

고연소 사용후핵연료 내 악티나이드 선원항  
자료의 적용성 예비평가

Preliminary Evaluation for the Application of Actinide  
Isotope Assay Data  
Evaluated from High Burnup Spent Fuels

*KAERI*  
경희대학교

한국원자력연구원

# 제 출 문

한국원자력연구원장 귀하

본 보고서를 2007년도 “고연소 사용후핵연료 내 악티나이드 선원항 자료의 적용성 예비평가” 과제의 최종보고서로 제출합니다.

2010. 05. 20.

수행기관 : 경희대학교

과제책임자 : 김명현

참여자 : 박재민  
임재용  
최근석

A large, light gray watermark of the KAERI logo is centered on the page. The logo consists of a stylized atomic symbol with three elliptical orbits and three spheres representing protons and neutrons. Below the symbol, the word "KAERI" is written in a bold, sans-serif font.

KAERI

# 요 약 문

## I. 제 목

고연소 사용후핵연료 내 악티나이드 선원항 자료의 적용성 예비평가

## II. 연구개발의 목적 및 필요성

사용 후 핵연료 내에 존재하는 TRU 핵종 즉 Pu, Minor Actinide (Np, Am, Cm) 핵종과 핵종의 존재량에 대한 정확한 예측은 폐기물의 수송 용기 및 임시저장조의 Burn up credit 평가에 매우 중요하고, 사용 후 핵연료의 처리 시 방사성폐기물 처분장의 안전성 평가와 처리비용 산정에서의 경제성 인자로 매우 중요한 역할을 한다. 그리고 미래의 순환형 핵연료 주기 연구에서 재처리 공정의 주요 변수이므로 Spent Fuel 내에 존재하는 TRU 핵종의 존재량은 정확히 판별 되어야만 한다. 이를 위해 사용 후 핵연료 내에 존재하는 악티나이드 선원항 계산 코드의 정확성 향상 및 실측치와의 정밀 비교를 통한 불확실도를 평가가 필요하다. 따라서 PWR형 사용 후 핵연료 내에 존재하는 Minor Actinide 측정 자료와 연소에 따른 핵종 함유량 예측 전산 코드 체계를 비교해야하고 저연소 및 고연소도 PWR 사용 후 핵연료 연소 특성을 평가해야만 한다. 따라서 본 보고서에서는 선행연구로서 ORIGEN 코드와 MCNP 코드에 사용되는 Cross Section을 비교 평가 하였다.

## III. 연구개발의 내용 및 범위

- 1) 연소에 따른 핵종 함유량 분석 방법론 코드 체계 비교
  - \* 널리 사용되는 ORIGEN Code와 유사한 코드를 수집하여 비교 평가함
  - \* 기존 외국의 특성 평가 자료 수집
- 2) 저연소도 PWR 사용후핵연료(SF)의 연소 특성 평가
  - \* ORIGEN 코드로 SF내 핵종량 변화 추이 및 핵종별 함유량비의 변화 추이 분석
  - \* 실측 자료와의 비교를 통해 핵종별 오차를 평가
  - \* 전체 자료를 통계 처리하여 신뢰도 및 불확실도를 평가함
- 3) 고연소도 PWR 사용후핵연료(SF)의 연소 특성 평가
  - \* 저연소도 SF과 고연소도 SF의 변화 추이를 비교
  - \* 핵종별 신뢰성을 비교 평가함
- 4) 향후 연구 방향 제시
  - \* ORIGEN 코드 및 Library의 개선 방향 제시
  - \* 실측 자료 구축시 핵종별 중요도를 비교하여 실험자료 구축 방향 제시

## IV. 연구개발결과

ORIGEN 코드에 적용되는 1-Group Cross-Section을 생성 할 때, 동일한 에너지 영역에 대해서는 Energy Collapsing에 관계없이 총 중성자속과 총 반응률은 항상 같다는 것을 확인 할 수 있었다. 따라서 MCNP 코드에서 계산하고자 하는 에너지 영역까지 Tally Card를 사용해서 계산을 수행한다면 1-Group Cross Section을 쉽게 얻을 수 있다는 것을 확인할 수 있었다. MCNP 코드를 이용하여 Fuel pin 전체의 Flux에 대한 Cross-Section을 계산하면 ORIGEN의 PWRU Library와는 10배 정도의 수치 차이가 난다. 하지만 Fuel Pellet내의 Flux를 이용한다면 ORIGEN의 Library와 비슷한 결과를 나타내는 것을 확인 할 수 있었다.

## V. 연구개발결과의 활용계획

Actinide Only Burnup Credit 적용을 외국에서는 부분적으로 시행하고 있는데 반해 국내에서는 준비 단계이다. 따라서 향후 적용시 활용할 국내 기준 설정연구에 기여할 것으로 예상된다. 그리고 재순환, 재처리, 핵변환 등의 핵연료주기 분석에 필요한 기초 계산 방법론을 구축하여 보다 신뢰성 있는 연구 결과를 기대할 수 있다. 또한 고연소도 PWR 사용후핵연료의 물성을 보다 정확히 예측으로 불확실도가 감소되면 Actinide Only Burnup Credit 적용시 많은 경제적 이득이 예상된다.

KAERI

# SUMMARY

## I. Project Title

Fuel Material Assay, Actinide, Isotope Depletion, Spent Fuel, PWR, High Burnup

## II. Objectives and Necessity of the Study

In case of transmutation fast reactor, a few percent TRU or minor actinide are loaded with fuel materials for transmutation. As a fuel composition, U-Th-MA or U-Pu-MA fuel are candidated in sodium cooled transmuter. The metal fuel fabrication validity only has been studied about this fuel material. The most important point for this evaluation is focused on the core performance change such as reactivity swing, neutron spectrum and temperature coefficient depend on the variation of minor actinide composition.

## III. Contents and Scope of the Study

- Performance Evaluation of KALIMER core for M.A. transmutation
  - Variation of M.A. isotopes content
    - + Comparison of reactivity change
    - + Analysis of Doppler coefficient at BOEC and EOEC
    - + Analysis of Void coefficient at BOEC and EOEC
  - Variation of M.A. isotopes total loading amount
    - + Comparison of reactivity change
    - + Analysis of Doppler coefficient at BOEC and EOEC
    - + Analysis of Void coefficient at BOEC and EOEC

## IV. Results of the Research and Development

The core performance were analyzed depend on the change of fuel composition in sodium cooled fast reactor. As a reference core, KALIMER core with 600 MWe thermal power was selected and a (U-Pu-MA)Zr metal alloy fuel was loaded in this core. To maintain same cycle length, plutonium content was fixed and the variation of reactivity, Doppler coefficient, and void coefficient were evaluated depend on the

change of M.A. amount.

## V. Future Application of the Study

The present results can be applied to detail design of transmutation fast reactor. All the research results which the limit of minor actinide content is determined can be basic design database to core design.



# CONTENTS

Chapter 1. Introduction .....	1
Section 1. Necessity of the Study .....	1
Section 2. Objective and Contents .....	2
Chapter 2. State-of-the-art in the Related Technology Development .....	3
Section 1. State-of-the-art for the Safety Study in the Foreign Countries .....	3
Section 2. State-of-the-art in Korea .....	4
Section 3. Level of Contribution to State-of-the-art for the International Technology Development .....	5
Chapter 3. Contents of the Research Development and the Results .....	6
Section 1. Main research contents and results of detail goals .....	6
1. Production method of Cross-Section each MCNP code and ORIGEN code .....	6
2. Description of Fuel Pin Cell by MCNP code .....	8
3. Production of 1-Group Cross-Section by using MCNP code .....	9
A. 7-Group collapsing of 0~10MeV energy field .....	10
B. 20-Group collapsing of 0~10MeV energy field .....	11
C. 11-Group collapsing of 0~10MeV energy field .....	15
D. 20-Group collapsing of 0~20MeV energy field .....	17
E. 11-Group collapsing of 0~20MeV energy field .....	19
4. Results .....	22
Section 2. Strategy of research .....	25
Chapter 4. Achievement to the Research Objectives and Its Contribution to Outsides .....	

Chapter 5. Application Plan of the Research Development Results ..... 28

Chapter 6. References ..... 29





# 목 차

제 1 장 서론 .....	1
제 1 절 연구개발의 목적 및 필요성 .....	1
제 2 절 연구개발의 목표, 내용 및 성과 계획 .....	2
제 2 장 국내외 기술개발 현황 .....	3
제 1 절 국외 기술개발 현황 .....	3
제 2 절 국내 기술개발 현황 .....	4
제 3 절 국내·외 기술개발 현황에서 차지하는 위치 .....	5
제 3 장 연구개발 수행 내용 및 결과 .....	6
제 1 절 세부연구목표별 주요연구내용 및 결과 .....	6
1. MCNP와 ORIGEN 의 Cross Section 생성 방법 .....	6
2. MCNP 코드를 이용한 Fuel Pin Cell 묘사 .....	8
3. MCNP 코드를 이용한 1-Group Cross-Section 생성 .....	9
가. 0~10MeV의 에너지 영역을 7-Group으로 Collapsing .....	10
나. 0~10MeV의 에너지 영역을 20-Group으로 Collapsing .....	11
다. 0~10MeV의 에너지 영역을 11-Group으로 Collapsing .....	15
라. 0~20MeV의 에너지 영역을 20-Group으로 Collapsing .....	17
마. 0~20MeV의 에너지 영역을 11-Group으로 Collapsing .....	19
4. 연구 결과 .....	22
제 2 절 추진 전략 .....	25
제 4 장 연구개발목표 달성도 및 대외 기여도 .....	27
제 5 장 연구개발결과의 활용계획 .....	28
제 6 장 참고문헌 .....	29

## 표 목 차

Table 3-1. Characteristic of Fuel Pin in MCNP code. ....	8
Table 3-2. Comparison between MCNP input and calculator. ....	9
Table 3-3. 7-Group, Flux at Fuel Pin. ....	10
Table 3-4. 1-Group Cross-Section in U-238 and U-235 at Fuel Pin. ....	10
Table 3-5. 1-Group Cross-Section of each energy field in U-238 and U-235. ....	11
Table 3-6. 20-Group, Flux at Fuel Pin. ....	12
Table 3-7. 1-Group Cross-Section in U-238 and U-235 at Fuel Pin. ....	13
Table 3-8. 1-Group Cross-Section of each energy field in U-238 and U-235. ....	14
Table 3-9. 11-Group, Flux at Fuel Pin. ....	15
Table 3-10. 1-Group Cross-Section in U-238 and U-235 at Fuel Pin. ....	15
Table 3-11. 1-Group Cross-Section of each energy field in U-238 and U-235. ....	16
Table 3-12. 20-Group, Flux at Fuel Pin. ....	17
Table 3-13. 1-Group Cross-Section in U-238 and U-235 at Fuel Pin. ....	18
Table 3-14. 11-Group, Flux at Fuel Pin. ....	19
Table 3-15. 1-Group Cross-Section of each nuclide(U, MA) at Fuel Pin. ....	19
Table 3-16. Comparison between MCNP code and ORIGEN code library following the (n,γ) reaction. ....	23
Table 3-17. Comparison between MCNP code and ORIGEN code library following the (n,f) reaction. ....	23
Table 3-18. Contents of main research. ....	27

## 그 립 목 차

Fig. 1-1. Research Last Goal. ....	2
Fig. 3-1. MCNP-ORIGEN Code system. ....	6
Fig. 3-2. Method of nuclide prediction by ORIGEN code. ....	7
Fig. 3-3. Fuel Pin Geometry in MCNP code. ....	8
Fig. 3-4. MCNP Input for 1-Group Cross-Section. ....	9
Fig. 3-5. Description of energy group following the energy field. ....	22
Fig. 3-6. Classification of library. ....	24
Fig. 3-7. Strategy of research. ....	26



# 제 1 장 서 론

## 제 1 절 연구개발의 목적 및 필요성

사용 후 핵연료 내에 존재하는 TRU 핵종 즉 Pu, Minor Actinide (Np, Am, Cm) 핵종과 핵종의 존재량에 대한 정확한 예측은 폐기물의 수송 용기 및 임시저장조의 Burn up credit 평가에 매우 중요하고, 사용 후 핵연료의 처리 시 방사성폐기물 처분장의 안전성 평가와 처리비용 산정에서의 경제성 인자로 매우 중요한 역할을 한다. 그리고 미래의 순환형 핵연료 주기 연구에서 재처리 공정의 주요 변수이므로 Spent Fuel 내에 존재하는 TRU 핵종의 존재량은 정확히 판별 되어야만 한다.

