

KAERI/RR-1434/94

원자로 해석을 위한 핵자료 평가 및  
군정수 생산

Nuclear Data Evaluation and Group Constant  
Generation for Reactor Analysis

KAERI

한 국 원 자 력 연 구 소

# 제 출 문

소 장 귀하

본 보고서를 “원자로 해석을 위한 핵자료 평가 및 균정수 생산” 과제의 연말  
보고서로 제출합니다.

1994 년 12 월 31 일

연구실명 : 기초과학실

과제 책임자 : 김 정 도

연구원 : 길 충 섭

감수위원 : 장 종 화

# 요 약 문

## I. 제 목

원자로 해석을 위한 핵자료 평가 및 균정수 생산

## II. 연구의 목적 및 중요성

원자로를 비롯한 각종 방사성 물질 취급시설의 핵 및 차폐 설계, 해석, 운전관리 등에 관련된 계산에서 핵자료는 필수자료이다. 이는 계산의 정확도를 좌우하는 기본 요소이므로 보다 새로운 평가 핵자료의 생산이나 생산된 핵자료를 처리하여 필요한 다군 단면적 라이브러리를 생산하는 방법에 관한 연구는 지속적으로 수행되고 있다.

본 과제 목적은

첫째, 새로운 핵자료의 수집 및 정비

둘째, 수집된 자료의 처리 시스템 확립

셋째, 새로운 평가 자료와 처리 시스템을 이용한 기존 다군 단면적 라이브러리의 개량, 새로운 다군 단면적의 생산 및 평가를 통해서 설계, 해석의 정확도를 높이는 데 있다.

## III. 연구 내용 및 범위

- 미국이 개발한 평가 핵자료집의 최신판인 ENDF/B-VI.2에 수록되어 있는 핵종자료를 처리시스템 NJOY91.91로 처리하여 총 90개 핵종의 연속에너지 몬테칼로 코드인 MCNP4A용 ACE-format 점 단면적 라이브러리를 생산하였다

- 생산된 라이브러리는 각종 벤치마크 문제들을 해석하여 그 유용성을

확인하였다.

- CSEWG이 추천한 벤치마크 문제를 MCNP4A 코드로 해석하여 ENDF/B-VI 자료를 검증하였다.

#### IV. 연구 결과 및 활용에 대한 건의

핵 및 차폐계산의 기본자료인 점 혹은 다군 단면적 라이브러리의 자체 개발 능력 확보는 원자력 자립을 위한 첫걸음이다.

최신 평가핵자료와 처리코드로 생산된 연속에너지 점 단면적 ACE-format 자료는 최근 새로 정비, 공개된 MCNP4A코드와 함께 국내에서의 핵 및 차폐 설계, 해석에 유용하게 이용될 것이다.

# **SUMMARY**

## **I. Project Title**

Nuclear Data Evaluation and Group Constant Generation

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

In nuclear or shielding design analysis for reactors including nuclear facilities, nuclear data are one of the primary importances. Research project for nuclear data evaluation and their effective applications has been continuously performed.

The objectives of this project are (1) to compile the latest evaluated nuclear data files, (2) to establish their processing code systems, and (3) to evaluate the multigroup cross section library using the newly compiled data files and the code systems.

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

• Nuclear data processing system NJOY91.91 was used to process 90 nuclides of ENDF/B-VI.2, which is the latest version released from U.S.A., into continuous energy point data library in ACE-format for MCNP4A. The library has been tested against selected CSEWG benchmarks which contain aqueous uranium and plutonium thermal critical assemblies, mixed oxide critical assemblies and small core fast critical assemblies using the latest version of continuous energy Monte Carlo code, MCNP4A.

#### **IV. Results and Proposal for Applications**

ACE-format pointwise cross section library for MCNP4A from ENDF/B-VI.2 will be used to design and analyze nuclear and shielding facility.

# 목 차

제출문	1
요약문	3
Summary	5
목차	7
그림목차	9
표목차	11
제 1 장	서 론 . . . . . 13
제 2 장	본 론 . . . . . 15
제 1 절	연구내용 및 방법 . . . . . 15
1.	핵자료 수집 . . . . . 15
2.	핵자료 처리코드 . . . . . 16
3.	MCNP 코드 . . . . . 16
4.	MCNP용 라이브러리 생산 . . . . . 17
5.	벤치마크 계산 . . . . . 17
가.	열중성자 소형 노심 . . . . . 18
(1)	우라늄 노심 . . . . . 18
(가)	ORNL-1, 2, 3, 4, 10 . . . . . 18
(나)	L-7, 8, 9, 10, 11 . . . . . 18
(2)	플루토늄 노심 . . . . . 19
(가)	PNL-1 ~ 12 . . . . . 19
(3)	혼합 핵연료 노심 . . . . . 20
(가)	PNL-30 ~ 35 . . . . . 20
(4)	Numerical Benchmark Problem . . . . . 20
(가)	NB-1 ~ 5 . . . . . 20
나.	고속 소형 노심 . . . . . 21
(1)	GODIVA . . . . . 21
(2)	JEZEBEL . . . . . 21
(3)	JEZEBEL-23 . . . . . 21
(4)	JEZEBEL-Pu . . . . . 21

	(5) FLATTOP-25 . . . . .	22
	(6) FLATTOP-23 . . . . .	22
	(7) FLATTOP-Pu . . . . .	22
	(8) THOR . . . . .	22
	(9) BIG TEN . . . . .	22
	다. 발전로 모의노심 . . . . .	23
	(1) VENUS PWR 모의노심 . . . . .	23
	(2) BWR 노심 . . . . .	23
제 2 절	연구결과 및 고찰 . . . . .	25
1.	열중성자 소형 노심 . . . . .	25
2.	고속 소형 노심 . . . . .	26
3.	발전로 모의노심 . . . . .	27
제 3 장	결론 및 건의사항 . . . . .	29
	참고문헌 . . . . .	31

## 그림 목 차

그림 1.	Flow Diagram for Processing MCNP Library . . . . .	33
그림 2.	Experiment and Monte Carlo Calculational Model for PNL-12 .	34
그림 3.	MCNP Calculational Model for VENUS PWR Mockup Experiments . .	35
그림 4.	Bundle Configuration for BWR Experiments : Small Core Critical with and without Poison Curtain . . . . .	36
그림 5.	MCNP Calculational Model for BWR Experiments with and without Poison Curtain . . . . .	37

빈 면

# 표 목 차

표 1. Contents of DLC-105C/MCNPDAT . . . . .	39
표 2. 340 Nuclides Included in JENDL-3.2 . . . . .	40
표 3. MCNP Library Generated from ENDF/B-VI . . . . .	41
표 4. Thermal Scattering Law Data $S(\alpha, \beta)$ Identifiers Generated from ENDF/B-VI for the MTm Card . . . . .	44
표 5. The Calculated/Experimental Results of Thermal Reactor Benchmarks with ENDF/B-VI and -V . . . . .	46
표 6. The Calculated/Experimental Criticalities of PNL-series with ENDF/B-VI and -V . . . . .	47
표 7. The Calculated/Experimental Criticalities of PNL Mixed Oxide Critical Lattices with ENDF/B-VI and -V . . . . .	48
표 8. The Calculated Results of Numerical Benchmark Problems with ENDF/B-VI and -V . . . . .	49
표 9. The Calculated Results of Fast Reactor Benchmarks with ENDF/B-VI and -V . . . . .	50
표 10. The Calculated/Experimental Results of Fast Reactor Benchmarks with ENDF/B-VI and -V . . . . .	51
표 11. Relative Power Distributions in the VENUS Core with ENDF/B-VI and -V . . . . .	52
표 12. Relative Power Distributions in the BWR Core with Poison Curtain .	54
표 13. Relative Power Distributions in the BWR Core without Poison Curtain .	56

빈 면

# 제 1 장 서 론

원자력 개발을 추진하기 위한 각종 시설의 설계, 해석, 운영을 위한 핵 및 차폐 계산에서 중성자나 감마선에 관한 평가 핵자료는 기본 필수 자료이다. 평가 핵자료의 연구개발에 선진 원자력 개발국들은 많은 연구 인력과 개발비를 투입하여 기본 핵자료의 측정, 각종 핵이론 모델을 이용한 핵자료 생산 그리고 더 나아가 평가 핵자료 라이브러리를 마련하고 있다.

우리나라를 포함한 개발도상국들은 자력으로 기본 핵자료 생산에 기여할 여력이 없기 때문에, 현단계로서는 국제 원자력 기구 핵자료 센터의 도움으로 각종 실험데이터나 평가 핵자료들을 수집하여 자국에서 실제 필요로하는 형태의 핵자료 특히 다군정수 라이브러리를 개발, 사용하고 있다.

본 연구의 주목표는 새로이 개량, 공개된 평가 핵자료를 수집, 정비하고 이를 처리하여 국내 원자력 개발에 필요한 핵자료 특히 다군정수 자료를 개량, 보완 및 생산하여 원자력개발을 위한 각종 설계와 해석의 정확도를 높임으로써 안전성 및 경제성의 효율을 극대화 하는 데 있다. 이를 위해 금년에는 미국의 ENDF/B-V로부터 생산된 MCNP<sup>1)</sup>코드용 라이브러리와 일본의 최신 평가 핵자료집인 JENDL-3.2를 수집하였다. 연속에너지 몬테칼로 코드인 MCNP의 원활한 활용을 위해 최신 ENDF/B-VI.2를 NJOY91.91<sup>2)</sup> 시스템으로 처리하여 MCNP코드의 최신판인 MCNP4A용 연속에너지 점 단면적 라이브러리를 생산하고 열 및 고속노심 해석을 통해 생산된 라이브러리의 유용성과 ENDF/B-VI.2 자료의 검증계산을 수행하고 외국에서의 연구결과와 비교 검토하였다.

빈 면

## 제 2 장      본      론

### 제 1 절    연구내용 및 방법

#### 1. 핵자료 수집

미국이 그간 공개하지 않고 있던 ENDF/B-V자료를 완전 공개하게되어 MCNP용 라이브러리 중에서 ENDF/B-V의 general purpose 파일로부터 처리, 생산된 DLC-105C/MCNPDAT<sup>3)</sup> 자료를 수집하였다. 수집된 자료의 내용을 요약하면 표 1과 같다. 일본의 핵자료 센터는 그간 사용해오던 JENDL-3.1의 324개 핵종에 새로 16개 핵종자료를 추가 평가하여 총 340개 핵종으로 이루어진 새로운 version JENDL-3.2를 1994년 6월 30일자로 공개하였다. 340개 핵종중 198개 핵종이 부분 혹은 전면적인 수정을 거쳤으며 나머지 142개 핵종은 종전의 JENDL-3.1 자료로부터 format만이 ENDF-6 format으로 변형되었다. 이중에서 광자 생성 자료를 포함하고있는 핵종은 총 66개 핵종이다. 금번 공개된 자료중에서 새롭게 수정, 평가된 핵종자료들은 최근의 실험자료를 수용하고 있는 점등을 고려하면 공개된 평가 핵자료집중에서는 최신자료라 할 수 있겠다. 표 2에는 JENDL-3.2에 포함되어 있는 핵종을 정리하였다. 표에는 광자 생성자료와 JENDL-3.1에서 format 만 ENDF-6 format으로 변환한 핵종을 표시하였다. 이로써 현재 공개된 평가 핵자료집의 최신판으로는 ENDF/B-VI.2, JEF-2.2, JENDL-3.2, BROND-2 그리고 CENDL-2등이 있다.

