TME=D2
 SI1 0.8462
 SI2 0 60e8
 SP2 0 1
 c MATERIAL SPECIFICATION
 c Stilbene (rho = 1.15 g/cc) * Inrad Optics
 M1 001001.80c 12.0 \$ Hydrogen,H
 006000.80c 14.0 \$ Carbon,C
 c Complete Air Model
 M2 007014.80c 0.75209 \$ N-14 (abu. = 99.63 %) Air, rho = -0.001225 g/cc
 007015.80c 0.002793 \$ N-15 (abu. =0.37 %)
 008016.80c 0.23158 \$ O-16 (abu. = 99.76 %)
 18040.80c 0.01288 \$ Ar (abu. = 99.600 %)
 006000.80c 0.000554 \$ C (naturally occurring)
 001001.80c 0.0000002 \$ H-1(abu. = 99.985 %)
 001002.80c 0.00000000003 \$ H-2(abu. = 0.015 %)
 c PLUTONIUM-240
 M3 0094240.80c 1.0 \$ Pu-240 , rho = -19.7 g/cc

부록 02. Cross-talk 보정 전 결과

^3He 검출기를 이용한 열중성자 검출을 회피하여 유기섬광체를 이용하여 속중성자 다중도 계측 시 cross-talk 효과가 발생한다는 단점이 존재한다. 이를 보정하기 위하여 전산모사 결과 파일에서 같은 셀 내 동일 핵분열 반응으로 기록된 신호를 줄여주는 과정을 진행하였다. Cross-talk 보정이 진행되지 않을 때 ^{240}Pu 시료를 큐빅 형태의 시스템에서 계측 시 유효질량 추정 결과와 상대오차는 표 12와 같다. 이를 통해 시스템을 개발하여 데이터를 처리하는 과정에서 cross-talk 보정은 필수적으로 진행되어야 하는 것을 확인하였다.

표 12. 큐빅 형태 시스템에서 cross-talk 보정 미도입하여 ^{240}Pu 시료 계측 시 유효질량 추정 결과 및 상대오차

Ground-truth mass [g]	Estimated mass [g]	Relative difference [%]
10	5.1769	48.231
30	35.2831	17.610
50	39.1939	21.612
70	74.3000	6.143
90	72.1143	19.873