PWR의 사용 후 핵연료 내 핵종 예측을 위해서는 사용 후 핵연료 구성 물질을 정량화하는 계산이나 실험이 필요하다. 실험을 통하여 Spent Fuel Actinide(SFA)를 추정하는 것은 많은 예산과 시간을 투자해야 하므로 불가능에 가까운 일이다. 따라서 좀 더 쉽고 정확하게 사용 후 핵연료 내 핵종을 예측하기 위해 Computer code 를 이용하여 계산하는 방법이 필요하다.

사용 후 핵연료의 정량화 계산에 사용할 수 있는 코드로 ORIGEN 코드가 대표적이다. ORIGEN 코드는 연소 주기 동안 핵종별로 질량을 쉽게 계산할 수 있는 코드로 사용 후 핵연료의 핵종 예측에 많이 쓰이고 있는 코드이다. 그러나 ORIGEN 코드를 이용하여 정확한 핵종량을 예측하는 문제에 있어서는 많은 문제점이 있다. ORIGEN 코드에서는 원자로 형태별로 다른 라이브러리를 사용하는 데, 이 때 사용되는 Built-Up Library는 실제 Cross Section의 에너지를 1-Group으로 가정하고 Geometry를 묘사하지 않기 때문에 실제 원자로의 모형을 고려할 수 없는 한계를 가진다. 따라서 원자로 형태별로 계산되는 핵종의 양은 오차가 발생한다. 그리고 본 연구에서 수행될 고연소도 핵연료에 대한 검증이 부족한 상태이다.

따라서 핵종 별로 정확한 Cross Section 계산을 위해서는 다른 컴퓨터 코드를 이용하여 정확한 Cross Section을 계산한 후 ORIGEN 코드의 라이브러리를 수정하는 작업이 필요하다. 본 연구에서는 MCNP 코드를 이용하여 Cross Section의 오차를 줄이기 위한 선행연구로서 ORIGEN 코드와 MCNP 코드에 사용되는 Cross Section을 비교 평가 하였다.

## 제 2 절 연구개발의 목표, 내용 및 성과계획

본 연구의 최종 목표는 사용 후 핵연료 내에 존재하는 악티나이드 선원항 계산 코드의 정확성 향상 및 실측치와의 정밀 비교를 통한 불확실도를 평가하는 것이다. 이 목표를 위해 고연소도 PWR형 사용 후 핵연료 내에 존재하는 Minor Actinide 측정 자료와 연소에 따른 핵종 함유량 예측 전산 코드 체계를 비교해야하고 저연소 및 고연소도 PWR 사용 후 핵연료 연소 특성을 평가해야만 한다. 따라서 본 보고서에서는 선행연구로서 ORIGEN 코드와 MCNP 코드에 사용되는 Cross Section을 비교 평가 하였다. 다음 그림 1-1은 연구 최종 목표를 도식화한 그림이다.

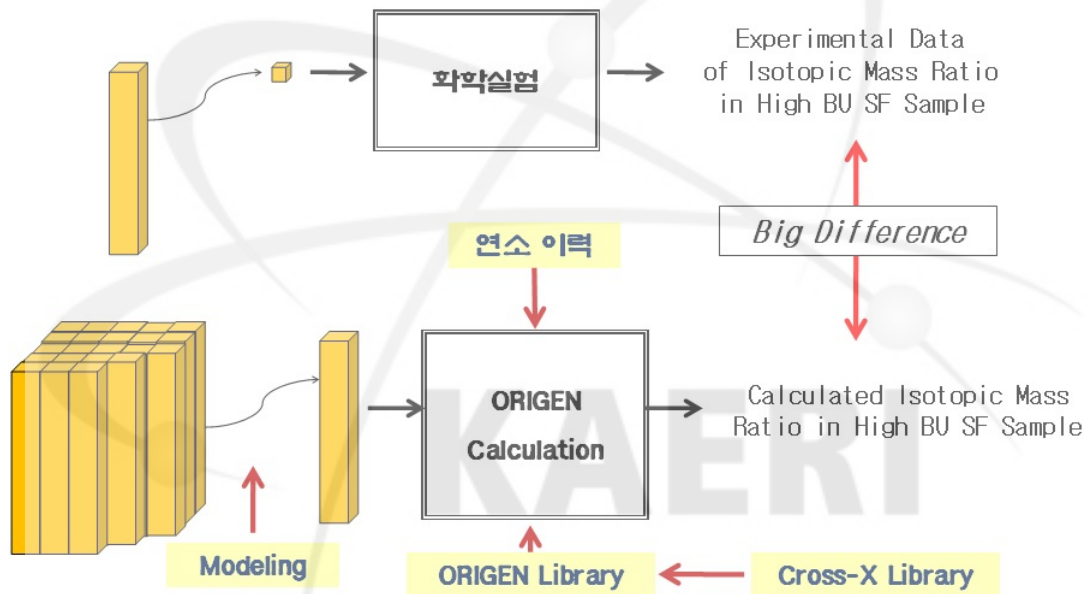


Fig. 1-1. Research Last Goal.

## 제 2 장 국내외 기술개발 현황

### 제 1 절 국외 기술개발 현황

고속로 설계 분야는 미국, 프랑스, 일본, 러시아가 선도적인 역할을 하고 있으며, 각기 자국의 고유 기술을 발전시켜 왔다. 미국의 IFR(ANL)-PRISM(GE)은 실용화 전 단계까지 발전했으나, 안전성과 핵확산 저항성에 대한 회의로 현재 개발이 중단되어 있다. 프랑스는 대형 SuperPhenix(CEA)를 중심으로 상당한 실증 운전 자료를 확보하여 실제적인 리더의 역할을 하고 있다. 그러나 경제성과 안전성에 대한 논란으로 운전을 중단하고, 지금은 핵심 사안 연구에 머물고 있다. 일본은 Monju(JNC-JAERI)의 소듐 누출사고 이후 개발이 중단되었으나, 10대 기간산업으로 고속로 프로그램을 선정하고 국가적으로 야심찬 연구를 계속하고 있다.

단편적으로 이루어지던 여러 신형 고속로 연구는 2000년 GIF 결성이후 미국을 중심으로 프랑스, 일본, 스위스, 영국, 캐나다, 남아공, 아르헨티나, 브라질, 한국, EU의 11개국이 현재 참여 중인데, 현재 6개 후보 노형을 놓고 아직 국제적인 합의가 이루어지지 않고 있다.

먼저 SFR (Sodium Fast Reactor) 분야는 프랑스가 기술 우위를 지키기 위해 기술 협력에 회의를 갖고 있으나, 미국과 일본이 모두 관심을 보여 한국도 같이 협력을 도모하고 있다. 그러나 SFR의 경우 자원 활용성과 안전성이 강조되어 핵변환에의 응용에는 소극적이다. 핵변환에 관한 연구는 유럽과 일본이 오랫동안 연구하여 왔으며 상당한 기술 축적이 되어 있다. 단 핵확산 저항성이 새로운 주요 설계 목표가 되면서 각국이 더 연구를 계속하여야 하는 상황이 되어 있다.

LFR (Lead Cooled Fast Reactor) 분야는 러시아가 오랜 경험을 갖고 있으나, 서방 세계에서는 낯선 개념이라 국가적인 지지는 받지 못하고 있다. 다만 기술적인 장점이 많아 대학(UC Berkeley, Tokyo공대)과 연구소(ANL)에서 소형 원자로로서 관심을 갖고 있다. 잠수함용으로 개발된 원자로를 상용화하는 단계라서 기본 기술의 개발이 아직 많이 필요하다.

GFR(Gas Cooled Fast Reactor)는 유럽과 미국의 대학(MIT)들이 관심을 갖고 추진 중인데 핵연료의 타당성이 아직 검증이 되지 않아 핵변환에의 응용은 거의 되지 않았다. 현재 개념설계와 검증에 집중하고 있다. 단 가능성이 비교적 높은 고속로라고 볼 수 있다.

MSR(Molten Salt Reactor)는 고속로로서 핵변환에 초점을 둔 원자로이지만 기술적인 난제가 워낙 많아 대부분 국가들에서 큰 관심을 끌지 못하고 있다.

SCWR(Super Critical Water Cooled Reactor)는 고속로와 열중성자로의 2개 개념이 가능한데, 일본의 동경대학교 이외에는 적극성을 보이고 있는 곳이 많지 않다. 이 원자로는 기술적인 장점과 경제성, 설계 자유성이 높은 반면 아직 재료적 한계성을 보이기 때문에 기술적 실증에 집중하고 있다. 현재는 핵변환에의 관심이 적은 편이다. VHTR(Very High Temperature Gas Cooled Reactor)는 열중성자로서 많은 주목을 받고 있지만 수소 생산이 목적이고 핵변환과 핵주기 경제성은 관심을 두지 않는 원자로이다.

이상의 주요 연구 활동에는 러시아와 독일, 네덜란드, 인도 등의 특이한 원자로 개념은 소개하지 않았다. 전 세계적으로 보면 고속로를 이용한 재처리 및 재순환 핵연료 주기에 관심을 두고 상당한 연구를 진행하고 있으나, 핵변환에 대한 공감대와 핵확산 저항성에 대한 정량화 문제는 해결되지 않고 있다.

## 제 2 절 국내 기술개발 현황

현재 한국은 상기 원자로 개념 대부분에 관심을 갖고 한국원자력연구소에서 I-NERI Project, 원자력중장기 사업, 원자력 수소사업 등을 통해 여러 팀이 연구를 진행 중이다. 그러나 정작 중요한 핵연료 주기는 정치적 부담 때문에 매우 한정적인 연구만을 수행하고 있다. 핵연료 주기와 관련한 핵확산 저항성 평가는 이런 이유로 매우 중요한 선결 연구과제이다.

고속로인 KALIMER를 이용한 핵변환 연구는 SFR와 LFR 양 원자로에 대해 한도희 박사팀과 김용희 박사팀이 상당부분 수행하였다. 양성자 가속기 구동 미임계 원자로, HYPER를 이용한 핵변환 연구는 초기에 활발히 진행되다 현재는 미진한 상태에 머물러 있다. 이 연구에서는 핵변환의 가능성과 최적 설계안이 제시되었는데, 단지 핵확산저항성 측면의 핵연료 주기 설계가 부족하였다.

LFR 개념을 이용한 PEACER 원자로 개념은 서울대학교 NUTRECK 연구팀에 의해 현재 연구가 진행 중이다. 이 연구는 초기 연구로서 탐색적인 타당성 연구에 초점을 두고 있다. 본 위탁과제 책임자는 이 연구센터의 연구원으로 참여하고 있으며, 연구 참여가 중단되는 2006년 하반기부터 본 위탁과제에 주력하여 연구를 지속할 계획을 갖고 있다.

아주대학교 오세기 교수팀은 MSR 개념을 이용한 AMBIDEXTER 원자로를 지난 수년간 지속적으로 수행하여 개념설계를 완성하였다. 이 원자로의 핵변환의 성능이 우수한 원자로 개념이지만 아직 정밀한 성능 평가가 완료되지 않은 상태이다. 더 연구가 지속되어야 할 것이다.