## 2. 핵자료 처리코드

현재 ENDF-6 format의 평가핵자료를 처리할 수 있는 유일한 코드는 NJOY 시스템이다. 작년에는 version 91.38을 사용했으나 금년에는 새로운 version인 NJOY91.91을 사용하여 MCNP용 라이브러리에서 요구하는 자료를 ENDF-6 format으로 수록된 ENDF/B-VI.2내의 모든자료로부터 처리할 수 있게되었다. 그러나 일부 자료, 예를들면 ENDF-6 format의 file 6(energy-angular correlation)내의 자료는 아직 완전한 처리결과라 할 수 없는 실정이다. 최근 소식에 의하면 NJOY91.118 version이 곧 공개될 것이고 이어서 NJOY94가 완성되어 공개될 것으로 알려져 있다. 더하여 금년에는 NJOY91 version을 위한 manual도 전면적으로 새로이 정비하고(working module) 지금까지 발표된바 없던 output module을 위한 manual도 함께하여 LA-12740-M(October 1994)로 발표되었다.

## 3. MCNP 코드

MCNP 코드는 중성자, 광자, 전자, 또는 이들을 coupling하여 계산할 수 있는 몬테칼로 코드이다. 임계 계산 및 fixed source를 포함한 시스템에서의 다양한 양들을 계산해 낼 수 있으며 복잡한 기하학적 모델의 3차원 계산이 가능하다. 점 단면적을 이용하며, 열중성자 계산에서는 free gas와  $S(\alpha, \beta)$  모델 계산이 가능하다. 광자 계산시에는 incoherent 와 coherent 산란, 광전흡수에 따른 fluorescent 방출 가능성, 쌍전자 생성에 따른 흡수 및 소멸 방사선과 bremsstrahlung의 방출등이 취급된다. 전자 수송계산시에는 양자, X선 및 bremsstrahlung의 연속 slowing down 모델이 이용된다. 따라서 MCNP코드는 핵 임계 안전성, 방사선 차폐, 계측기 설계 및 분석, 개인 dosimetry, 보건 물리, 가속기 target 설계, 의학적 이용등에 널리 이용되고 있다. 그간 사용되던

MCNP4 (version MCNP4.2)는 대폭 수정, 정비되고 지금까지 별로 개정된바 없던 manual도 새로이 정리하여 코드는 version 4A로 그리고 manual은 LA-12625-M (November 1993)로 공개하였다. 이로써, ENDF-6 format에서 새로 채택된 file 6의 angle-energy correlation자료도 이용할 수 있게 되었다.

#### 4. MCNP용 라이브러리 생산

핵자료 처리 코드인 NJOY91.91을 이용하여 ENDF/B-VI.2까지의 평가핵자료들로부터 MCNP용 연속에너지 점 단면적 자료를 생산하였다. 처리과정에서는 최근 평가 핵자료의 공명영역 자료의 상세한 표현으로 인한 생성에너지 점 수의 과도한 증가 때문에 내삽 및 thinning tolerance를 0.5%로 하였으며 금번 생산된 자료는 모두 300 ° K 자료로 Cyber(960-31)에서 처리되었다. NJOY91.91내에서의 생산과정 흐름도는 그림 1과 같다. 처리된 핵종은 light element 27핵종, 구조재 핵종 19개, medium element 27핵종, 그리고 actinide로서 17핵종 합계 총 90개 핵종자료이다. 또한 열중성자의  $S(\alpha, \beta)$ 모델 자료도 온도별로 생산하였다. 표 3 과 4에 처리된 핵종 및 자료를 정리하였다.

#### 5. 벤치마크 계산

생산된 라이브러리의 유용성은 물론이고 ENDF/B-VI.2 자료의 검증을 위해 CSEWG(Cross Section Evaluation Working Group)에서 벤치마크 문제<sup>4)</sup>로 추천하고 있는 열 및 고속임계자료를 비롯해 각종노심의 numerical benchmark problem<sup>5)</sup>에 대해 MCNP4A를 이용한 연속에너지 몬테칼로 계산을 수행하였다. 계산결과는 실험치와 비교되었으며 참고로 다군의 discrete ordinates코드에 의한 계산 결과와도 비교하였다. 이밖에 발전로를 모의한 대형노심에 대한 유용성을 검증

하였다.

### 가. 열중성자 소형노심

ENDF/B-VI.2 핵자료와 이것으로부터 생산된 MCNP 라이브러리의 열중성자로 해석에의 유용성을 검증하기 위해 CSEWG추천 벤치마크 문제들중  $^{235}\text{U}$  노심인 ORNL-1, 2, 3, 4, 10 및 L-7, 8, 9, 10, 11과  $^{239}\text{Pu}$  노심의 PNL-series에 대해 임계도 계산을 수행하였다. 또한 혼합 핵연료 노심인 PNL - 30 ~ 35의 벤치마크 계산을 수행하였으며, 다양한 열중성자로에의 적용성을 검토하기 위해 numerical benchmark 계산도 수행하여 임계도 및 핵연료에서의 반응율비를 비교 분석하였다.

#### (1) 우라늄노심

##### (가) ORNL-1, 2, 3, 4, 10

$^{235}\text{U}$  구형노심(uranyle nitrate solution)이며, 반사체는 없다. 이 벤치마크 문제는  $\text{H}_2\text{O}$ 의 고속산란자료,  $^{235}\text{U}$  와  $^1\text{H}$ 의 열중성자 포획단면적 그리고  $^{235}\text{U}$ 의 열중성자 분열단면적 및  $\nu$  데이터를 검증하는데 유용하다. 다음에 ORNL-1, 2, 3, 4, 10의 특성을 간략히 정리했다.

	H/ $^{235}\text{U}$	Radius (Sphere)	Boron
ORNL-1	1378	34.595 cm	no
ORNL-2	1177	34.595 cm	yes
ORNL-3	1033	34.595 cm	yes
ORNL-4	972	34.595 cm	yes
ORNL-10	1835	61.011 cm	no

##### (나) L-7, 8, 9, 10, 11

$^{235}\text{U}$  구형노심(uranyle fluoride-  $\text{UO}_2\text{F}_2$ )이며, ORNL의 보충실험

이다. H<sub>2</sub>O의 고속산란자료, <sup>235</sup>U 자료 및 <sup>1</sup>H의 열중성자 포획단면적자료 검증에 유용하다. 다음은 그 특성이다.

	H/ <sup>239</sup> Pu	Radius (Sphere)	Reflected	Fuel Loading ( <sup>235</sup> U kg)
L7	76.1	11.5176 cm	yes	2.08±0.2
L10	126.5	11.8442 cm	yes	1.39±0.01
L8	1112	27.9132 cm	no	2.13±0.2
L11	1270	27.9132 cm	yes	1.86±0.2
L9	1393	34.6327 cm	no	3.25±0.03

(2) 플루토늄 노심

(가) PNL-6 ~ 12

<sup>239</sup>Pu노심(plutonium nitrate solution)이며, hydrogen/<sup>239</sup>Pu 가 125 ~ 1067 까지이다. <sup>240</sup>Pu의 비율이 전체 플루토늄에서 0.54 ~ 42.9% 를 차지한다. H<sub>2</sub>O의 산란자료, <sup>239</sup>Pu의 공명영역과 열중성자 분열단면적 및 핵분열 스펙트럼을 검증하는데 유용하다. 다음에서 -B series는 Monte Carlo계산 모델이다. 그림 2는 PNL-12의 실험과 그것의 몬테칼로 계산모델(PNL-12B)이다.

	H/Pu	H/ <sup>239</sup> Pu	Core Geometry	Comments
PNL-6A	125	131	sphere(r=19.5085cm)	no vessel
-6B			sphere(r=19.318 cm)	steel vessel
PNL-7A	980	985	sphere(r=17.78 cm)	H <sub>2</sub> O reflector
-7B			sphere in H <sub>2</sub> O tank	
PNL-8A	758	797	sphere(r=19.318 cm)	steel vessel
-8B			sphere	
PNL-9	910	1055	cylinder(r=22.733, h=36.403cm)	-
PNL-10	210	231	cylinder(r=30.514, h=15.44 cm)	H <sub>2</sub> O ref.
PNL-11	623	1500	cylinder(r=30.514, h=80.92 cm)	H <sub>2</sub> O ref.
PNL-12A	1076	1122	sphere(r=19.292 cm)	H <sub>2</sub> O reflector
-12B			sphere(r=19.318 cm)	

### (3) 혼합핵연료 노심

#### (가) PNL-30 ~ 35

H<sub>2</sub>O 감속재의 혼합핵연료 노심(UO<sub>2</sub> - 2 w/o PuO<sub>2</sub>)이며 전체 플루토늄중 <sup>240</sup>Pu이 8% 를 차지한다. Zircaloy clad이며 직경은 1.4352cm로서 square lattice이다.

Lattice	Lattice Spacing	No. fo Rods	<sup>10</sup> B Concentration
PNL-30	1.778 cm	469	1.873e-8 *
PNL-31	1.778 cm	761	7.504e-6
PNL-32	2.20914cm	195	9.916e-9
PNL-33	2.20914cm	761	1.202e-5
PNL-34	2.51447cm	161	1.763e-8
PNL-35	2.51447cm	689	8.455e-6

\* Read as 1.873e-8 x 10<sup>-24</sup> atoms/cm<sup>3</sup>

### (4) Numerical Benchmark Problems

#### (가) NB-1 ~ 5

NB1은 저농축 UO<sub>2</sub>연료의 육각형 배열이고, NB2는 핵연료 간격이 넓고, 핵연료가 굵은 그리고 NB3는 NB2보다 간격이 좁은 혼합핵연료 노심, NB4는 PWR에 유사하고, 끝으로 NB5는 조밀한 육각형배열의 고전환 격자구조로 이루어져 있다. 다음에 numerical benchmark 문제들과 관련된 실험을 포함한 특징을 정리하였다.

Assembly	Related Experiment	Lattice Fuel	Fuel	Pitch (cm)	Fuel Rod Radius(cm)
NB1	BAPL-UO <sub>2</sub> -1	hexagonal	UO <sub>2</sub>	1.5578	0.4864
NB2	PNL-33(U-L212)	square	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	2.20914	0.6414
NB3	ESD869	square	PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	1.7526	0.64135
NB4	W3	square	UO <sub>2</sub>	1.4605	0.5080
NB5	HIC-13	hexagonal	UO <sub>2</sub>	1.1660	0.4675

#### 나. 고속 소형노심

생산된 MCNP 라이브러리의 액체 금속로 해석에의 유용성 확인을위해 CSEWG가 추천한 고속 임계노심중에서 소형노심에 대한 벤치마크 계산을 수행 하여 임계도 및 중심 반응율비를 실험치 및 외국에서 계산된 결과와 비교하였다.

##### (1) GODIVA

금속 우라늄 구형노심이며, 반사체는 없다. <sup>235</sup>U와 <sup>238</sup>U단면적 시험에 유용하며, 노심반경은 8.741cm이다.

##### (2) JEZEBEL

금속 플루토늄 노심이며, 구형이다. 반사체는 없으며, 노심반경은 6.385cm 이다.

##### (3) JEZEBEL-23

반사체가 없는 <sup>233</sup>U(98.13%) 금속 구형노심이며 반경은 5.983cm이다.

##### (4) JEZEBEL-Pu

반사체 없는 구형 금속 플루토늄노심이며, <sup>240</sup>Pu이 20.1%이다. 노심 반경은 6.65985cm이며 JEZEBEL보충실험으로서 <sup>240</sup>Pu 의 단면적에 관한 시험에

유용하다.

(5) FLATTOP-25

$^{235}\text{U}$ (93.3%) 금속 구형노심이며, 천연우라늄 반사체로 둘러싸여 있다. GODIVA보충실험으로서, 핵분열 에너지 범위내에서의  $^{238}\text{U}$ 의 핵자료에 대한 정보를 얻을 수 있다. 노심의 반경은 6.116cm이며, 반사체 두께는 18.014cm 이다.

(6) FLATTOP-23

$^{233}\text{U}$ (98.13%)의 구형 금속노심으로서, 천연 우라늄 반사체로 둘러싸여 있다. 노심과 반사체 사이에는 0.218cm의 틈새가 있다. 노심의 반경은 4.610cm 이며 반사체두께는 19.52cm이다. JEZEBEL-23의 보충실험으로  $^{238}\text{U}$ 의 핵자료 시험에 유용하다.

(7) FLATTOP-Pu

천연우라늄 반사체의 플루토늄 노심으로서  $^{240}\text{Pu}$ 이 4.5%이다. JEZEBEL보충실험으로  $^{238}\text{U}$ 의 단면적자료를 시험한다. 노심의 반경은 4.533cm 이며 반사체 두께는 19.597cm이다.

(8) THOR

$^{232}\text{Th}$  반사체의 플루토늄 구형노심(5.1%  $^{240}\text{Pu}$ )이며, 노심 반경은 5.310cm이고 반사체 두께는 24.57cm이다.

(9) BIG TEN

10 w/o  $^{235}\text{U}$  금속 원주형노심으로 depleted uranium 반사체로 둘러싸여

있다. CSEWG가 추천하는 원주형노심에 상응하는 구형노심의 반경은 30.48cm이고 반사체 두께는 15.24cm이다.

#### 다. 발전로 모의 노심

상용 발전로 모의노심에서의 출력분포와 임계도 계산을 수행하여 실험값과 비교함으로써, 생산된 라이브러리의 유용성을 분석하였다.

##### (1) VENUS PWR 모의노심<sup>6)</sup>

3.3% <sup>235</sup>U농축 zicaloy clad의 핵연료봉 752개와 4% <sup>235</sup>U농축 steel clad 핵연료봉 1,800개 그리고 42개의 pyrex봉으로 구성된 노심과 inner, outer baffle, core barrel, neutron pad 및 노심 중심에 water hole로 이루어진 PWR 모의 실험이다. 그림 3은 VENUS 노심의 출력분포를 계산하기 위한 기하학적 모델이다.

##### (2) BWR 노심<sup>7)</sup>

미국 GE(General Electric)사의 임계실험인 BWR 모의노심의 출력 분포와 임계도를 계산하여 실험값과 비교하였다. 이 BWR은 1.19, 1.56 그리고 2.42 w/o <sup>235</sup>U농축 핵연료봉이 7 x 7 구성된 assembly가 4 x 4 로 배열되어 있으며, assembly 사이에 poison curtain이 놓이게 된다. 이 poison curtain을 제거한 경우와 삽입한 경우 각각에 대한 계산을 수행하였다 그림 4는 BWR모의노심이고, 그림 5는 그것의 MCNP계산 모델이다.

빈 면

## 제 2 절 연구결과 및 고찰

### 1. 열중성자 소형 노심

$^{235}\text{U}$  노심인 ORNL-series와 L-series에 대한 임계 계산결과를 표 5에 정리하였다. 표에서 LANL(Los Alamos National Laboratory)자료<sup>8)</sup>는 187군 단면적과 수송계산코드 ONEDANT<sup>9)</sup>로 계산한 결과이고, ORNL(Oak Ridge National Laboratory)결과<sup>10)</sup>는 ENDF/B-VI는 VITAMIN-B6의 199군 단면적을, ENDF/B-V는 SCALE-4의 238군 단면적 자료를 XSDRNPM으로 계산한 것이다. 또한 EPRI결과<sup>11)</sup>는 몬테칼로 계산을 수행한 것이다. ORNL-series의 계산결과를 살펴보면 ENDF/B-VI를 이용한 결과는 유효중배계수가 실험치에 비해 약 0.5% 낮게 나타내는데 ENDF/B-V의 결과는 실험치에 근접하고 있다. 그러나 L-series에서는 ENDF/B-VI 이용결과는 실험값과 잘 일치하고 있지만 ENDF/B-V의 결과는 실험값에 비해 높게 나타내고 있다. 여기서 보듯이 현재까지 우라늄 노심에 대한 ENDF/B-VI 이용 결과는 ENDF/B-V보다 임계도를 낮게 평가하고 있다. 아직도 이러한 문제점들의 해결을위한 연구가 CSEWG에서 진행되고 있다.<sup>8)</sup> 표 6에는 플루토늄 노심인 PNL-series의 계산 결과를 실험값과의 비로 정리하였다. 표에서 보면 ENDF/B-VI를 이용한 결과는 ENDF/B-V 계산 결과보다 상당히 개선됐음을 알 수 있으며, ENDF/B-V는 플루토늄 노심에서 유효중배계수를 1%이상 높게 예측하는 결과를 가져올 수 있음을 보여주고 있다. 그런데 이 벤치마크 문제중 PNL-9와 -10은 실험자료가 부정확한 것으로 생각되나 상세자료를 구할 수가 없는 실정이다. 혼합핵연료(MOX) 노심인 PNL-30 ~ 35 계산 결과를 정리한 것이 표 7이다. 혼합 핵연료 노심계산결과 ENDF/B-VI는 -V에 비해 매우 향상되어 실험값과 잘 일치하고 있다. 다양한 실험들과 연관된 numerical benchmark 문

제들에 대한 MCNP계산을 수행하여 표 8에 정리하였는데, 각각의 양들은 다음을 나타낸다.

$k_{\infty}$  : infinite multiplication factor

$\rho^{28}$  : ratio of epithermal to thermal U-238 capture rates

$\delta^{25}$  : ratio of epithermal to thermal U-235 fission rates

$\delta^{28}$  : ratio of U-238 to U-235 fission rates

$C^*$  : ratio of U-238 capture to U-235 fission rates.

표 8에서 조밀격자구조인 NB5의 계산결과는 ENDF/B-VI와 -V 사이에 상당한 차이를 보이고 있다. 이들 비교자료는 신·구 평가 핵자료들에 대한 상대적인 비교에 유용하다.

## 2. 고속 소형노심

표 9에는 노심의 크기순으로 소형 고속 임계노심에 대한 임계도 및 중심 반응율비를 실험값과 같이 정리하였으며, 표 10에는 계산치와 실험치의 비를 외국에서 수행한 결과와 함께 비교하였다. GODIVA와 FLATTOP-25, JEZEBEL과 FLATTOP-Pu 그리고 FLATTOP-23과 JEZEBEL-23을 비교해보면 천연우라늄 반사체를 쓴 FLATTOP-25, FLATTOP-Pu 그리고 FLATTOP-23의 유효증배계수가 실험치에 비해 크게 나타나고 있다. 이는  $^{238}\text{U}$ 의 핵자료에 기인하는 것으로 판단된다. BIG TEN노심의 경우 유효증배 계수가 실험치에 비해 1%정도 크게 나타나는데 이는 CSEWG가 추천한 구형노심이 아닌, 실제 실험모델인 원주형 2차원 계산을 하면 개선될 수 있을 것으로 생각된다. 전체적으로 고속 소형노심 벤치마크 계산에서 중심 반응율비는 실험치와 비교할때 ENDF/B-VI의 결과가 ENDF/B-V의 계산결과보다 상당히 개선되었음을 알 수 있다.

### 3. 발전로 모의노심

VENUS PWR 모의실험의 ENDF/B-VI 및 -V를 이용한 MCNP 계산결과와 측정된 출력분포를 표 11에 각각 정리하였다. 자세한 실험자료의 부족으로 정확한 임계계산은 할 수 없었으나 상대적인 출력분포를 계산하여 실험치와 비교함으로써 ENDF/B-VI의 유용성을 파악하였다. ENDF/B-VI를 이용한 결과 rms(root mean square)는 2.322% 였으며, 실험치와의 최대오차는 5.558% 였다. ENDF/B-V 결과를 rms는 1.857, 최대오차는 5.885% 였다. 여기서 실험오차는 1.5% 이며 MCNP계산의 fractional standard deviation도 1.5% 였다.

BWR 노심은 poison curtain이 삽입된 경우와 제거된 경우 각각에 대해 ENDF/B-VI와 -V를 이용하여 계산을 수행하였는데 표 12와 13에 유효증배계수 및 핵연료봉들에서의 상대적인 출력분포를 실험치와 비교하여 각각 정리하였다. 유효증배계수는 두가지 경우 모두에서 ENDF/B-VI와 -V 둘다 실험치와 매우 잘 일치하고 있다. Poison curtain이 삽입된 경우 ENDF/B-VI의 결과는 rms가 2.09%, 최대오차가 3.94%이고, ENDF/B-V의 결과는 rms가 1.92%, 최대오차는 3.67%이다. 또한 poison curtain이 제거되었을때 ENDF/B-VI와 -V의 rms는 1.44%와 1.29%이며, 최대오차는 각각 3.39%와 4.29%이다. 이는 실험오차가 약 2%이고, MCNP 계산의 fractional standard deviation이 1.5% 인 점을 고려하면 핵연료봉에서의 출력분포를 매우 잘 예측할 수 있는 것으로 판단된다. 전체적으로 VENUS PWR 모의노심과 BWR 노심에서 ENDF/B-VI나 -V를 이용했을때 출력 분포 예측에는 큰 차이를 보이지 않고 있다.

빈 면

### 제 3 장 결론 및 건의사항

새로운 평가 핵자료가 개발, 공개되고 있어 이의 이용을 위한 연구가 지속적으로 이루어져야 하겠다.

금년에는 미국에서 개발된 최신 핵자료인 ENDF/B-VI.2의 검증과 그것으로부터 생산한 MCNP용 ACE-format의 연속에너지 점 단면적 자료의 유용성을 확인하기 위하여 국제적으로 공인된 벤치마크 문제들을 계산하여 실험치와 비교, 분석하였다. 그 결과 ENDF/B-VI.2를 이용한 결과는 열중성자로 우라늄 노심(uranyle nitrate solution)에서는 유효중배계수를 실험치에 비해 조금 낮게 예측하였으나, L-series(uranyle fluoride) 노심에서는 잘 일치하였다. 또한 플루토늄 및 혼합핵연료 노심에서도 실험치에 잘 근접하고 있다. 소형 고속로 심에서는 반응율비에 있어서 ENDF/B-V의 결과에 비해 상당히 개선된 것으로 나타났으나, 천연 우라늄 반사체를 이용한 노심에서는 아직도 실험치에 비해 유효중배계수가 큰 경향을 보이고 있다. 이는 아직도  $^{238}\text{U}$  핵자료가 개선될 여지가 있음을 나타낸다. 전체적으로 ENDF/B-VI.2는 ENDF/B-V보다 개선된 것으로 판단된다. 앞으로 소내외에서 ENDF/B-VI.2로부터 생산된 MCNP용 연속에너지 점 단면적 라이브러리가 핵 또는 차폐 설계 및 해석에 많이 이용되기를 기대한다.