### 제 3 절 국내·외 기술개발 현황에서 차지하는 위치

현 기술상태 수준은 설계 및 해석부분에서는 외국과 동등하나 기술 투자의 역사성이 짧고 경험과 그에 따른 Database가 취약하다. 전체적으로 선진국 대비 50% - 70% 수준이라고 평가할 수 있다.





## 제 3 장 연구개발 수행 내용 및 결과

### 제 1 절 세부연구목표별 주요연구내용 및 결과

고연소도 사용 후 핵연료(40~60 GWD/MTU) 핵종에 대해 예측하기 위해서는 노심 전체에 대한 MCNP-ORIGEN 코드 계산이 필요하다. 다음 그림 3-1은 MCNP-ORIGEN 전산체계에 대하여 도식화한 것이다.

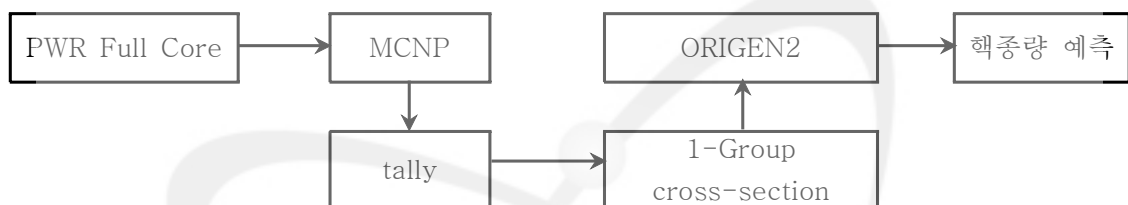


Fig. 3-1. MCNP-ORIGEN Code system.

정확한 핵종 예측하는 방법을 선정하기 전에 Fuel Pin에 대해 검증을 한 후 Core 전체에 대하여 핵종 예측 검증 계산을 하고자 하였다.

#### 1. MCNP와 ORIGEN의 Cross Section 생성 방법

MCNP 코드의 경우 Fuel Pin Cell에 대하여 묘사한 후, 계산결과로 생성된 Flux 분포 값을 Fuel Pin 전체에 대해 평균하고 에너지 전체에 대해 평균하여 각 핵종별로 1-Group Cross Section을 생성하였다. 그리고 ORIGEN 코드의 경우 Geometry는 고려하지 않은 채 Fission과 Decay에 의해 생성되고 없어지는 핵종을 예측하여 Cross Section을 생성하였다. 다음 그림 3-2는 ORIGEN 코드를 통한 핵종 예측 방법을 도식화한 것이다.

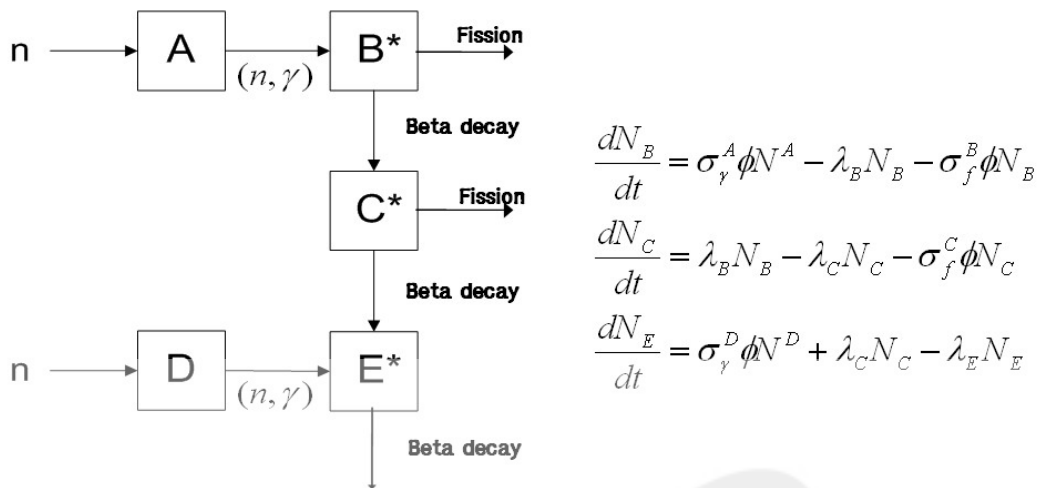


Fig. 3-2. Method of nuclide prediction by ORIGEN code.

MCNP 코드는 ORIGEN에서 고려하지 못하는 Geometry 특성에 따라 달라지는 Flux Spectrum을 구할 수 있고 다음 식 3-1에 의해 Cross Section을 구할 수 있다.

$$\bar{\Sigma} = \frac{\iint \Sigma(E) \Phi(E) dE dV}{\iint \Phi(E) dE dV}$$

$$= \frac{\sum_1 \Phi_1 + \sum_2 \Phi_2 + \sum_3 \Phi_3 \dots}{\Phi_1 + \Phi_2 + \Phi_3 \dots} \quad (\text{식 3-1})$$

여기서,  $\Sigma_i$  = reaction rate at i Energy

$\Phi_i$  = flux at i Energy

ORIGEN 코드에서는 다음 식 3-2에 의해 Cross Section을 구할 수 있다.

$$\bar{\sigma}_\gamma^D \equiv \frac{\int_0^\infty dE \sigma_\gamma^D(E) \phi(E)}{\int_0^\infty dE \phi(E)} = \frac{\sum_{g=1}^G \sigma_{\gamma,g} \phi_g}{\sum_{g=1}^G \phi_g} \quad (\text{식 3-2})$$

## 2. MCNP 코드를 이용한 Fuel Pin Cell 묘사

MCNP 코드를 이용하여 울진 3,4호기의 Fuel Pin을 묘사하였다. Fuel Pin에 사용된 핵연료로 Fresh Fuel을 가정하여 계산을 수행하였다. 다음 표 3-1에서는 MCNP 코드에 사용된 Fuel Pin 정보를 나타내고, 그림 3-3에서는 MCNP 코드에 사용된 Fuel Pin Geometry를 묘사하였다.

Table 3-1. Characteristic of Fuel Pin in MCNP code.

Fuel Pin Composition			
- UO <sub>2</sub> density	10.96g/cm <sup>3</sup>		
- Enrichment	5 w/o		
- Gap	O <sub>2</sub>		
- Cladding	Zr		
Geometry			
- rf	0.413cm	(Radius of fuel)	
- rci	0.4215cm	(Radius of cladding inside)	
- rco	0.485cm	(Radius of cladding outside)	울진 3,4호기
- rco	1.28524cm	(1/2 pitch = 0.64262)	
- Height	400cm		

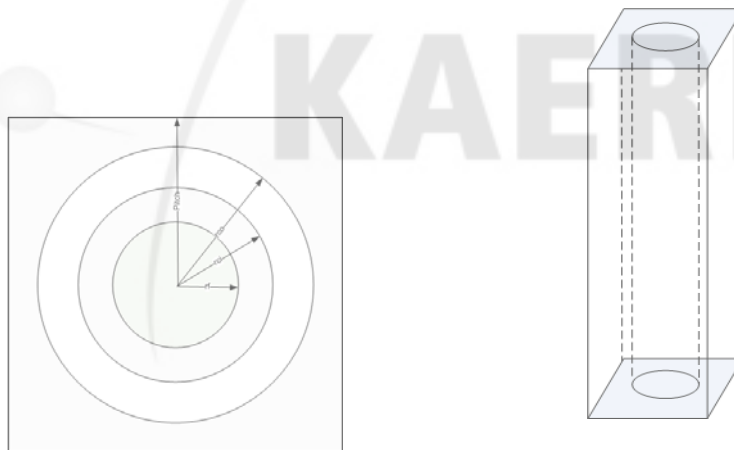


Fig. 3-3. Fuel Pin Geometry in MCNP code.

그림 3-4에서는 1-Group Cross Section을 생성하기 위한 MCNP 코드 input문을 묘사한 것이다.

```

1 MCNP 1st. exercise
2 c cylinder problem
3 1 1 -10.96 -1 8 -9 IMP:n=1 $FUEL
4 2 -0.02 1 -2 8 -9 IMP:n=1 $GAP
5 3 -4.0 2 -3 8 -9 IMP:n=1 $CLAD
6 4 -1.0 3 4 -5 6 -7 8 -9 IMP:n=1 $WATER
7 5 0 -4:5:-6:7:-8:9 IMP:n=0 $VACUUM
8
9 1 CZ 0.4130 $FUEL Radius
10 2 CZ 0.4215 $GAP
11 3 CZ 0.4850 $CLADDING
12 4 PX -0.64262 $1/2 PITCH ON X AXIS
13 5 PX 0.64262 $1/2 PITCH ON X AXIS
14 6 PY -0.64262 $1/2 PITCH ON Y AXIS
15 7 PY 0.64262 $1/2 PITCH ON Y AXIS
16 8 PZ 0.0 $1/2 PITCH ON Z AXIS
17 9 PZ 400.0 $1/2 PITCH ON Z AXIS
18
19 KCODE 5000 1.0 50 150
20 KSRG 0.0 0.0 200.0
21 m1 92235.50C 0.05
22 92238.50C 0.95
23 8016.50C 2.0
24 m2 8016.50C 1.0
25 m3 40000.60C 1.0
26 m4 8016.50C 1
27 1001.50C 2
28 m11 92235.50C 1.0
29 m12 92238.50C 1.0
30 m13 8016.50C 1.0
31 c
32 f124:n (1)
33 fc124 MonteBurns Energy Spectrum Tallies
34 sd124 2.143433269E+02
35 e124 20.0
36 c
37 f524:n (1)
38 fc524 MonteBurns Cross Section Tallies
39 sd524 2.143433269E+02
40 fm524 (1)
41 (1 11 (102) (16) (17) (-6)) $(n,r) (n,2n) (n,3n) (total fission XS)
42 (1 12 (102) (16) (17) (-6))
43 (1 13 (102) (16) (17) (-6))

```

Fig. 3-4. MCNP Input for 1-Group Cross Section.

MCNP 코드에 사용된 Input문의 오류를 확인하기 위하여 MCNP에서 계산한 Geometry 정보와 Calculator를 이용한 계산한 값들을 비교하였다. 다음 표 3-2에서 MCNP input과 Calculator의 비교하였다.

Table 3-2. Comparison between MCNP input and calculator.

	Volume		Mass		Atomdensity	
	MCNP	Calculator	MCNP	Calculator	MCNP	Calculator
Fuel	214.343	214.343327	234.920	2.34920286	7.34E-02	7.34E-02
gab	8.91364	8.91364097	0.178273	0.17827282		
cladding	72.3355	72.335485	289.342	289.34194		

MCNP Input문과 Calculator 계산 비교 결과 오차가 없는 것으로 확인할 수 있었다.

### 3. MCNP 코드를 이용한 1-Group Cross-Section 생성

앞에서 소개된 MCNP Fuel Pin Cell Geometry 모델을 이용하여 핵연료 조성을 3.21 w/o의 Fresh Fuel을 가정하여 MCNP 코드 계산을 수행하였다. 에너지 영역은 0~10Mev와 0~20Mev 두 가지 영역에 대한 계산을 수행하였으며, 각 영역의 에너지

지를 다시 임의로 나누어 각 에너지에 대한 반응율과 Flux값을 이용하여 1-Group Cross Section을 구하였다. 이때 적용된 Flux는 Fuel Pin 전체 영역을 고려한 Flux와 핵연료가 장전되어 유일하게 핵분열이 일어나는 Fuel Pellet내의 Flux로 나누어 계산하였다.

가. 0~10MeV의 에너지 영역을 7-Group으로 Collapsing

먼저 0~10MeV의 에너지 영역을 7-Group으로 Energy Collapsing하여 계산을 수행하였다. 표 3-3에서는 핵연료 전체 Flux를 나타내었고 표 3-4에서는 우라늄의 1-Group Cross-Section을 나타내었다.