본과제 수행과 관련하여 다음 4편의 논문을 국내외에 발표하였다.

1. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, U.S.A., 1994.5.9 - 13.

**"Applications of ENDF/B-VI and JENDL-3.1 Iron Data to Reactor Pressure Vessel Fluence Analysis Using Continuous Energy Monte Carlo Code MCNP"**

2. 한국원자력학회 '94 춘계학술대회, 포항공대, 1994.5.27 - 28.

**"철의 개량된 평가핵자료를 이용한 가압경수로 압력용기의 중성자 투과계산"**

3. Annals of Nuclear Energy (1994.7.23 accepted, will be published in 1995)

**"Application of Recent Iron Evaluation of ENDF/B, JEF and JENDL to Neutron Transport Calculations through Light Water Reactor Pressure Vessel"**

4. 한국원자력학회 '94 추계학술대회, 한국전력연수원, 서울, 1994.10.29.

**"Short-word 및 Long-word 전산기종에서 처리된 핵자료가 핵계산에 미치는 영향"**

## 참고문헌

1. J. Briesmeister (Editor), MCNP-A General Monte Carlo Code for Neutron and Photon Transport Version 3A, LA-7396-M, Rev.2 (1986).
2. R.E. Macfarlane, D.W. Muir, and R.M. Boicourt, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Vol. I: User's Manual," LA-9303-M, Vol.I(ENDF-324) (1982).
3. B.L. Kirk and R.W. Roussin, "Contents of DLC-105C/MCNPDAT for Use with CCC-200/MCNP(Version 4)," Informal Notes(January 1994).
4. ENDF-202, Cross Section Evaluation Working Group Benchmark Specifications, BNL-19302 (1974) (Revised 11-1981).
5. M.L. Williams et al., "Analysis of Thermal Reactor Benchmarks with Design Codes Based on ENDF/B-V Data," *Nucl. Technol.*, 71, p.386 (1985).
6. P.O. Morakinyo, M.L. Williams and F.B.K. Kam, "Analysis of the VENUS PWR Engineering Mockup Experiment - Phase I. Source Distribution," NUREG/CR-3888, ORNL/TM-9238 (August 1984).
7. S.Sitarman and F.Rahnema, "Criticality Analysis of Heterogeneous Light Water Reactor Configurations," *Nucl. Sci. Eng.*, 113, 239-250, (1993).
8. R.E. MacFarlane, "Data Testing of ENDF/B-VI," LA-UR-94-1541, (1994).
9. R.D. O'Dell, F.W. Brinkly, Jr., D.R. Marr, and R.E. Alcoffe, "Revised User's Manual for ONEDANT: A Code Package for One-Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Particle Transport," Los Alamos National Laboratory report LA-9184-M Rev.(December 1989).
10. R.Q. Wright, J.E. White and D.T. Ingersoll, "Fast and Thermal Reactor Data Testing of ENDF/B-VI," ORNL, International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Gatlinburg, Tennessee, U.S.A., 1994.5.9 - 13.
11. E. Schmidt, P.F. Rose, "Testing of the ENDF/B-V Nuclear Data Library in Thermal Benchmark Experiments," EPRI-NP-5058, (February 1987).