Table 3-3. 7-Group, Flux at Fuel Pin.

Flux					
Energy	Pellet	Gap	Cladding	Coolant	
5.80000E-08	1.27204E+00	1.43349E+00	4.42750E+00	6.50485E+00	
1.80000E-07	1.14630E+00	1.20932E+00	3.69106E+00	5.15099E+00	
7.80000E-07	7.75147E-01	7.95585E-01	2.41165E+00	3.28282E+00	
1.07100E-06	1.68045E-01	1.70149E-01	5.14902E-01	6.91776E-01	
4.00000E-06	7.11236E-01	7.19078E-01	2.15898E+00	2.90034E+00	
9.11800E-06	3.84408E-01	4.13884E-01	1.25928E+00	1.74739E+00	
1.00000E+01	1.70948E+01	1.68823E+01	5.03279E+01	6.60724E+01	Total flux
Total	2.15520E+01	2.16238E+01	6.47912E+01	8.63506E+01	1.94318E+02

Table 3-4. 1-Group Cross-Section in U-238 and U-235 at Fuel Pin.

U-238				
Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
5.80000E-08	3.44456E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.49230E-05
1.80000E-07	1.64813E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.10613E-06
7.80000E-07	5.96210E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.51602E-06
1.07100E-06	8.93938E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	3.60373E-07
4.00000E-06	3.63272E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.21943E-06
9.11800E-06	3.43969E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.85537E-06
1.00000E+01	1.01550E+01	8.87662E-02	0.00000E+00	2.21397E+00
Total	1.97363E+01	8.87662E-02	0.00000E+00	2.21400E+00
1-Group XS	1.01567E-01	4.56810E-04	0.00000E+00	1.13937E-02

U-235				
Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
5.80000E-08	1.25975E+02	0.00000E+00	0.00000E+00	7.35943E+02
1.80000E-07	5.09903E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.09417E+02
7.80000E-07	1.82167E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.00571E+02
1.07100E-06	1.50431E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.03906E+01
4.00000E-06	7.39746E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.85295E+01
9.11800E-06	9.98529E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.40787E+01
1.00000E+01	4.89763E+01	7.59921E-02	0.00000E+00	1.04488E+02
Total	2.63046E+02	7.59921E-02	0.00000E+00	1.29342E+03
1-Group XS	1.35369E+00	3.91072E-04	0.00000E+00	6.65622E+00

Fuel Pin 전체를 고려했을 때와 핵분열이 발생하는 영역 즉 Fuel pellet에서만의 Flux를 고려했을 때를 비교하기 위해 다음 표 3-5에서 에너지 영역별 Fuel pellet 내의 Flux와 1-Group Cross-Section을 정리하였다.

Table 3-5. 1-Group Cross-Section of each energy field in U-238 and U-235

U-235					
Energy	Flux	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
5.80000E-08	1.27204E+00	1.25975E+02	0.00000E+00	0.00000E+00	7.35943E+02
1.80000E-07	1.14630E+00	5.09903E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.09417E+02
7.80000E-07	7.75147E-01	1.82167E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.00571E+02
1.07100E-06	1.68045E-01	1.50431E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.03906E+01
4.00000E-06	7.11236E-01	7.39746E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.85295E+01
9.11800E-06	3.84408E-01	9.98529E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.40787E+01
1.00000E+01	1.70948E+01	4.89763E+01	7.59921E-02	0.00000E+00	1.04488E+02
Total	2.15520E+01	2.63046E+02	7.59921E-02	0.00000E+00	1.29342E+03
	1-Group XS	1.22052E+01	3.52599E-03	0.00000E+00	6.00139E+01

U-238					
Energy	Flux	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
5.80000E-08	1.27204E+00	3.44456E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.49230E-05
1.80000E-07	1.14630E+00	1.64813E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.10613E-06
7.80000E-07	7.75147E-01	5.96210E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.51602E-06
1.07100E-06	1.68045E-01	8.93938E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	3.60373E-07
4.00000E-06	7.11236E-01	3.63272E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.21943E-06
9.11800E-06	3.84408E-01	3.43969E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.85537E-06
1.00000E+01	1.70948E+01	1.01550E+01	8.87662E-02	0.00000E+00	2.21397E+00
Total	2.15520E+01	1.97363E+01	8.87662E-02	0.00000E+00	2.21400E+00
	1-Group XS	9.15753E-01	4.11870E-03	0.00000E+00	1.02728E-01

나. 0~10MeV의 에너지 영역을 20-Group으로 Collapsing

Group collapsing에 따른 1-Group Cross-Section의 차이를 비교하기 위하여 0~10MeV의 에너지 영역을 20-Group으로 Energy Collapsing하여 계산을 수행하였다. 표 3-6에서는 핵연료 전체 Flux를 나타내었고 표 3-7에서는 우라늄의 1-Group Cross-Section을 나타내었다.

Table 3-6. 20-Group, Flux at Fuel Pin.

Flux				
Energy	Pellet	Gap	Cladding	Coolant
1.00000E-08	8.13036E-02	1.05529E-01	3.33265E-01	5.39943E-01
1.00000E-07	1.85411E+00	2.03312E+00	6.25042E+00	8.99092E+00
3.00000E-07	7.57783E-01	7.89139E-01	2.40479E+00	3.32269E+00
1.00000E-06	6.32749E-01	6.44255E-01	1.94662E+00	2.62982E+00
2.00000E-06	3.70564E-01	3.76221E-01	1.12878E+00	1.51820E+00
3.00000E-06	2.21089E-01	2.22719E-01	6.71723E-01	8.97860E-01
4.00000E-06	1.55171E-01	1.56644E-01	4.68498E-01	6.31337E-01
5.00000E-06	1.20014E-01	1.22742E-01	3.66433E-01	4.91363E-01
6.00000E-06	9.20926E-02	9.49518E-02	2.85999E-01	3.91134E-01
9.00000E-06	1.65054E-01	1.88667E-01	5.84056E-01	8.34934E-01
1.00000E-05	6.03931E-02	6.16473E-02	1.83943E-01	2.47445E-01
1.10000E-05	5.57023E-02	5.67538E-02	1.72307E-01	2.28571E-01
1.90000E-05	3.12837E-01	3.17830E-01	9.58123E-01	1.29243E+00
2.00000E-05	2.34289E-02	2.50699E-02	7.78119E-02	1.10462E-01
2.10000E-05	1.24674E-02	1.95693E-02	6.22212E-02	9.45923E-02
3.00000E-05	2.02585E-01	2.09208E-01	6.32595E-01	8.65187E-01
4.00000E-05	1.47635E-01	1.60595E-01	4.90669E-01	6.81543E-01
5.00000E-05	1.40925E-01	1.41900E-01	4.28280E-01	5.74948E-01
2.00000E-03	2.43911E+00	2.48977E+00	7.48711E+00	1.00807E+01
1.00000E+01	1.37069E+01	1.34074E+01	3.98576E+01	5.19265E+01
Total	2.15520E+01	2.16238E+01	6.47912E+01	8.63506E+01



KAERI

Table 3-7. 1-Group Cross-Section in U-238 and U-235 at Fuel Pin.

**U-235**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
1.00000E-08	1.91856E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.03096E+02
1.00000E-07	1.39892E+02	0.00000E+00	0.00000E+00	8.37117E+02
3.00000E-07	2.86823E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.56085E+02
1.00000E-06	8.39478E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	5.72066E+01
2.00000E-06	3.93608E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.38339E+01
3.00000E-06	1.77807E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	2.87244E+00
4.00000E-06	2.21530E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	4.64119E+00
5.00000E-06	2.54342E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	6.68713E-01
6.00000E-06	3.42345E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.20596E+00
9.00000E-06	6.91040E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.14685E+01
1.00000E-05	1.07512E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	3.34071E+00
1.10000E-05	3.70941E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.03038E+00
1.90000E-05	1.16251E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.20671E+01
2.00000E-05	2.32158E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	3.97735E+00
2.10000E-05	1.46303E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.76448E-01
3.00000E-05	3.46508E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.16499E+00
4.00000E-05	5.30785E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	8.30873E+00
5.00000E-05	2.70163E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	4.65511E+00
2.00000E-03	1.75247E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	4.22860E+01
1.00000E+01	4.62715E+00	7.59921E-02	0.00000E+00	2.21170E+01
Total	2.63046E+02	7.59921E-02	0.00000E+00	1.29342E+03
1-Group XS	1.35369E+00	3.91072E-04	0.00000E+00	6.65622E+00

**U-238**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
1.00000E-08	4.60549E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.99833E-06
1.00000E-07	4.04103E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.74886E-05
3.00000E-07	8.48277E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.64004E-06
1.00000E-06	4.10240E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.70601E-06
2.00000E-06	1.77977E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	6.79201E-07
3.00000E-06	1.07492E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.55738E-07
4.00000E-06	9.60043E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	2.57029E-07
5.00000E-06	1.40292E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.41549E-07
6.00000E-06	3.11773E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.41753E-07
9.00000E-06	2.98273E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.26986E-06
1.00000E-05	3.29643E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	2.14704E-08
1.10000E-05	5.72456E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	2.60439E-08
1.90000E-05	1.73178E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	4.75320E-07
2.00000E-05	1.34792E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.18765E-07
2.10000E-05	9.18619E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.22101E-06
3.00000E-05	7.01574E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.49682E-06
4.00000E-05	1.38616E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	6.49753E-07
5.00000E-05	5.54467E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	1.45741E-08
2.00000E-03	4.01839E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.65584E-04
1.00000E+01	2.68156E+00	8.87662E-02	0.00000E+00	2.21320E+00
Total	1.97363E+01	8.87662E-02	0.00000E+00	2.21400E+00
1-Group XS	1.01567E-01	4.56810E-04	0.00000E+00	1.13937E-02



20-Group의 Fuel Pin 전체를 고려했을 때와 핵분열이 발생하는 영역 즉 Fuel pellet에서만의 Flux를 고려했을 때를 비교하기 위해 다음 표 3-8에서 에너지 영역 별 Fuel pellet내의 Flux와 1-Group Cross-Section을 정리하였다.

Table 3-8. 1-Group Cross-Section of each energy field in U-238 and U-235.

**U-235**

Energy	cell1 Flux	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
1.00000E-08	8.13036E-02	1.91856E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.03096E+02
1.00000E-07	1.85411E+00	1.39892E+02	0.00000E+00	0.00000E+00	8.37117E+02
3.00000E-07	7.57783E-01	2.86823E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.56085E+02
1.00000E-06	6.32749E-01	8.39478E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	5.72066E+01
2.00000E-06	3.70564E-01	3.93608E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.38339E+01
3.00000E-06	2.21089E-01	1.77807E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	2.87244E+00
4.00000E-06	1.55171E-01	2.21530E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	4.64119E+00
5.00000E-06	1.20014E-01	2.54342E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	6.68713E-01
6.00000E-06	9.20926E-02	3.42345E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.20596E+00
9.00000E-06	1.65054E-01	6.91040E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.14685E+01
1.00000E-05	6.03931E-02	1.07512E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	3.34071E+00
1.10000E-05	5.57023E-02	3.70941E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.03038E+00
1.90000E-05	3.12837E-01	1.16251E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.20671E+01
2.00000E-05	2.34289E-02	2.32158E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	3.97735E+00
2.10000E-05	1.24674E-02	1.46303E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.76448E-01
3.00000E-05	2.02585E-01	3.46508E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.16499E+00
4.00000E-05	1.47635E-01	5.30785E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	8.30873E+00
5.00000E-05	1.40925E-01	2.70163E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	4.65511E+00
2.00000E-03	2.43911E+00	1.75247E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	4.22860E+01
1.00000E+01	1.37069E+01	4.62715E+00	7.59921E-02	0.00000E+00	2.21170E+01
Total	2.15520E+01	2.63046E+02	7.59921E-02	0.00000E+00	1.29342E+03
1-Group XS		1.22052E+01	3.52599E-03	0.00000E+00	6.00139E+01

**U-238**

Energy	cell1	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
1.00000E-08	8.13036E-02	4.60549E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.99833E-06
1.00000E-07	1.85411E+00	4.04103E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.74886E-05
3.00000E-07	7.57783E-01	8.48277E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.64004E-06
1.00000E-06	6.32749E-01	4.10240E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.70601E-06
2.00000E-06	3.70564E-01	1.77977E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	6.79201E-07
3.00000E-06	2.21089E-01	1.07492E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.55738E-07
4.00000E-06	1.55171E-01	9.60043E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	2.57029E-07
5.00000E-06	1.20014E-01	1.40292E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.41549E-07
6.00000E-06	9.20926E-02	3.11773E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.41753E-07
9.00000E-06	1.65054E-01	2.98273E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.26986E-06
1.00000E-05	6.03931E-02	3.29643E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	2.14704E-08
1.10000E-05	5.57023E-02	5.72456E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	2.60439E-08
1.90000E-05	3.12837E-01	1.73178E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	4.75320E-07
2.00000E-05	2.34289E-02	1.34792E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.18765E-07
2.10000E-05	1.24674E-02	9.18619E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.22101E-06
3.00000E-05	2.02585E-01	7.01574E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.49682E-06
4.00000E-05	1.47635E-01	1.38616E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	6.49753E-07
5.00000E-05	1.40925E-01	5.54467E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	1.45741E-08
2.00000E-03	2.43911E+00	4.01839E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.65584E-04
1.00000E+01	1.37069E+01	2.68156E+00	8.87662E-02	0.00000E+00	2.21320E+00
Total	2.15520E+01	1.97363E+01	8.87662E-02	0.00000E+00	2.21400E+00
1-Group XS		9.15753E-01	4.11870E-03	0.00000E+00	1.02728E-01

다. 0~10MeV의 에너지 영역을 11-Group으로 Collapsing

Group collapsing에 따른 1-Group Cross-Section의 차이를 비교하기 위하여 0~10MeV의 에너지 영역을 11-Group으로 Energy Collapsing하여 계산을 수행하였다. 표 3-9에서는 핵연료 전체 Flux를 나타내었고 표 3-10에서는 우라늄의 1-Group Cross-Section을 나타내었다.

Table 3-9. 11-Group, Flux at Fuel Pin.

Flux					
Energy	Pellet	Gap	Cladding	Coolant	
1.00000E-09	5.33867E-04	1.12404E-03	3.65490E-03	7.24507E-03	
1.00000E-08	8.07698E-02	1.04405E-01	3.29610E-01	5.32698E-01	
1.00000E-07	1.85411E+00	2.03312E+00	6.25042E+00	8.99092E+00	
1.00000E-06	1.39053E+00	1.43339E+00	4.35141E+00	5.95251E+00	
1.00000E-05	1.18438E+00	1.22359E+00	3.68943E+00	5.01228E+00	
1.00000E-04	1.32266E+00	1.36923E+00	4.14636E+00	5.63164E+00	
1.00000E-03	1.52501E+00	1.55864E+00	4.68144E+00	6.31032E+00	
1.00000E-02	1.67060E+00	1.68760E+00	5.07459E+00	6.78862E+00	
1.00000E-01	2.12500E+00	2.11927E+00	6.35899E+00	8.45720E+00	
1.00000E+00	5.16696E+00	5.03504E+00	1.49538E+01	1.93812E+01	
2.00000E+01	5.24213E+00	5.06887E+00	1.49825E+01	1.93264E+01	
Total	2.15627E+01	2.16343E+01	6.48222E+01	8.63911E+01	1.94410E+02

Table 3-10. 1-Group Cross-Section in U-238 and U-235 at Fuel Pin.

U-235				
	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
1.00000E-09	3.99935E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.11005E+00
1.00000E-08	1.87857E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.00986E+02
1.00000E-07	1.39892E+02	0.00000E+00	0.00000E+00	8.37117E+02
1.00000E-06	3.70770E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.13291E+02
1.00000E-05	1.88007E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.80314E+01
1.00000E-04	3.19390E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	5.19227E+01
1.00000E-03	9.90448E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	2.42756E+01
1.00000E-02	3.48105E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	8.55731E+00
1.00000E-01	1.42276E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	4.41560E+00
1.00000E+00	1.06425E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	6.34025E+00
2.00000E+01	2.78778E-01	8.43246E-02	6.37501E-05	6.39063E+00
Total	2.63046E+02	8.43246E-02	6.37501E-05	1.29344E+03
1-Group XS	1.35305E+00	4.33746E-04	3.27915E-07	6.65315E+00

U-238				
	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
1.00000E-09	9.24945E-03	0.00000E+00	0.00000E+00	4.01489E-08
1.00000E-08	4.51299E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.95818E-06
1.00000E-07	4.04103E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.74886E-05
1.00000E-06	1.25852E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	5.34605E-06
1.00000E-05	3.84923E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	3.16660E-06
1.00000E-04	4.33753E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.21523E-06
1.00000E-03	2.60169E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	5.97537E-04
1.00000E-02	1.43455E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	2.05346E-04
1.00000E-01	8.75171E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.62505E-04
1.00000E+00	6.32347E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.07285E-02
2.00000E+01	2.45696E-01	1.03573E-01	6.58262E-04	2.21282E+00
Total	1.97363E+01	1.03573E-01	6.58262E-04	2.22474E+00
1-Group XS	1.01519E-01	5.32755E-04	3.38594E-06	1.14435E-02

11-Group의 Fuel Pin 전체를 고려했을 때와 핵분열이 발생하는 영역 즉 Fuel Pellet에서만의 Flux를 고려했을 때를 비교하기 위해 다음 표 3-11에서 에너지 영역 별 Fuel Pellet내의 Flux와 1-Group Cross-Section을 정리하였다.

Table 3-11. 1-Group Cross-Section of each energy field in U-238 and U-235.

**U-235**

	cell1 flux	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
1.00000E-09	5.33867E-04	3.99935E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.11005E+00
1.00000E-08	8.07698E-02	1.87857E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.00986E+02
1.00000E-07	1.85411E+00	1.39892E+02	0.00000E+00	0.00000E+00	8.37117E+02
1.00000E-06	1.39053E+00	3.70770E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.13291E+02
1.00000E-05	1.18438E+00	1.88007E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.80314E+01
1.00000E-04	1.32266E+00	3.19390E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	5.19227E+01
1.00000E-03	1.52501E+00	9.90448E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	2.42756E+01
1.00000E-02	1.67060E+00	3.48105E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	8.55731E+00
1.00000E-01	2.12500E+00	1.42276E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	4.41560E+00
1.00000E+00	5.16696E+00	1.06425E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	6.34025E+00
2.00000E+01	5.24213E+00	2.78778E-01	8.43246E-02	6.37501E-05	6.39063E+00
Total	2.15627E+01	2.63046E+02	8.43246E-02	6.37501E-05	1.29344E+03
1-Group XS		1.21991E+01	3.91067E-03	2.95650E-06	5.99851E+01

**U-238**

	cell1 flux	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
1.00000E-09	5.33867E-04	9.24945E-03	0.00000E+00	0.00000E+00	4.01489E-08
1.00000E-08	8.07698E-02	4.51299E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.95818E-06
1.00000E-07	1.85411E+00	4.04103E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.74886E-05
1.00000E-06	1.39053E+00	1.25852E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	5.34605E-06
1.00000E-05	1.18438E+00	3.84923E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	3.16660E-06
1.00000E-04	1.32266E+00	4.33753E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.21523E-06
1.00000E-03	1.52501E+00	2.60169E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	5.97537E-04
1.00000E-02	1.67060E+00	1.43455E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	2.05346E-04
1.00000E-01	2.12500E+00	8.75171E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.62505E-04
1.00000E+00	5.16696E+00	6.32347E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.07285E-02
2.00000E+01	5.24213E+00	2.45696E-01	1.03573E-01	6.58262E-04	2.21282E+00
Total	2.15627E+01	1.97363E+01	1.03573E-01	6.58262E-04	2.22474E+00
1-Group XS		9.15298E-01	4.80334E-03	3.05278E-05	1.03175E-01

라. 0~20MeV의 에너지 영역을 20-Group으로 Collapsing

Group collapsing에 따른 1-Group Cross-Section의 차이를 비교하기 위하여 0~20MeV의 에너지 영역을 20-Group으로 Energy Collapsing하여 계산을 수행하였다. 표 3-12에서는 핵연료 전체 Flux를 나타내었고 표 3-13에서는 우라늄의 1-Group Cross-Section을 나타내었다.

Table 3-12. 20-Group, Flux at Fuel Pin.

Flux				
Energy	Pellet	Gap	Cladding	Coolant
2.00000E-18	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-17	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-16	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-15	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-14	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-13	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-12	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-11	6.70909E-09	0.00000E+00	0.00000E+00	3.94207E-06
2.00000E-10	1.22744E-05	4.33866E-05	1.42615E-04	2.94626E-04
2.00000E-09	2.55204E-03	4.50472E-03	1.44409E-02	2.70367E-02
2.00000E-08	2.89623E-01	3.48153E-01	1.09241E+00	1.67488E+00
2.00000E-07	2.18874E+00	2.35490E+00	7.20764E+00	1.02256E+01
2.00000E-06	1.21557E+00	1.24066E+00	3.74923E+00	5.07378E+00
2.00000E-05	1.20578E+00	1.24702E+00	3.76889E+00	5.12554E+00
2.00000E-04	1.37131E+00	1.42705E+00	4.30952E+00	5.85029E+00
2.00000E-03	1.57141E+00	1.59399E+00	4.79135E+00	6.44668E+00
2.00000E-02	1.73503E+00	1.74798E+00	5.25365E+00	7.02340E+00
2.00000E-01	2.56514E+00	2.54227E+00	7.61454E+00	1.00737E+01
2.00000E+00	6.49496E+00	6.29634E+00	1.86599E+01	2.40603E+01
2.00000E+01	2.92255E+00	2.83137E+00	8.36044E+00	1.08095E+01
Total	2.15627E+01	2.16343E+01	6.48222E+01	8.63911E+01

Table 3-13. 1-Group Cross-Section in U-238 and U-235 at Fuel Pin.