빈 면

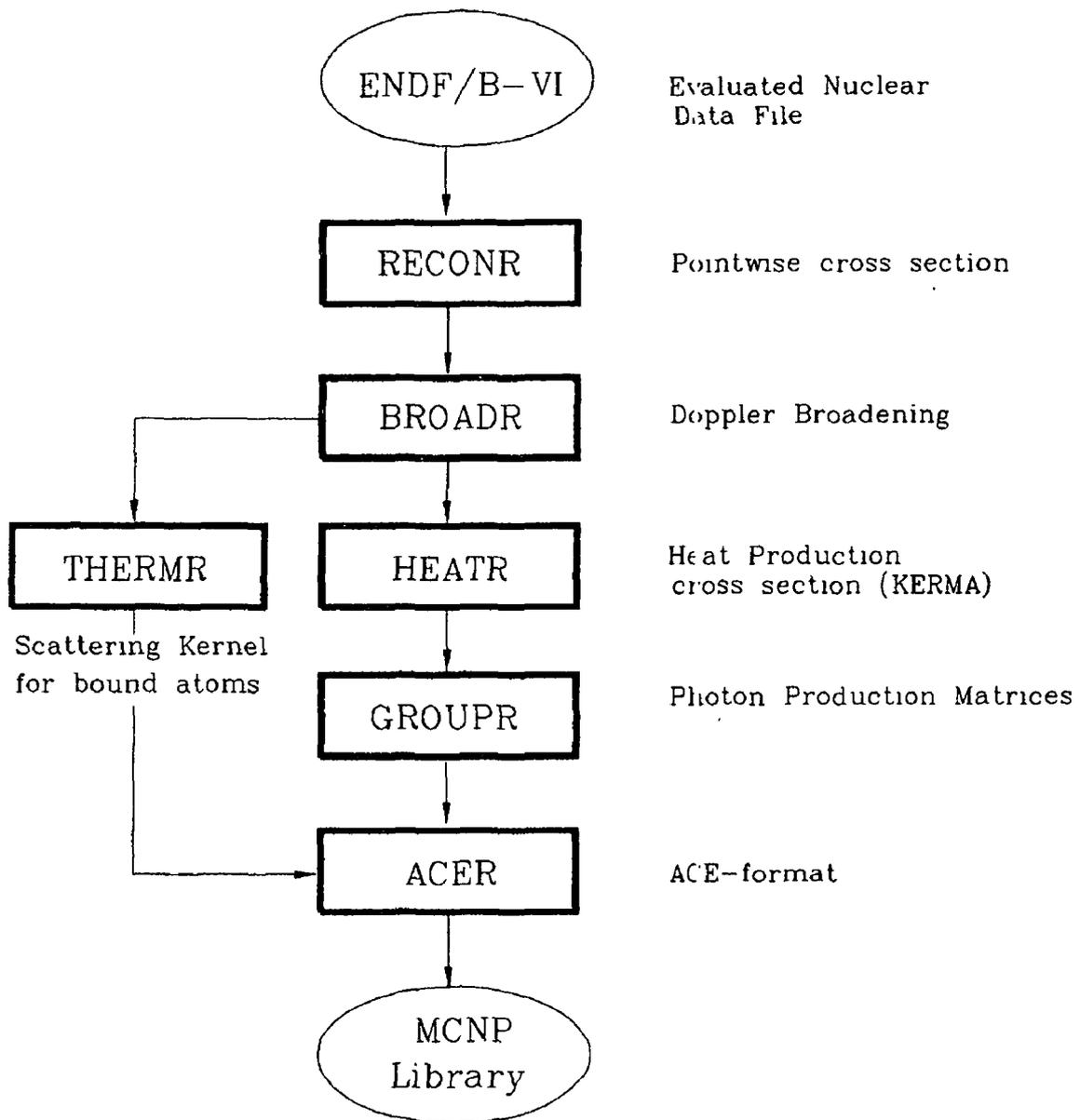


Fig. 1 Flow Diagram for Processing MCNP Library

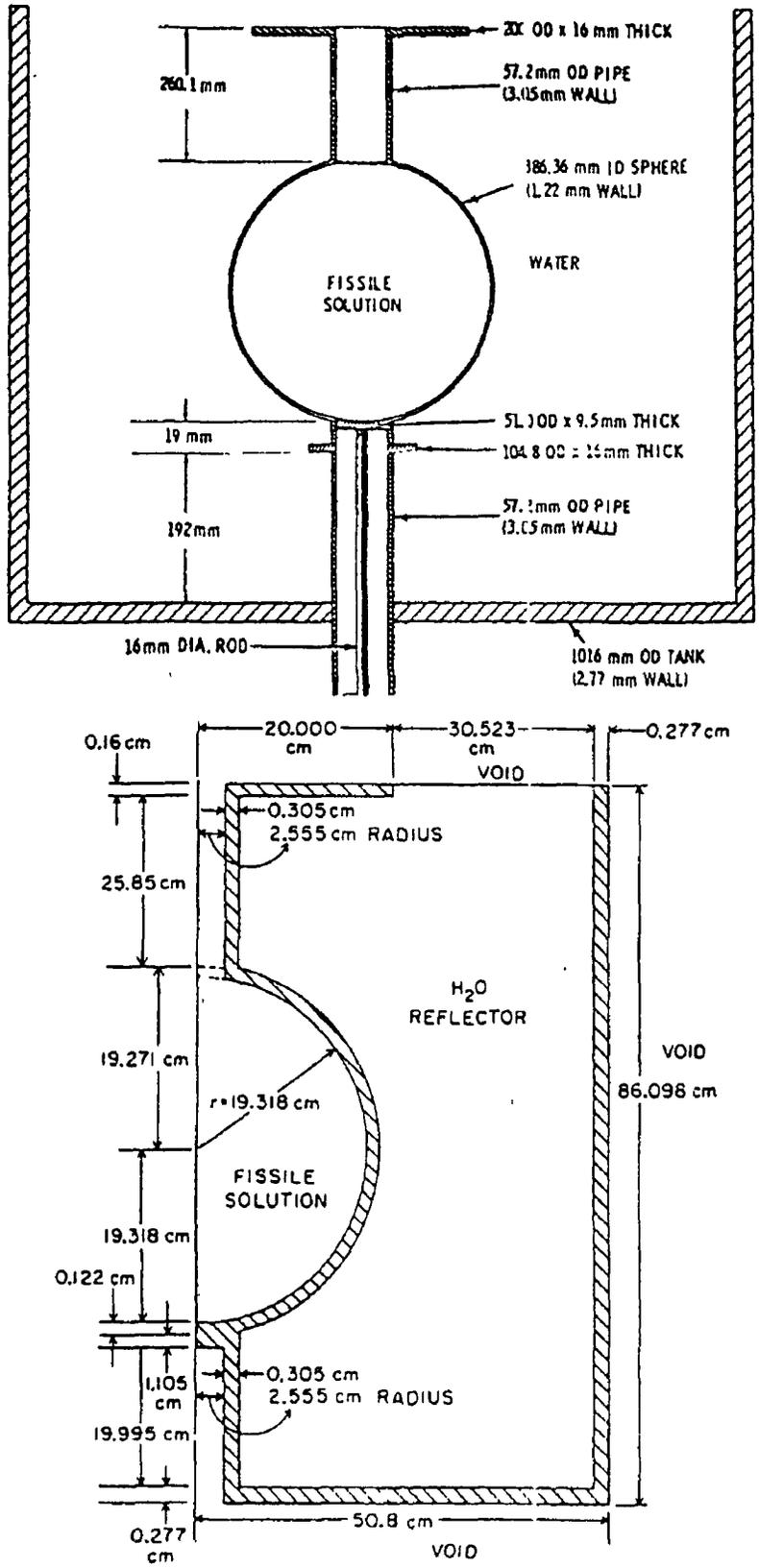


Fig. 2. Experiment and Monte Carlo Calculational Model for PNL-12

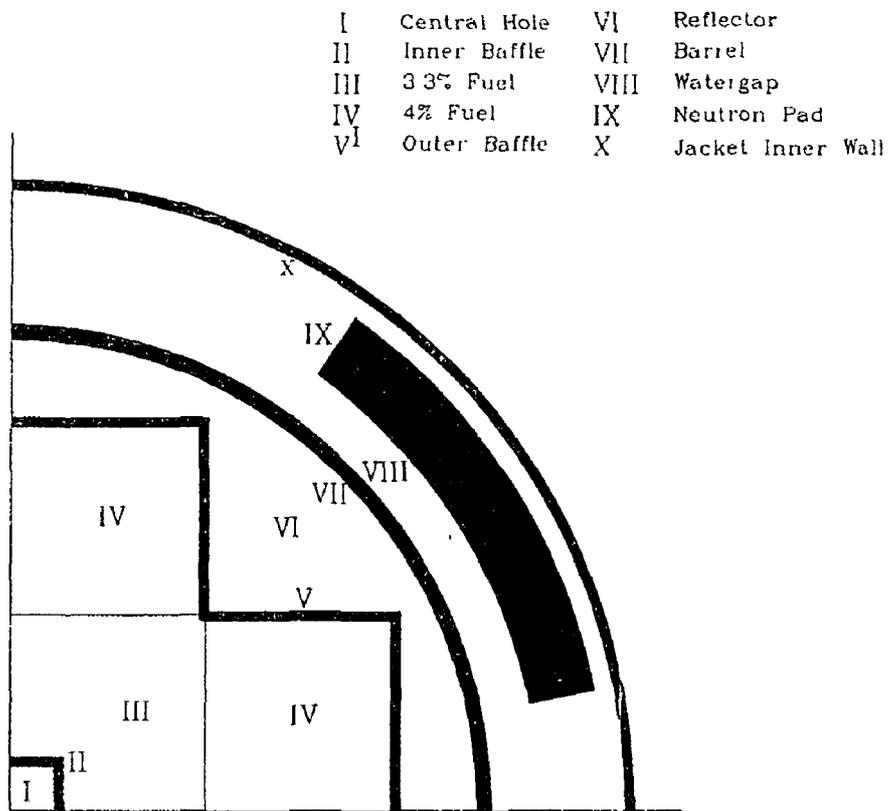
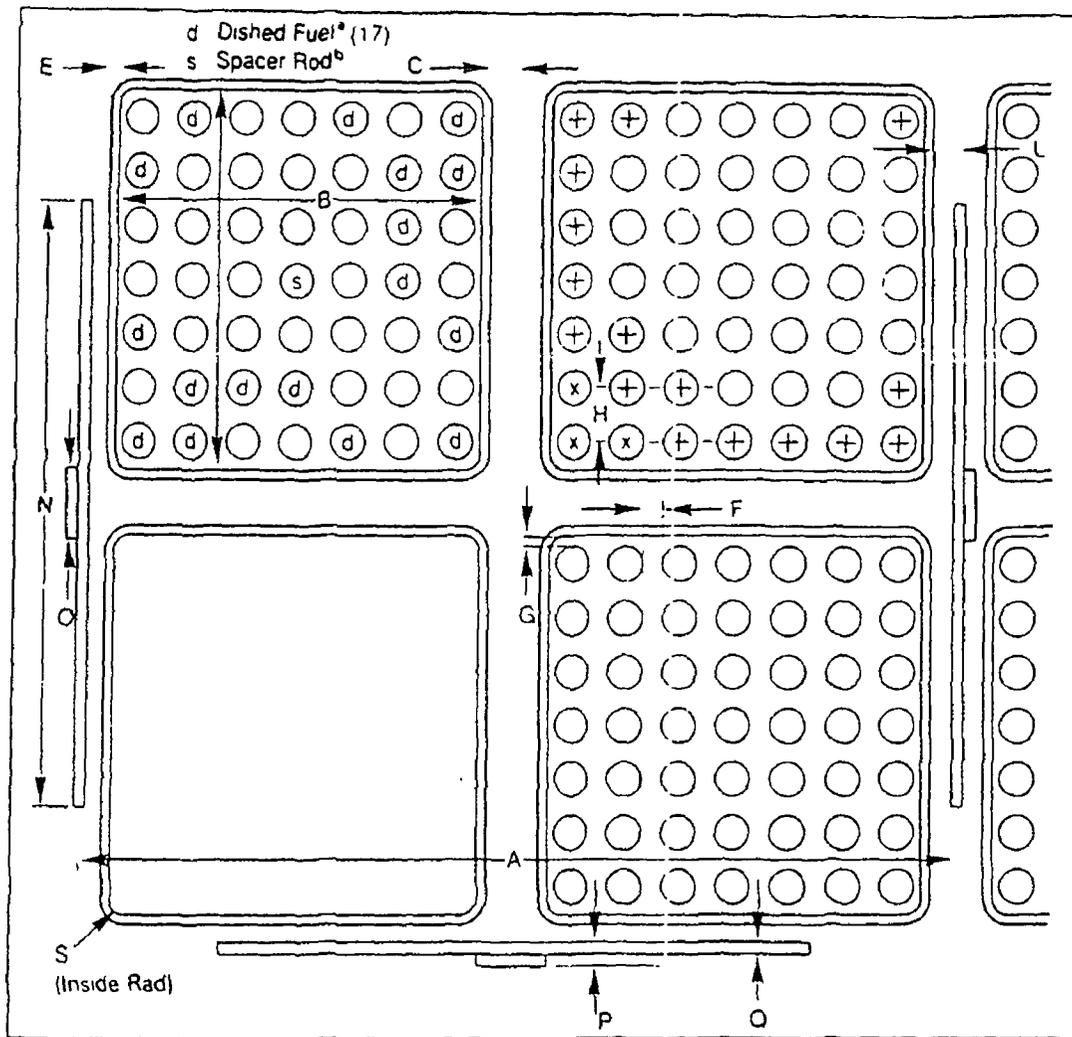


Fig 3 MCNP Calculational Model for VENUS PWR Mockup Experiments



Dimensions (cm)	
A = 30.48	L = 0.47498
B = 13.40612	N = 21.4376
C = 0.9525	O = 1.42748
E = 0.2032	P = 1.42748
F = 0.42672	Q = 0.19304
G = 0.3556	S = 1.016
H = 1.87452	

<sup>a</sup>Fuel Density Dished = 10.15 g/cm<sup>3</sup>  
Regular = 10.34 g/cm<sup>3</sup>

<sup>b</sup>Active Fuel Length Regular Rod = 365.76 cm  
Spacer Rod = 345.19 cm

Fig. 4. Bundle Configuration for BWR Experiments : Small Core  
Critical with and without Poison Curtain

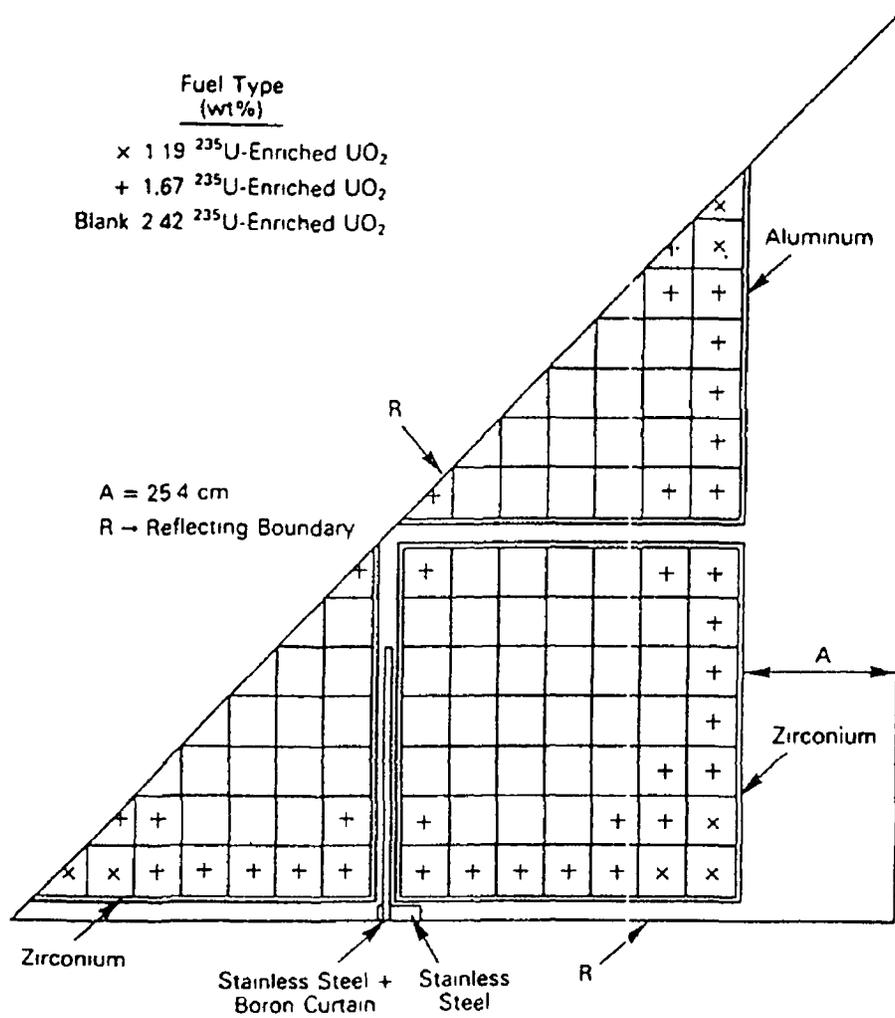


Fig. 5. MCNP Calculational Model for BWR Experiments with and without Poison Curtain

빈 면

Table 1. Contents of DLC-105C/MCNPDAT

File	Source	Comment
RMCCS1	ENDF/B-V LANL ENDL85	Consisting of 64 tables
RMCCSA1	ENDF/B-V LANL ENDL85	Based on 27 tables
ENDF5U1	ENDF/B-V	Based on 31 tables
DRMCCS1	ENDF/B-V LANL ENDL85	Discrete data corresponding to RMCCS1 and RMCCSA1
ENDF5P1	ENDF/B-V	23 tables
ENDF5T1	ENDF/B-V	43 tables
DRE51	ENDF/B-V	54 tables, discrete data corresponding to ENDF5U1 and ENDF5P1
MGXSNP1		Multigroup cross sections for neutrons and photons
EPRIXS1		Including 300, 600 and 900 ° k for 7 isotopes
NEWXS1		Newly processed evaluations
NEWXSD1		Discrete version of NEWXS1

Table 2. 340 Nuclides Included in JENDL-3.2

H-1*	H-2	He-3*	He-4	Li-6*	Li-7*	Be-9	B-10	B-11	C-12*
N-14*	N-15*	O-16*	F-19*	Na-23*	Mg-nat*	Mg-24	Mg-25	Mg-26	Al-27*
Si-nat*	Si-28*	Si-29*	Si-30*	P-31*	S-nat*	S-32	S-33	S-34	S-36
Cl-nat	Cl-35	Cl-37	Ar-40	K-nat*	K-39	K-40	K-41	Ca-nat*	Ca-40*
Ca-42	Ca-43	Ca-44	Ca-46	Ca-48	Sc-45	Ti-nat*	Ti-46	Ti-47	Ti-48
Ti-49	Ti-50	V-51*	Cr-nat*	Cr-50	Cr-52	Cr-53	Cr-54	Mn-55*	Fe-nat*
Fe-54*	Fe-56*	Fe-57*	Fe-58*	Co-59*	Ni-nat*	Ni-58*	Ni-60*	Ni-61	Ni-62
Ni-64	Cu-nat*	Cu-63*	Cu-65*	Ga-nat	Ga-69	Ga-71	Ge-nat	Ge-70	Ge-72
Ge-73	Ge-74	Ge-76	As-75	<u>Se-74</u>	<u>Se-76</u>	<u>Se-77</u>	<u>Se-78</u>	<u>Se-79</u>	Se-80
<u>Se-82</u>	Br-79	Br-81	<u>Kr-78</u>	<u>Kr-80</u>	<u>Kr-82</u>	<u>Kr-83</u>	<u>Kr-84</u>	<u>Kr-85</u>	<u>Kr-86</u>
<u>Rb-85</u>	<u>Rb-87</u>	<u>Sr-86</u>	<u>Sr-87</u>	Sr-88	<u>Sr-89</u>	Sr-90	Y-89	<u>Y-91</u>	Zr-nat*
Zr-90	Zr-91	Zr-92	<u>Zr-93</u>	Zr-94	<u>Zr-95</u>	Zr-96	Nb-93*	<u>Nb-94</u>	<u>Nb-95</u>
Mo-nat*	Mo-92	Mo-94	Mo-95	Mo-96	Mo-97	Mo-98	<u>Mo-99</u>	Mo-100	Tc-99
<u>Ru-96</u>	<u>Ru-98</u>	Ru-99	<u>Ru-100</u>	Ru-101	<u>Ru-102</u>	<u>Ru-103</u>	<u>Ru-104</u>	<u>Ru-106</u>	Rh-103
<u>Rh-105</u>	<u>Pd-102</u>	<u>Pd-104</u>	<u>Pd-105</u>	<u>Pd-106</u>	Pd-107	<u>Pd-108</u>	<u>Pd-110</u>	Ag-nat*	Ag-107*
Ag-109*	<u>Ag-110m</u>	Cd-nat*	<u>Cd-106</u>	<u>Cd-108</u>	Cd-110	Cd-111	<u>Cd-112</u>	Cd-113	<u>Cd-114</u>
<u>Cd-116</u>	<u>In-113</u>	In-115	<u>Sn-112</u>	<u>Sn-114</u>	<u>Sn-115</u>	<u>Sn-116</u>	Sn-117	<u>Sn-118</u>	<u>Sn-119</u>
<u>Sn-120</u>	<u>Sn-122</u>	<u>Sn-123</u>	Sn-124	<u>Sn-126</u>	Sb-nat	Sb-121	Sb-123	<u>Sb-124</u>	<u>Sb-125</u>
<u>Te-120</u>	Te-122	Te-123	Te-124	Te-125	Te-126	<u>Te-127m</u>	<u>Te-128</u>	<u>Te-129m</u>	<u>Te-130</u>
I-127	<u>I-129</u>	<u>I-131</u>	<u>Xe-124</u>	<u>Xe-126</u>	<u>Xe-128</u>	<u>Xe-129</u>	<u>Xe-130</u>	<u>Xe-131</u>	<u>Xe-132</u>
<u>Xe-133</u>	<u>Xe-134</u>	<u>Xe-135</u>	<u>Xe-136</u>	Cs-133	Cs-134	Cs-135	Cs-136	Cs-137	<u>Ba-130</u>
<u>Ba-132</u>	<u>Ba-134</u>	Ba-135	<u>Ba-136</u>	Ba-137	Ba-138	<u>Ba-140</u>	<u>La-138</u>	La-139	Ce-140
<u>Ce-141</u>	Ce-142	<u>Ce-144</u>	Pr-141	<u>Pr-143</u>	Nd-142	Nd-143	Nd-144	Nd-145	<u>Nd-146</u>
<u>Nd-147</u>	<u>Nd-148</u>	Nd-150	<u>Pm-147</u>	<u>Pm-148</u>	<u>Pm-148m</u>	<u>Pm-149</u>	Sm-144	Sm-147	Sm-148
<u>Sm-149</u>	Sm-150	<u>Sm-151</u>	Sm-152	<u>Sm-153</u>	Sm-154	Eu-nat*	<u>Eu-151</u>	<u>Eu-152</u>	Eu-153
Eu-154	Eu-155	<u>Eu-156</u>	<u>Gd-152</u>	<u>Gd-154</u>	<u>Gd-155</u>	<u>Gd-156</u>	<u>Gd-157</u>	<u>Gd-158</u>	<u>Gd-160</u>
<u>Tb-159</u>	Hf-nat*	Hf-174*	Hf-176*	Hf-177*	Hf-178*	Hf-179*	Hf-180*	Ta-181*	W-nat*
W-182	W-183	W-184	W-186	Pb-nat*	Pb-204*	Pb-206*	Pb-207*	Pb-208*	Bi-209*
<u>Ra-223</u>	<u>Ra-224</u>	<u>Ra-225</u>	Ra-226	<u>Ac-225</u>	<u>Ac-226</u>	<u>Ac-227</u>	Th-227	Th-228	Th-229
Th-230	Th-232	Th-233	Th-234	<u>Pa-231</u>	Pa-232	<u>Pa-233</u>	U-232	U-233	U-234
U-235*	U-236	U-237	U-238*	Np-236	Np-237	Np-238	Np-239	Pu-236	Pu-238
Pu-239*	Pu-240	Pu-241	Pu-242	<u>Am-241</u>	<u>Am-242</u>	<u>Am-242m</u>	<u>Am-243</u>	<u>Am-244</u>	<u>Am-244m</u>
<u>Cm-241</u>	<u>Cm-242</u>	<u>Cm-243</u>	<u>Cm-244</u>	Cm-245	<u>Cm-246</u>	<u>Cm-247</u>	<u>Cm-248</u>	Cm-249	Cm-250
<u>Bk-249</u>	<u>Bk-250</u>	<u>Cf-249</u>	<u>Cf-250</u>	<u>Cf-251</u>	<u>Cf-252</u>	Cf-254	Es-254	Es-255	Fm-255

- 1) Nuclides with \* contain photon-production data
- 2) Nuclides underlined are from JENDL-3.1

Table 3. MCNP Library Generated from ENDF/B-VI

NUCLIDE	ZAID	SOURCE	MAT	TEMP(° k)	GPD	LENGTH	NUBAR
1- H- 1	1001.60c	ENDF/B-VI.1	125	300	yes p(e)	2840	
1- H- 2	1002.60c	ENDF/B-VI	128	300	yes p(e)	2424	
1- H- 3	1003.60c	ENDF/B-VI	131	300	no	3080	
2-He- 3	2003.60c	ENDF/B-VI.1	225	300	no	2091	
2-He- 4	2004.60c	ENDF/B-VI	228	300	no	2786	
3-Li- 6	3006.60c	ENDF/B-VI.1	325	300	yes p(e)	11537	
3-Li- 7	3007.60c	ENDF/B-VI	328	300	yes p(e)	13883	
4-Be- 9	4009.60c	ENDF/B-VI	425	300	yes p(e)	64060	
5- B- 10	5010.60c	ENDF/B-VI.1	525	300	yes p(e)	26707	
5- B- 11	5011.60c	ENDF/B-VI	528	300	yes p(e)	107707	
6- C-nat.	6000.60c	ENDF/B-VI.1	600	300	yes p(e)	22016	
7- N- 14	7014.60c	ENDF/B-VI.2	725	300	yes p(e)	75707	
7- N- 15	7015.60c	ENDF/B-VI	728	300	yes p(e)	24158	
8- O- 16	8016.60c	ENDF/B-VI	825	300	yes p(e)	57910	
8- O- 17	8017.60c	ENDF/B-VI	828	300	no	3603	
9- F- 19	9019.60c	ENDF/B-VI	925	300	yes p(e)	15831	
11-Na- 23	11023.60c	ENDF/B-VI.1	1125	300	yes p(e)	47137	
12-Mg-nat.	12000.60c	ENDF/B-VI	1200	300	yes p(e)	54184	
13-Al- 27	13027.60c	ENDF/B-VI	1325	300	yes p(e)	53438	
14-Si-nat.	14000.60c	ENDF/B-VI	1400	300	yes p(e)	101902	
15- P- 31	15031.60c	ENDF/B-VI	1525	300	yes p(e)	6442	
16- S-nat.	16000.60c	ENDF/B-VI	1600	300	yes p(e)	93779	
16- S- 32	16032.60c	ENDF/B-VI	1625	300	yes p(e)	6535	
17-Cl-nat.	17000.60c	ENDF/B-VI	1700	300	yes p(e)	21070	
19- K-nat.	19000.60c	ENDF/B-VI	1900	300	yes p(e)	19861	
20-Ca-nat.	20000.60c	ENDF/B-VI	2000	300	yes p(e)	70734	
21-Sc- 45	21045.60c	ENDF/B-VI.2	2125	300	yes p(e)	111244	
22-Ti-nat.	22000.60c	ENDF/B-VI	2200	300	yes p(e)	58920	
23- V-nat.	23000.60c	ENDF/B-VI	2300	300	yes p(e)	160040	
24-Cr- 50	24050.60c	ENDF/B-VI.1	2425	300	yes p(e)	135391	
24-Cr- 52	24052.60c	ENDF/B-VI.1	2431	300	yes p(e)	119863	
24-Cr- 53	24053.60c	ENDF/B-VI.1	2434	300	yes p(e)	100039	
24-Cr- 54	24054.60c	ENDF/B-VI.1	2437	300	yes p(e)	78507	
25-Mn- 55	25055.60c	ENDF/B-VI	2525	300	yes p(e)	166643	

Table 3. (continued)