**U-235**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
2.00000E-18	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-17	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-16	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-15	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-14	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-13	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-12	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-11	3.38007E-05	0.00000E+00	0.00000E+00	1.78354E-04
2.00000E-10	1.95421E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	1.03110E-01
2.00000E-09	1.35000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.12560E+00
2.00000E-08	4.67771E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	2.59554E+02
2.00000E-07	1.30986E+02	0.00000E+00	0.00000E+00	7.89812E+02
2.00000E-06	2.09577E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.10744E+02
2.00000E-05	2.91822E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	4.12724E+01
2.00000E-04	2.19421E+01	0.00000E+00	0.00000E+00	4.37848E+01
2.00000E-03	7.20349E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.89065E+01
2.00000E-02	2.36147E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	6.44836E+00
2.00000E-01	1.27117E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	4.38821E+00
2.00000E+00	9.14360E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	7.75440E+00
2.00000E+01	8.01631E-02	8.43246E-02	6.37501E-05	3.54505E+00
Total	2.63046E+02	8.43246E-02	6.37501E-05	1.29344E+03
1-Group XS	1.35305E+00	4.33746E-04	3.27915E-07	6.65315E+00

**U-238**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total fisison
2.00000E-18	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-17	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-16	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-15	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-14	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-13	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-12	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	0.00000E+00
2.00000E-11	7.80014E-07	0.00000E+00	0.00000E+00	3.38595E-12
2.00000E-10	4.51025E-04	0.00000E+00	0.00000E+00	1.95783E-09
2.00000E-09	3.13192E-02	0.00000E+00	0.00000E+00	1.35941E-07
2.00000E-08	1.17526E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	5.09740E-06
2.00000E-07	3.94962E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	1.70677E-05
2.00000E-06	7.81421E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	3.20917E-06
2.00000E-05	4.03647E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	3.30753E-06
2.00000E-04	5.03278E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	6.98837E-06
2.00000E-03	2.04741E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	7.62977E-04
2.00000E-02	1.27176E+00	0.00000E+00	0.00000E+00	3.10193E-04
2.00000E-01	6.77861E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	1.82484E-04
2.00000E+00	6.72146E-01	0.00000E+00	0.00000E+00	5.91915E-01
2.00000E+01	5.98109E-02	1.03573E-01	6.58262E-04	1.63154E+00
Total	1.97363E+01	1.03573E-01	6.58262E-04	2.22474E+00
1-Group XS	1.01519E-01	5.32755E-04	3.38594E-06	1.14435E-02

마. 0~20MeV의 에너지 영역을 11-Group으로 Collapsing

Group collapsing에 따른 1-Group Cross-Section의 차이를 비교하기 위하여 0~20MeV의 에너지 영역을 11-Group으로 Energy Collapsing하여 계산을 수행하였다. 표 3-14에서는 핵연료 전체 Flux를 나타내었고 표 3-15에서는 핵종별 1-Group Cross-Section을 나타내었다.

Table 3-14. 11-Group, Flux at Fuel Pin.

Flux					
Energy	Pellet	Gap	Cladding	Coolant	
2.000E-09	9.075E-04	1.489E-03	4.641E-03	8.741E-03	
2.000E-08	1.222E-01	1.424E-01	4.412E-01	6.700E-01	
2.000E-07	2.383E+00	2.523E+00	7.713E+00	1.085E+01	
2.000E-06	1.256E+00	1.325E+00	4.038E+00	5.609E+00	
2.000E-05	1.185E+00	1.236E+00	3.751E+00	5.120E+00	
2.000E-04	1.360E+00	1.407E+00	4.244E+00	5.763E+00	
2.000E-03	1.541E+00	1.572E+00	4.738E+00	6.362E+00	
2.000E-02	1.673E+00	1.689E+00	5.075E+00	6.801E+00	
2.000E-01	2.130E+00	2.125E+00	6.374E+00	8.495E+00	
2.000E+00	5.144E+00	5.005E+00	1.487E+01	1.929E+01	
2.000E+01	5.370E+00	5.181E+00	1.534E+01	1.980E+01	
Total	2.216E+01	2.221E+01	6.659E+01	8.877E+01	1.997E+02

Table 3-15. 1-Group Cross-Section of each nuclide (U, MA) at Fuel Pin.

U-235				
Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	6.159E-01	0.000E+00	0.000E+00	3.616E+00
2.000E-08	2.640E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.554E+02
2.000E-07	1.841E+02	0.000E+00	0.000E+00	1.091E+03
2.000E-06	3.560E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.942E+02
2.000E-05	2.007E+01	0.000E+00	0.000E+00	3.715E+01
2.000E-04	3.697E+01	0.000E+00	0.000E+00	5.804E+01
2.000E-03	1.191E+01	0.000E+00	0.000E+00	2.461E+01
2.000E-02	3.375E+00	0.000E+00	0.000E+00	8.553E+00
2.000E-01	1.539E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.309E+00
2.000E+00	1.120E+00	0.000E+00	0.000E+00	6.434E+00
2.000E+01	2.879E-01	6.231E-02	3.524E-05	6.642E+00
Total	3.220E+02	6.231E-02	3.524E-05	1.590E+03
1-Group XS	1.612E+00	3.120E-04	1.764E-07	7.960E+00
pellet만의 flux 고려	1.453E+01			7.173E+01

**U-238**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	1.570E-02	0.000E+00	0.000E+00	3.082E-08
2.000E-08	6.851E-01	0.000E+00	0.000E+00	1.343E-06
2.000E-07	5.258E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.025E-05
2.000E-06	1.157E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.167E-06
2.000E-05	3.864E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.079E-06
2.000E-04	4.312E+00	0.000E+00	0.000E+00	7.387E-06
2.000E-03	2.598E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.182E-04
2.000E-02	1.563E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.703E-04
2.000E-01	9.062E-01	0.000E+00	0.000E+00	1.605E-04
2.000E+00	6.444E-01	0.000E+00	0.000E+00	1.100E-02
2.000E+01	2.439E-01	1.217E-01	4.942E-04	2.287E+00
Total	2.125E+01	1.217E-01	4.942E-04	2.298E+00
1-Group XS	1.064E-01	6.094E-04	2.474E-06	1.151E-02
pellet만의 flux 고려	9.587E-01			1.037E-01

**Np-237**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	1.097E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.100E-04
2.000E-08	4.658E+01	0.000E+00	0.000E+00	4.650E-03
2.000E-07	3.119E+02	0.000E+00	0.000E+00	3.029E-02
2.000E-06	1.801E+02	0.000E+00	0.000E+00	9.077E-03
2.000E-05	1.592E+02	0.000E+00	0.000E+00	9.542E-03
2.000E-04	1.036E+02	0.000E+00	0.000E+00	7.050E-02
2.000E-03	3.577E+01	0.000E+00	0.000E+00	7.716E-02
2.000E-02	1.079E+01	0.000E+00	0.000E+00	2.319E-02
2.000E-01	3.857E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.826E-02
2.000E+00	2.498E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.709E+00
2.000E+01	2.909E-01	1.140E-02	6.726E-05	8.761E+00
Total	8.557E+02	1.140E-02	6.726E-05	1.172E+01
1-Group XS	4.284E+00	5.706E-05	3.367E-07	5.869E-02
pellet만의 flux 고려	3.861E+01			5.289E-01

**Pu-238**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	3.683E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.116E-01
2.000E-08	1.563E+02	0.000E+00	0.000E+00	4.738E+00
2.000E-07	1.019E+03	0.000E+00	0.000E+00	3.091E+01
2.000E-06	1.159E+02	0.000E+00	0.000E+00	3.526E+00
2.000E-05	2.587E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.375E+00
2.000E-04	3.073E+01	0.000E+00	0.000E+00	2.161E+00
2.000E-03	2.534E+01	0.000E+00	0.000E+00	6.567E+00
2.000E-02	4.541E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.688E+00
2.000E-01	1.833E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.384E+00
2.000E+00	1.603E+00	0.000E+00	0.000E+00	6.725E+00
2.000E+01	4.518E-01	3.557E-02	4.000E-04	1.179E+01
Total	1.386E+03	3.557E-02	4.000E-04	7.198E+01
1-Group XS	6.937E+00	1.781E-04	2.003E-06	3.604E-01
pellet만의 flux 고려	6.252E+01			3.248E+00

**Pu-239**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	1.421E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.532E+00
2.000E-08	6.037E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.860E+02
2.000E-07	5.866E+02	0.000E+00	0.000E+00	1.497E+03
2.000E-06	5.119E+02	0.000E+00	0.000E+00	8.209E+02
2.000E-05	1.355E+01	0.000E+00	0.000E+00	2.687E+01
2.000E-04	5.931E+01	0.000E+00	0.000E+00	8.030E+01
2.000E-03	1.848E+01	0.000E+00	0.000E+00	2.007E+01
2.000E-02	4.409E+00	0.000E+00	0.000E+00	5.405E+00
2.000E-01	1.165E+00	0.000E+00	0.000E+00	3.540E+00
2.000E+00	6.603E-01	0.000E+00	0.000E+00	8.208E+00
2.000E+01	4.556E-02	2.613E-02	2.622E-05	1.002E+01
Total	1.258E+03	2.613E-02	2.622E-05	2.663E+03
1-Group XS	6.298E+00	1.308E-04	1.313E-07	1.333E+01
pellet만의 flux 고려	5.675E+01			1.202E+02

**Pu-240**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	1.615E+00	0.000E+00	0.000E+00	3.194E-04
2.000E-08	7.118E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.406E-02
2.000E-07	5.812E+02	0.000E+00	0.000E+00	1.142E-01
2.000E-06	5.226E+02	0.000E+00	0.000E+00	9.617E-02
2.000E-05	9.091E+02	0.000E+00	0.000E+00	1.644E-01
2.000E-04	5.210E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.376E-01
2.000E-03	1.988E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.422E-01
2.000E-02	3.681E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.073E-01
2.000E-01	1.461E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.612E-01
2.000E+00	9.422E-01	0.000E+00	0.000E+00	2.683E+00
2.000E+01	2.683E-01	1.162E-02	7.341E-05	8.823E+00
Total	2.164E+03	1.162E-02	7.341E-05	1.254E+01
1-Group XS	1.083E+01	5.819E-05	3.675E-07	6.280E-02
pellet만의 flux 고려	9.763E+01			5.659E-01

**Am-241**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	5.955E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.145E-02
2.000E-08	1.805E+02	0.000E+00	0.000E+00	9.078E-01
2.000E-07	1.118E+03	0.000E+00	0.000E+00	6.133E+00
2.000E-06	8.511E+02	0.000E+00	0.000E+00	4.253E+00
2.000E-05	3.516E+02	0.000E+00	0.000E+00	1.704E+00
2.000E-04	7.923E+01	0.000E+00	0.000E+00	3.790E-01
2.000E-03	3.467E+01	0.000E+00	0.000E+00	2.614E-01
2.000E-02	1.077E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.054E-01
2.000E-01	4.533E+00	0.000E+00	0.000E+00	4.023E-02
2.000E+00	3.764E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.319E+00
2.000E+01	4.998E-01	9.556E-03	7.469E-05	1.041E+01
Total	2.641E+03	9.556E-03	7.469E-05	2.553E+01
1-Group XS	1.322E+01	4.784E-05	3.739E-07	1.278E-01
pellet만의 flux 고려	1.191E+02			1.152E+00

**Am-243**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	4.272E-01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
2.000E-08	1.871E+01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
2.000E-07	1.475E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
2.000E-06	6.088E+01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
2.000E-05	7.767E+02	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
2.000E-04	9.107E+01	0.000E+00	0.000E+00	0.000E+00
2.000E-03	3.116E+01	0.000E+00	0.000E+00	3.411E-04
2.000E-02	8.617E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.274E-02
2.000E-01	2.837E+00	0.000E+00	0.000E+00	3.441E-02
2.000E+00	1.067E+00	0.000E+00	0.000E+00	9.939E-01
2.000E+01	1.325E-01	6.249E-03	3.874E-05	8.509E+00
Total	1.139E+03	6.249E-03	3.874E-05	9.550E+00
1-Group XS	5.703E+00	3.129E-05	1.940E-07	4.781E-02
pellet만의 flux 고려	5.139E+01			4.309E-01

**Cm-242**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	1.017E-01	0.000E+00	0.000E+00	1.790E-02
2.000E-08	4.418E+00	0.000E+00	0.000E+00	7.779E-01
2.000E-07	3.297E+01	0.000E+00	0.000E+00	5.794E+00
2.000E-06	6.162E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.071E+00
2.000E-05	7.346E-01	0.000E+00	0.000E+00	1.005E-01
2.000E-04	8.132E+01	0.000E+00	0.000E+00	2.177E-03
2.000E-03	1.191E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.684E-03
2.000E-02	2.888E+00	0.000E+00	0.000E+00	8.268E-03
2.000E-01	6.777E-01	0.000E+00	0.000E+00	1.150E-02
2.000E+00	2.944E-01	0.000E+00	0.000E+00	4.257E-01
2.000E+01	5.982E-02	1.447E-03	1.688E-06	7.369E+00
Total	1.415E+02	1.447E-03	1.688E-06	1.558E+01
1-Group XS	7.086E-01	7.242E-06	8.449E-09	7.800E-02
pellet만의 flux 고려	6.386E+00			7.029E-01