NUCLIDE	ZAID	SOURCE	MAT	TEMP(° k)	GPD	LENGTH	NUBAR
26-Fe- 54	26054.60c	ENDF/B-VI.1	2625	300	yes p(e)	119157	
26-Fe- 56	26056.60c	ENDF/B-VI.1	2631	300	yes p(e)	188484	
26-Fe- 57	26057.60c	ENDF/B-VI.1	2634	300	yes p(e)	149639	
26-Fe- 58	26058.60c	ENDF/B-VI.1	2637	300	yes p(e)	95229	
27-Co- 59	27059.60c	ENDF/B-VI.2	2725	300	yes p(e)	195165	
28-Ni- 58	28058.60c	ENDF/B-VI.1	2825	300	yes p(e)	219969	
28-Ni- 60	28060.60c	ENDF/B-VI.1	2831	300	yes p(e)	119383	
28-Ni- 61	28061.60c	ENDF/B-VI.1	2834	300	yes p(e)	86045	
28-Ni- 62	28062.60c	ENDF/B-VI.1	2837	300	yes p(e)	70406	
28-Ni- 64	28064.60c	ENDF/B-VI.1	2843	300	yes p(e)	57570	
29-Cu- 63	29063.60c	ENDF/B-VI.2	2925	300	yes p(e)	82952	
29-Cu- 65	29065.60c	ENDF/B-VI.2	2931	300	yes p(e)	104449	
31-Ga-nat.	31000.60c	ENDF/B-VI	3100	300	yes p(e)	8117	
40-Zr-nat.	40000.60c	ENDF/B-VI.1	4000	300	no	67607	
41-Nb- 93	41093.60c	ENDF/B-VI.1	4125	300	yes p(e)	123113	
42-Mo-nat.	42000.60c	ENDF/B-VI	4200	300	yes p(e)	33238	
47-Ag-107	47107.60c	ENDF/B-VI	4725	300	no	44456	
47-Ag-109	47109.60c	ENDF/B-VI	4731	300	no	52143	
48-Cd-nat.	48000.60c	ENDF/B-VI	4800	300	no	36132	
49-In-nat.	49000.60c	ENDF/B-VI	4900	300	yes p(e)	129314	
68-Er-166	68166.60c	ENDF/B-VI	6837	300	no	39572	
68-Er-167	68167.60c	ENDF/B-VI	6840	300	no	54055	
72-Hf-nat.	72000.60c	ENDF/B-VI	7200	300	no	84918	
72-Hf-174	72174.60c	ENDF/B-VI	7225	300	no	13812	
72-Hf-176	72176.60c	ENDF/B-VI	7231	300	no	25442	
72-Hf-177	72177.60c	ENDF/B-VI	7234	300	no	84555	
72-Hf-178	72178.60c	ENDF/B-VI	7237	300	no	26142	
72-Hf-179	72179.60c	ENDF/B-VI	7240	300	no	39759	
72-Hf-180	72180.60c	ENDF/B-VI	7243	300	no	60418	
73-Ta-181	73181.60c	ENDF/B-VI	7328	300	yes p(e)	65765	
74-W-nat.	74000.60c	ENDF/B-VI.1	7400	300	yes p(e)	148585	
75-Re-185	75185.60c	ENDF/B-VI	7525	300	no	161485	
75-Re-187	75187.60c	ENDF/B-VI	7531	300	no	146501	
79-Au-197	79197.60c	ENDF/B-VI.1	7925	300	yes p(e)	176225	

Table 3. (continued)

NUCLIDE	ZAID	SOURCE	MAT	TEMP(° k)	GPD	LENGTH	NUBAR
82-Pb-206	82206.60c	ENDF/B-VI	8231	300	yes p(e)	162671	
82-Pb-207	82207.60c	ENDF/B-VI	8234	300	yes p(e)	89401	
82-Pb-208	82208.60c	ENDF/B-VI	8237	300	yes p(e)	57205	
83-Bi-209	83209.60c	ENDF/B-VI	8325	300	yes p(e)	79185	
90-Th-232	90232.60c	ENDF/B-VI	9040	300	yes p(e)	158879	
91-Pa-233	91233.60c	ENDF/B-VI	9137	300	yes p(e)	18312	
92- U-233	92233.60c	ENDF/B-VI	9222	300	yes p(e)	23540	total
92- U-234	92234.60c	ENDF/B-VI	9225	300	yes p(e)	82181	total
92- U-235	92235.60c	ENDF/B-VI. 2	9231	300	yes p(e)	320166	total
92- U-236	92236.60c	ENDF/B-VI	9234	300	yes p(e)	83394	total
92- U-238	92238.60c	ENDF/B-VI. 2	9237	300	yes p(e)	345177	total
93-Np-237	92237.60c	ENDF/B-VI. 1	9346	300	yes p(e)	116006	total
94-Pu-238	94238.60c	ENDF/B-VI	9434	300	yes p(e)	19772	total
94-Pu-239	94239.60c	ENDF/B-VI. 2	9437	300	yes p(e)	321116	total
94-Pu-240	94240.60c	ENDF/B-VI. 2	9440	300	yes p(e)	172554	total
94-Pu-241	94241.60c	ENDF/B-VI	9443	300	yes p(e)	76950	total
94-Pu-242	94242.60c	ENDF/B-VI	9446	300	yes p(e)	69390	total
95-Am-241	95241.60c	ENDF/B-VI. 2	9543	300	yes p(e)	85510	total
95-Am-242	95242.60c	ENDF/B-VI. 1	9546	300	yes p(e)	16859	total
95-Am-242m	95342.60c	ENDF/B-VI. 2	9547	300	yes p(e)	8725	total
95-Am-243	95243.60c	ENDF/B-VI	9549	300	yes p(e)	103113	total

- 1) ZAID is the nuclide identification number.
- 2) MAT is the material identifier for ENDF/B-VI.
- 3) GPD "yes" means that gammar-production data exist; "no" means that such data do not exist. "p" indicates sets with a point-wise representation of the energy dependence of the gammar-production cross section. Expanded ACE-format are indicated by the notation (e).
- 4) Length is the total length of a particular cross-section file.
- 5) Nubar indicates the type of fission nu data available.

Table 4. Thermal Scattering Law Data  $S(\alpha, \beta)$  Identifiers Generated from ENDF/B-VI for the MTm Card.

ZAID	Description	Isotopes	Temperature( $^{\circ}$ K)
lwtr.61t	Light water	1001	296
lwtr.62t	Light water	1001	350
lwtr.63t	Light water	1001	400
lwtr.64t	Light water	1001	450
lwtr.65t	Light water	1001	500
lwtr.66t	Light water	1001	600
lwtr.67t	Light water	1001	800
lwtr.68t	Light water	1001	1000
poly.61t	Polyethylene	1001	350
h/zr.61t	$^1\text{H}$ in ZrHx	1001	400
h/zr.62t	$^1\text{H}$ in ZrHx	1001	500
h/zr.63t	$^1\text{H}$ in ZrHx	1001	600
h/zr.64t	$^1\text{H}$ in ZrHx	1001	700
h/zr.65t	$^1\text{H}$ in ZrHx	1001	800
h/zr.66t	$^1\text{H}$ in ZrHx	1001	1000
h/zr.67t	$^1\text{H}$ in ZrHx	1001	1200
benz.61t	Benzene	1001, 6000	296
benz.62t	Benzene	1001, 6000	350
benz.63t	Benzene	1001, 6000	400
benz.64t	Benzene	1001, 6000	450
benz.65t	Benzene	1001, 6000	500
benz.66t	Benzene	1001, 6000	600
benz.67t	Benzene	1001, 6000	800
benz.68t	Benzene	1001, 6000	1000

Table 4. (continued)

ZAID	Description	Isotopes	Temperature(° K)
hwtr. 61t	Heavy water	1002	296
hwtr. 62t	Heavy water	1002	350
hwtr. 63t	Heavy water	1002	400
hwtr. 64t	Heavy water	1002	450
hwtr. 65t	Heavy water	1002	500
hwtr. 66t	Heavy water	1002	600
hwtr. 67t	Heavy water	1002	800
hwtr. 68t	Heavy water	1002	1000
be. 61t	Beryllium metal	4009	296
be. 62t	Beryllium metal	4009	400
be. 63t	Beryllium metal	4009	500
be. 64t	Beryllium metal	4009	600
be. 65t	Beryllium metal	4009	700
be. 66t	Beryllium metal	4009	800
be. 67t	Beryllium metal	4009	1000
be. 68t	Beryllium metal	4009	1200
beo. 61t	Beryllium oxide	4009, 8016	296
beo. 62t	Beryllium oxide	4009, 8016	400
beo. 63t	Beryllium oxide	4009, 8016	500
beo. 64t	Beryllium oxide	4009, 8016	600
beo. 65t	Beryllium oxide	4009, 8016	700
beo. 66t	Beryllium oxide	4009, 8016	800
beo. 67t	Beryllium oxide	4009, 8016	1000
beo. 68t	Beryllium oxide	4009, 8016	1200
grph. 61t	Graphite	6000, 6012	296
grph. 62t	Graphite	6000, 6012	400
grph. 63t	Graphite	6000, 6012	500
grph. 64t	Graphite	6000, 6012	600
grph. 65t	Graphite	6000, 6012	700
grph. 66t	Graphite	6000, 6012	800
grph. 67t	Graphite	6000, 6012	1000
grph. 68t	Graphite	6000, 6012	1200
grph. 69t	Graphite	6000, 6012	1600
grph. 70t	Graphite	6000, 6012	2000

Table 5. The Calculated/Experimental Results of Thermal Reactor Benchmarks with ENDF/B-VI and -V

ASSEMBLY	EXPERIMENTS (k-eff)	KAERI (MCNP)		LANL (CEDANT)		ORNL (XSORNFM)		EPRI (SAM-OE)
		ENDF/B-VI	-V	-VI	-V	-VI	-V	-V
ORNL-1	1.00026	0.9947(.0013)	0.9992(.0012)*	0.9969	1.0003	0.9965	1.0007	
ORNL-2	0.99975	0.9932(.0013)	0.9990(.0013)	0.9967	1.0000	0.9964	1.0005	
ORNL-3	0.99994	0.9889(.0015)	0.9982(.0015)			0.9935	0.9975	
ORNL-4	0.99924	0.9953(.0015)	0.9988(.0015)			0.9950	0.9989	
ORNL-10	1.00031	0.9981(.0008)	0.9982(.0009)	0.9972	1.0000	0.9961	0.9993	
Average		0.9940	0.9987	0.9969	1.0001	0.9955	0.9994	
L-7	1.0000	1.0032(.0025)	1.0093(.0025)	1.0050	1.0069	1.0037	1.0082	1.0056
L-8	1.0000	1.0024(.0016)	1.0079(.0015)	1.0044	1.0082	1.0042	1.0088	1.0058
L-9	1.0000	0.9978(.0012)	1.0024(.0012)	1.0025	1.0060	1.0011	1.0052	1.0100
L-10	1.0000	1.0017(.0024)	1.0051(.0024)			1.0030	1.0090	1.0056
L-11	0.9999	0.9950(.0015)	1.0014(.0012)			0.9988	1.0035	1.0053
Average		1.0000	1.0052	1.0040	1.0070	1.0022	1.0069	1.0065

\* Fractional standard deviation

Table 6. The Calculated/Experimental Criticalities of PNL-series  
with ENDF/B-VI and -V

Assembly	KAERI (MCNP)		BNL (SAM-CE)	ORNL
	ENDF/B-VI	-V	-V	-VI
PNL-6A	1.0034 (0.0023)*	1.0028 (0.0023)		
PNL-6B	0.9984 (0.0026)	1.0030 (0.0028)	1.008	1.0025
PNL-7A	1.0000 (0.0018)	1.0125 (0.0019)	1.017	1.0052
PNL-7B	1.0024 (0.0018)	1.0112 (0.0020)		
PNL-8A	1.0076 (0.0019)	1.0157 (0.0021)		1.0066
PNL-8B	1.0036 (0.0021)	1.0121 (0.0023)	1.017	
PNL-9	0.9911 (0.0018)	1.0016 (0.0020)		
PNL-10	0.9817 (0.0023)	0.9839 (0.0023)	1.008	
PNL-11	1.0038 (0.0015)	1.0117 (0.0015)	1.012	
PNL-12A	1.0049 (0.0017)	1.0113 (0.0018)		1.0066
PNL-12B	1.0024 (0.0015)	1.0120 (0.0017)	1.015	

\* Fractional standard deviation

Table 7. The Calculated/Experimental Criticalities of PNL Mixed Oxide Critical Lattices with ENDF/B-VI and -V