**Cm-244**

Energy	(n,r)	(n,2n)	(n,3n)	Total Fission
2.000E-09	6.068E-02	0.000E+00	0.000E+00	3.614E-03
2.000E-08	2.645E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.567E-01
2.000E-07	2.011E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.154E+00
2.000E-06	4.276E+00	0.000E+00	0.000E+00	2.063E-01
2.000E-05	2.853E+02	0.000E+00	0.000E+00	4.022E+00
2.000E-04	3.750E+01	0.000E+00	0.000E+00	1.680E+00
2.000E-03	1.705E+01	0.000E+00	0.000E+00	5.440E-01
2.000E-02	4.398E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.605E-01
2.000E-01	2.525E+00	0.000E+00	0.000E+00	1.283E-01
2.000E+00	1.624E+00	0.000E+00	0.000E+00	3.362E+00
2.000E+01	2.667E-01	3.019E-02	3.690E-04	1.035E+01
Total	3.758E+02	3.019E-02	3.690E-04	2.177E+01
1-Group XS	1.881E+00	1.511E-04	1.847E-06	1.090E-01
pellet만의 flux 고려	1.695E+01			9.822E-01

#### 4. 연구 결과

ORIGEN 코드에 적용되는 1-Group Cross-Section을 생성 할 때, 동일한 에너지 영역에 대해서는 Energy Collapsing에 관계없이 총 중성자속과 총 반응률은 항상 같다는 것을 확인 할 수 있었다. 따라서 MCNP 코드에서 계산하고자 하는 에너지 영역까지 Tally Card를 사용해서 계산을 수행한다면 1-Group Cross Section을 쉽게 얻을 수 있다는 것을 확인할 수 있었다. 다음 그림 3-5는 MCNP 코드에 사용된 에너지 영역에 따른 Energy Collapsing을 묘사한 것이다.

	Energy	7 group	11 group	20 group
1	0 ~ 1.00000E-08	1		1
2	3.00000E-07 ~ 1.00000E-07	2	1	2
3	1.00000E-07 ~ 3.00000E-07	3	2	3
4	3.00000E-07 ~ 1.00000E-06	4	3	4
5	1.00000E-06 ~ 2.00000E-06		4	5
6	2.00000E-06 ~ 3.00000E-06	5	5	6
7	3.00000E-06 ~ 4.00000E-06		6	7
8	4.00000E-06 ~ 5.00000E-06	6	7	8
9	5.00000E-06 ~ 6.00000E-06		8	9
10	6.00000E-06 ~ 9.00000E-06		9	10
11	9.00000E-06 ~ 1.00000E-05		10	11
12	1.00000E-05 ~ 1.10000E-05		11	12
13	1.10000E-05 ~ 1.90000E-05			13
14	1.90000E-05 ~ 2.00000E-05			14
15	2.00000E-05 ~ 2.10000E-05	7		15
16	2.10000E-05 ~ 3.00000E-05			16
17	3.00000E-05 ~ 4.00000E-05			17
18	4.00000E-05 ~ 5.00000E-05			18
19	5.00000E-05 ~ 2.00000E-03			19
20	2.00000E-03 ~ 1.00000E+01			20

Fig. 3-5. Description of energy group following the energy field.

0~20Mev까지의 에너지 영역에서 TRU핵종들의 1-Group Cross Section을 ORIGEN 코드 계산한 결과 Flux weighting을 위한 Flux의 값의 범위에 따라 Cross Section이 달라진다는 것을 확인 할 수 있었다. 다음 표 3-16과 표 3-17은 각각 (n, γ)반응과 (n,f)반응에 대하여 MCNP 코드와 ORIGEN 코드 라이브러리를 비교한 것

이다. 그리고 그림 3-6에서 ORIGEN 코드 라이브러리 종류에 대해 설명하였다.

Table 3-16. Comparison between MCNP code and ORIGEN code library following the (n, $\gamma$ ) reaction.

(n, $\gamma$ ) reaction 1-group XS		U-235	U-238	Np-237	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Am-241	Am-243	Cm-242	Cm-244
MCNP Calculation	FreshFuelpin	1.353E+00	1.015E-01								
	SpentFuelpin (Fuel Pellet flux)	1.453E+01	9.587E-01	3.861E+01	6.252E+01	5.675E+01	9.763E+01	1.191E+02	5.139E+01	6.386E+00	1.665E+01
	SpentFuelpin (Fuel pin cell flux)	1.612E+00	1.064E-01	4.284E+00	6.937E+00	6.298E+00	1.083E-01	1.322E+01	5.703E+00	7.086E-01	1.881E+00
ORIGEN Library	PWRU	1.046E 01	9.021E-01	3.212E 01	3.467E 01	5.861E 01	1.040E 02	1.058E 02	2.487E 00	5.801E 00	1.382E 01
	PWRPUU	9.965E 00	9.372E-01	3.199E 01	3.150E 01	5.730E 01	1.369E 02	8.566E 01	2.517E 00	5.757E 00	1.403E 01
	PWRPUPU	6.398E 00	8.718E-01	2.423E 01	1.526E 01	2.604E 01	4.388E 01	5.731E 01	2.100E 00	5.341E 00	1.384E 01
	PWRDU3TH	1.009E+01	1.536E+00	3.142E+01	3.440E+01	6.002E+01	1.531E+02	9.864E+01	2.286E+00	5.602E+00	1.423E+01
	PWRPUTH	4.920E 00	7.703E 00	2.102E 01	8.766E 00	1.463E 01	2.123E 01	3.128E 01	1.777E 00	4.852E 00	1.575E 01
	PWRU50	9.512E 00	9.225E-01	3.097E 01	2.978E 01	5.775E 01	1.433E 02	8.325E 01	2.484E 00	5.666E 00	1.375E 01
	PWRD5D35	9.253E 00	1.787E 00	2.987E 01	2.845E 01	5.719E 01	1.750E 02	8.165E 01	2.379E 00	5.520E 00	1.462E 01
	PWRD5D33	8.771E 00	1.670E 00	2.815E 01	2.633E 01	5.479E 01	1.791E 02	7.758E 01	2.219E 00	5.381E 00	1.408E 01

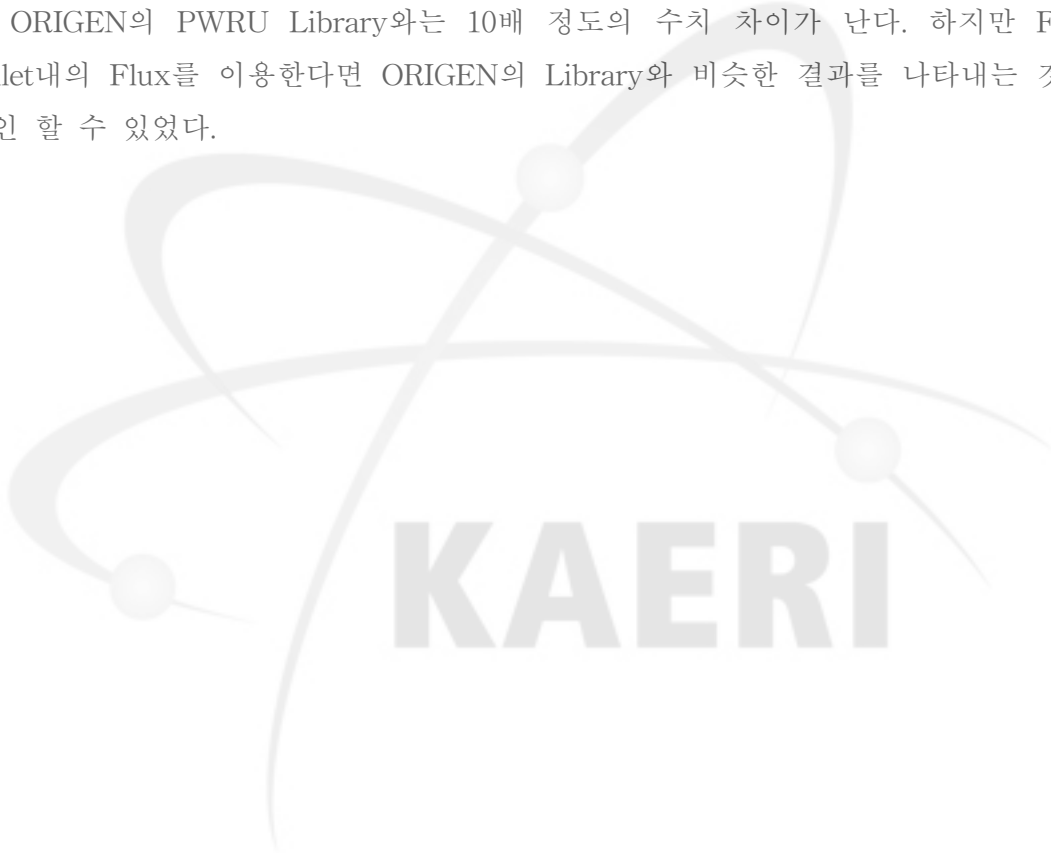
Table 3-17. Comparison between MCNP code and ORIGEN code library following the (n,f) reaction.

(n,f) reaction 1-group XS		U-235	U-238	Np-237	Pu-238	Pu-239	Pu-240	Am-241	Am-243	Cm-242	Cm-244
MCNP Calculation	FreshFuelpin	6.653E+00	1.144E-02								
	SpentFuelpin (Fuel Pellet flux)	7.173E+01	1.037E-01	5.289E-01	3.248E+00	1.202E+02	5.659E-01	1.152E+00	4.309E-01	7.029E-01	9.822E-01
	SpentFuelpin (Fuel pin cell flux)	7.960E+00	1.151E-02	5.839E-02	3.604E-01	1.333E-01	6.280E-02	1.278E-01	4.781E-02	7.800E-02	1.000E-01
ORIGEN Library	PWRU	4.671E 01	1.004E-01	5.244E-01	2.465E 00	1.062E 02	5.840E-01	1.123E 00	3.959E-01	5.591E-01	8.746E-01
	PWRPUU	4.317E 01	9.880E-02	5.154E-01	2.383E 00	1.021E 02	5.844E-01	4.091E 02	4.044E-01	5.349E-01	8.875E-01
	PWRPUPU	2.269E 01	1.105E-01	5.713E-01	2.033E 00	4.645E 01	6.222E-01	8.959E-01	4.455E-01	4.676E-01	9.332E-01
	PWRDU3TH	4.392E+01	1.016E-01	5.138E-01	2.322E+00	1.063E+02	5.964E-01	1.089E+00	4.159E-01	5.538E-01	9.017E-01
	PWRPUTH	1.410E 01	1.151E-01	5.891E-01	1.745E 00	2.549E 01	6.431E-01	7.951E-01	4.798E-01	4.452E-01	9.948E-01
	PWRU50	4.100E 01	9.872E-02	5.209E-01	2.201E 00	1.015E 02	5.891E-01	1.061E 00	4.086E-01	5.323E-01	8.882E-01
	PWRD5D35	3.948E 01	1.007E-01	5.263E-01	2.168E 00	9.973E 01	6.014E-01	1.059E 00	4.146E-01	5.297E-01	9.045E-01
	PWRD5D33	3.710E 01	1.031E-01	5.382E-01	2.128E 00	9.502E 01	6.139E-01	1.045E 00	4.242E-01	5.249E-01	9.077E-01

PWRU	U-235 enriched UO <sub>2</sub> : 33,000MWD/metric ton
PWRPUU	U-235 enriched UO <sub>2</sub> in a self-generated Pu recycle reactor
PWRPUPU	Pu-enriched UO <sub>2</sub> in a self-generated Pu recycle reactor
PWRDU3TH	ThO <sub>2</sub> -enriched with denatured U-233
PWRPUTH	Pu-enriched ThO <sub>2</sub>
PWRU50	U-235 enriched UO <sub>2</sub> : 50,000MWD/metric ton
PWRD5D35	ThO <sub>2</sub> -enriched with takeup, denatured U-235
PWRD5D33	ThO <sub>2</sub> enriched with recycled, denatured U-233

Fig. 3-6. Classification of library.

MCNP 코드를 이용하여 Fuel pin 전체의 Flux에 대한 Cross-Section을 계산하면 ORIGEN의 PWRU Library와는 10배 정도의 수치 차이가 난다. 하지만 Fuel Pellet내의 Flux를 이용한다면 ORIGEN의 Library와 비슷한 결과를 나타내는 것을 확인 할 수 있었다.



## 제 2 절 추진 전략

- 1) 연소에 따른 핵종 함유량 분석 방법론 코드 체계 비교
  - \* 널리 사용되는 ORIGEN Code와 유사한 코드를 수집하여 비교 평가함
  - \* 기존 외국의 특성 평가 자료 수집
- 2) 저연소도 PWR 사용후핵연료(SF)의 연소 특성 평가
  - \* ORIGEN 코드로 SF내 핵종량 변화 추이 및 핵종별 함유량비의 변화 추이 분석
  - \* 실측 자료와의 비교를 통해 핵종별 오차를 평가
  - \* 전체 자료를 통계 처리하여 신뢰도 및 불확실도를 평가함
- 3) 고연소도 PWR 사용후핵연료(SF)의 연소 특성 평가
  - \* 저연소도 SF과 고연소도 SF의 변화 추이를 비교
  - \* 핵종별 신뢰성을 비교 평가함
- 4) 향후 연구 방향 제시
  - \* ORIGEN 코드 및 Library의 개선 방향 제시
  - \* 실측 자료 구축시 핵종별 중요도를 비교하여 실험자료 구축 방향 제시

KAERI

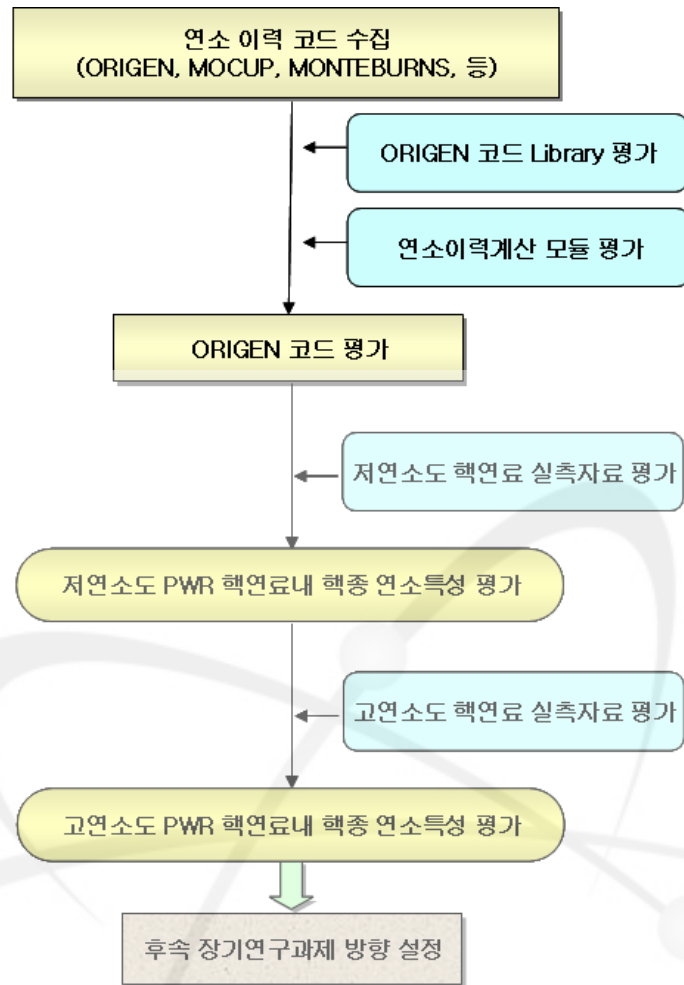


Fig. 3-7 Strategy of research.

## 제 4 장 연구개발목표 달성도 및 대외 기여도

본 단계의 연구목표인 고연소도 PWR형 사용후핵연료 내에 존재하는 악티나이드 선원항 측정 자료를 사용하여 연소에 따른 핵종 함유량 예측 전산 코드 체계 비교하고 저연소도 및 고연소도 PWR 사용후핵연료 연소 특성 평가 후 향후 연구방향 제시하고자 하였다. 연구 목표에 따른 주요 연구개발 실적 및 성과물을 요약하면 다음과 같다.

Table 3-18. Contents of main research.

연구 목표	주요 연구개발 내용	달성도(%)
고연소도 PWR SF내 악티나이드 핵종의 함유량 분석 방법론의 예비 평가	<ul style="list-style-type: none"> <li>- 연소에 따른 핵종 함유량 분석 방법론 코드 체계 비교</li> <li>- 저연소도 PWR SF의 연소 특성 평가</li> <li>- 고연소도 PWR SF의 연소 특성 평가</li> <li>- 향후 연구 방향 제시</li> </ul>	100%

## 제 5 장 연구개발결과의 활용계획

기술적 측면으로 Actinide Only Burnup Credit 적용을 외국에서는 부분적으로 시행하고 있는데 반해 국내에서는 준비 단계이다. 따라서 향후 적용시 활용할 국내 기준 설정연구에 기여할 것으로 예상된다. 그리고 기존에 사용하던 불확실도가 알려지지 않은 사용후핵연료 핵종 분석 평가 방법론의 개선이 가능하다는 장점을 가진다. 또한 재순환, 재처리, 핵변환 등의 핵연료주기 분석에 필요한 기초 계산방법론을 구축하여 보다 신뢰성 있는 연구 결과를 기대할 수 있다.

경제적인 측면으로 고연소고 PWR 사용후핵연료의 물성을 보다 정확히 예측으로 불확실도가 감소되면 Actinide Only Burnup Credit 적용시 많은 경제적 이득이 예상된다.

또한 액체금속로, 고온가스로, DUPIC 등의 원자로/핵연료주기 관련 연구에 기초자료 제공될 수 있다.

The logo for KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) is centered at the bottom of the page. It features a stylized atomic symbol with three elliptical orbits and three small spheres representing protons and neutrons. Below the symbol, the word "KAERI" is written in a bold, sans-serif font.

KAERI

## 제 6 장 참고문헌

1. R. E. MacFarlane, "TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes," Los Alamos National Laboratory, LA-12312-MS, NM, USA (1992).
2. R. E. Alcouffe, R. S. Baker, F. W. Brinkley, and D. R. Marr, "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," Los Alamos National Laboratory, LA-12969-M, NM, USA (1995).
3. K. L. Derstine, "DIF3D: A Code to Solve One-, Two-, and Three-Dimensional Finite-Difference Diffusion Theory Problems," Argonne National Laboratory, ANL-82-64, IL, USA (1984).
4. B. J. Toppel, "A Users Guide for the REBUS-3 Fuel Cycle Analysis Capability," Argonne National Laboratory, ANL-83-2, IL, USA (1983).
5. D. I. Poston, H. R. Trellue, "Users's Manual, Version 2.0 for MONTEBURNS, Version 1.0," Los Alamos National Laboratory, LA-UR-99-4999, NM, USA (1999).
6. J. F. Briesmeister, "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C," Los Alamos National Laboratory, LA-13709-M, NM, USA (2000).
7. A. G. Croff, "A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code," Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-7175, TN, USA (1980).
8. J. D. Kim, C. S. Gil, and J. H. Chang, "KAFAX-F22 : Development and Benchmark of Multi-group Library for Fast Reactor Using JEF-2.2," KAERI/TR-842/97, KAERI, Daejeon, KOREA (1997).
9. Ser Gi Hong, Sang Ji Kim, Hoon Song, and Yeong Il Kim, "Neutronic Design of Kalimer-600 Core with Moderator Rods," Proceedings of ICAPP-2004, International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, June 13-17, Pittsburgh, PA (2004).



서 지 정 보 양 식

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드		
	KAERI/CM-1298/2007				
제목 / 부제	고연소 사용후핵연료 내 악티나이드 선원항 자료의 적용성 예비평가				
연구책임자 및 부서명	김 명 현 경희대학교 원자력공학과				
연구자 및 부서명	박 재 민 경희대학교 원자력공학과 임 재 용 경희대학교 원자력공학과 최 근 석 경희대학교 원자력공학과				
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구원	발행년	2010
페이지	39	도표	있음( O ), 없음( )	크기	A4
참고사항					
공개여부	공개( O ), 비공개( )		보고서종류	연구 보고서	
비밀여부	대외비( ), — 급비밀				
연구수행기관	경희대학교		계약 번호		
초록 (15-20줄내외)	<p>○ 사용후핵연료 내에 존재하는 악티나이드 선원항 계산 코드의 정확성 향상 및 실측치와의 정밀 비교를 통한 불확도 평가를 위한 다년도 연구 중 2007년도 1개년 연구로 중단됨</p> <p>○ ORIGEN 코드에 적용되는 1-Group Cross Section을 생성 할 때, 같은 에너지 영역에 대해서는 Energy grouping에 관계없이 총 중성자 속과 총 반응율은 항상 같음을 확인.</p> <p>○ 따라서 MCNP에서 계산하고자 하는 에너지 영역까지 Tally Card를 사용해서 계산을 수행하면 1-Group Cross Section을 얻을 수 있음을 확인.</p> <p>○ 0-20Mev 까지의 에너지 영역에서 TRU핵종들의 1-Group Cross Section을 계산한 결과 Flux weightig을 위한 Flux의 값의 범위에 따라 Cross Section이 달라짐.</p>				
주제명키워드 (10단어내외)					
핵연료 질량분석, 악티나이드, 핵종 연소, 사용후 핵연료, 가압경수로, 고연소					

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		<b>Sponsoring Org. Report No.</b>		Standard Report No.	INIS Subject Code
		KAERI/CM-1298/2007			
Title/ Subtitle		Preliminary Evaluation for the Application of Actinide Isotopic Assay Data Evaluated from High Burnup Spent Fuels			
Project Manager and Department		Kim, Myung-Hyun Department of Nuclear Engineering, Kyung Hee University			
Researcher and Department		Park, Jae-Min Dep't of Nuclear Eng., Kyung Hee Univ. Lim, Jae-Yong Dep't of Nuclear Eng., Kyung Hee Univ. Choi, Geun-Suk Dep't of Nuclear Eng., Kyung Hee Univ.			
Publication Place	Daejeon	Publisher	KAERI	Publication Date	2010
Page	39	Ill. & Tab.	Yes( O ), No ( )	Size	A4
Note					
Open	Open( O ), Closed ( )				
Classified Document	Restricted( ), ___Class		Report Type	Technical Report	
Performing Org.	Kyung Hee University		Contract No.		
Abstract (15-20 Lines)					
<p>○ In order to evaluate actinide isotope assay in a spent fuel, comparison of calculation results will be done with experimental values. This work is designed to be performed many-years project including uncertainty evaluation, but it was stopped after one year period of 2007.</p> <p>○ 1-Group Cross Sections for ORIGEN was produced and was the same regardless of energy group structures in flux and total reaction rates.</p> <p>○ By the tally evaluation in MCNP, one-group cross section was produced by a systematic procedure.</p> <p>○ It was known that one-group cross sections of TRU isotopes under 0-20MeV range was different depending on the flux weighting methods.</p>					
Subject Keywords (About 10 words)					
Fuel Material Assay, Actinide, Isotope Depletion, Spent Fuel, PWR, High Burnup					