Assembly	KAERI (MCNP)		BNL (SAM-CE)
	ENDF/B-VI	ENDF/B-V	ENDF/B-V
PNL-30	0.9981 (0.0023)*	0.9963 (0.0026)	0.9986
PML-31	0.9959 (0.0018)	1.0061 (0.0018)	1.0057
PNL-32	1.0014 (0.0016)	1.0083 (0.0018)	
PNL-33	1.0062 (0.0017)	1.0138 (0.0017)	
PNL-34	1.0010 (0.0017)	1.0083 (0.0017)	1.0078
PNL-35	1.0070 (0.0017)	1.0070 (0.0017)	

\* Fractional standard deviation

Table 8. The Calculated Results of Numerical Benchmark Problems with ENDF/B-VI and -V

Assembly	Quantity	KAERI (MCNP)		BNL (SAM-CE)
		ENDF/B-VI	ENDF/B-V	ENDF/B-V
NB-1	$k_{\infty}$	1.1447 (0.0008)*	1.1425 (0.0008)	1.143
	$\rho^{28}$	1.3734 (0.0034)	1.3908 (0.0033)	1.391
	$\delta^{25}$	0.0817 (0.0092)	0.0827 (0.0092)	0.08064
	$\delta^{28}$	0.0722 (0.0032)	0.0728 (0.0032)	0.07666
	$C^*$	0.7997 (0.0024)	0.8060 (0.0023)	0.8058
NB-2	$k_{\infty}$	1.1704 (.0011)	1.1738 (.0010)	1.1747
	$\rho^{28}$	2.6218 (.0046)	2.6241 (.0046)	2.648
	$\delta^{25}$	0.1511 (.0028)	0.1529 (.0028)	0.1531
	$\delta^{28}$	0.2995 (.0035)	0.2986 (.0035)	0.2997
	$C^*$	2.1518 (.0041)	2.1540 (.0041)	2.164
NB-3	$k_{\infty}$	1.3041 (.0009)	1.3046 (.0009)	1.3077
	$\rho^{28}$	4.9990 (.0038)	5.0627 (.0037)	5.061
	$\delta^{25}$	0.3048 (.0022)	0.3100 (.0022)	0.3076
	$\delta^{28}$	0.4558 (.0034)	0.4552 (.0035)	0.4557
	$C^*$	3.2078 (.0033)	3.2355 (.0033)	3.235
NB-4	$k_{\infty}$	1.3435 (.0007)	1.3400 (.0008)	1.3442
	$\rho^{28}$	2.6726 (.0034)	2.6885 (.0034)	2.663
	$\delta^{25}$	0.1580 (.0093)	0.1607 (.0092)	0.1586
	$\delta^{28}$	0.0624 (.0033)	0.0630 (.0033)	0.06135
	$C^*$	0.5526 (.0028)	0.5547 (.0027)	0.5510
NB-5	$k_{\infty}$	1.1466 (.0005)	1.1373 (.0006)	1.1454
	$\rho^{28}$	8.5543 (.0018)	8.7377 (.0018)	8.559
	$\delta^{25}$	0.5463 (.0065)	0.5552 (.0064)	0.5556
	$\delta^{28}$	0.1338 (.0019)	0.1351 (.0019)	0.1325
	$C^*$	1.0099 (.0013)	1.0269 (.0011)	1.007

\* Fractional standard deviation

Table 9. The Calculated Results of Fast Reactor Benchmarks  
with ENDF/B-VI and -V

Benchmarks	Quantity	Experiments	KAERI (MCNP)	
			ENDF/B-VI	ENDF/B-V
FLATTOP-PU	k-eff	1.000 ± .0014	1.003848(.0008)*	1.004249(.0008)
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.1799 ± .0020	0.17769 (.0092)	0.17243 (.0091)
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.8561 ± .012	0.84757 (.0077)	0.84886 (.0077)
FLATTOP-23	k-eff	1.000 ± .0014	1.002622(.0008)	1.002593(.0008)
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.1916 ± .0021	0.19281 (.0087)	0.19069 (.0088)
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9103 ± .013	0.91006 (.0074)	0.90674 (.0075)
THOR	k-eff	1.000 ± .001	1.006146(.0008)	1.004243(.0008)
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.195 ± .003	0.19117 (.0092)	0.18835 (.0092)
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.92 ± .02	0.89054 (.0077)	0.89199 (.0077)
JEZEBEL-23	k-eff	1.000 ± .001	0.993532(.0008)	0.993227(.0008)
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.2131 ± .0026	0.21691 (.0099)	0.21330 (.0099)
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9970 ± .015	0.98479 (.0088)	0.98849 (.0086)
FLATTOP-25	k-eff	1.000 ± .001	1.002519(.0007)	1.003146(.0007)
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.1492 ± .0016	0.14666 (.0125)	0.15686 (.0122)
	$\sigma_f(^{233}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.608 ± .003	1.59056 (.0088)	1.56818 (.0089)
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.7804 ± .010	0.76476 (.0100)	0.82027 (.0099)
	$\sigma_f(^{239}\text{Pu})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.3847 ± .012	1.36190 (.0088)	1.37234 (.0089)
JEZEBEL	k-eff	1.000 ± .002	0.998963(.0009)	0.997095(.0009)
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.2133 ± .0023	0.21017 (.0105)	0.20272 (.0106)
	$\sigma_f(^{233}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.578 ± .027	1.57723 (.0084)	1.55504 (.0085)
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9835 ± .014	0.96220 (.0090)	0.95422 (.0091)
	$\sigma_f(^{239}\text{Pu})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.4609 ± .013	1.42746 (.0085)	1.41036 (.0085)
JEZEBEL-PU	k-eff	1.000 ± .002	0.998738(.0008)	0.998171(.0009)
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.2071 ± .0021	0.20244 (.0110)	0.19852 (.0110)
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9365 ± .011	0.94023 (.0094)	0.94545 (.0094)
GODIVA	k-eff	1.000 ± .002	0.996390(.0008)	0.996757(.0008)
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.1643 ± .0018	0.15900 (.0149)	0.17243 (.0141)
	$\sigma_f(^{233}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.59 ± .03	1.59231 (.0108)	1.56700 (.0107)
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.8516 ± .012	0.81426 (.0121)	0.89142 (.0117)
	$\sigma_f(^{239}\text{Pu})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.4152 ± .014	1.38230 (.0109)	1.39712 (.0108)
BIG TEN	k-eff	0.996 ± .003	1.007239(.0004)	1.004529(.0004)
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.3739 ± .00034	0.04006 (.0107)	0.04022 (.0107)
	$\sigma_f(^{233}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.580 ± .030	1.57637 (.0061)	1.55994 (.0061)
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.3223 ± .0039	0.34273 (.0074)	0.35130 (.0074)
	$\sigma_f(^{239}\text{Pu})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.1936 ± .0084	1.18504 (.0060)	1.19399 (.0061)
	$\sigma_c(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.110 ± .003	0.10750 (.0065)	0.10948 (.0065)

\* Fractional standard deviation

Table 10. The Calculated/Experimental Results of Fast Reactor Benchmarks with ENDF/B-VI and -V

Benchmarks	Quantity	KAERI (MCNP)		LANL (ONEDANT)		ORNL	
		ENDF/B-VI	-V	-VI	-V	-VI	-V
FLATTOP-PU	k-eff	1.0039	1.0043	1.0055	1.0050	1.0029	
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9877	0.9691	0.984	0.974	0.973	
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9900	0.9915	0.987	1.002	0.985	
FLATTOP-23	k-eff	1.0026	1.0026	1.0041	1.0041	1.0032	
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.0063	0.9953	1.002	0.988	1.000	
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9997	0.9961	0.996	1.002	0.996	
THOR	k-eff	1.0062	1.0042				
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9804	0.9659				
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9680	0.9696				
JEZEBEL-23	k-eff	0.9935	0.9932	0.9940	0.9940	0.9934	0.9935
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.0179	1.0009	1.009	0.996	1.011	
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9878	0.9915	0.987	0.993	0.990	
FLATTOP-25	k-eff	1.0025	1.0032	1.0030	1.0054	1.0018	1.0047
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9830	1.0513	0.977	1.034	0.970	
	$\sigma_f(^{233}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9892	0.9752	0.989	0.975	0.990	
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9800	1.0511	0.979	1.054	0.979	
	$\sigma_f(^{239}\text{Pu})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9835	0.9911	0.983	0.989	0.984	
JEZEBEL	k-eff	0.9990	0.9971	0.9989	0.9982	0.9970	0.9983
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9853	0.9504	0.975	0.961	0.964	
	$\sigma_f(^{233}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9995	0.9855	1.000	0.985	1.000	
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9783	0.9702	0.970	0.979	0.969	
	$\sigma_f(^{239}\text{Pu})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9771	0.9654	0.975	0.966	0.975	
JEZEBEL-PU	k-eff	0.9987	0.9982	0.9981	0.9983	0.9980	1.0021
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9775	0.9586	0.959	0.945	0.964	
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.0040	1.0096	0.996	1.007	1.000	
GODIVA	k-eff	0.9964	0.9968	0.9983	0.9990	0.9960	0.9966
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9677	1.0495	0.971	1.038	0.963	
	$\sigma_f(^{233}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.0015	0.9855	1.000	0.986	1.001	
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9562	1.0468	0.960	1.044	0.961	
	$\sigma_f(^{239}\text{Pu})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9768	0.9872	0.977	0.985	0.978	
BIG TEN	k-eff	1.0113	1.0086	1.0105	1.0093	1.0171	1.0144
	$\sigma_f(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.0714	1.0757	1.048	1.065	1.044	
	$\sigma_f(^{233}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9977	0.9873	0.995	0.986	0.996	
	$\sigma_f(^{237}\text{Np})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	1.0634	1.0900	1.044	1.106	1.044	
	$\sigma_f(^{239}\text{Pu})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9928	1.0003	0.986	0.996	0.988	
	$\sigma_c(^{238}\text{U})/\sigma_f(^{235}\text{U})$	0.9773	0.9953	0.943	0.965	0.946	





Table 12. Relative Power Distributions in the BWR Core with Poison Curtain

(ENDF/B-VI)

$k_{eff} = 0.9997 (.0009)$   
 root mean square = 2.09 %  
 maximum error = 3.94 %

* .941	.752	.895	.886		1.049	.973
** .968	.760	.910	.874		1.059	.982
#(-2.77)	(-1.03)	(-1.67)	( 1.39)		( -.98)	( -.87)
1.048	1.053	.914	.893	.881	.916	1.049
1.048	1.032	.921	.889	.887	.925	1.075
( -.02)	( 2.07)	( -.71)	( .42)	( -.67)	(-1.00)	(-2.45)
	1.087	.933	.892	.878	.881	
	1.087	.961	.910	.897	.887	
	( -.03)	(-2.95)	(-2.00)	(-2.11)	( -.67)	
1.200	1.159	.971		.892	.893	.886
1.162	1.161	1.008		.918	.882	.879
( 3.29)	( -.15)	(-3.71)		(-2.86)	( 1.21)	( .81)
1.285	.953	1.080	.971	.933	.914	.895
1.257	.958	1.094	1.002	.957	.922	.904
( 2.23)	( -.55)	(-1.26)	(-3.13)	(-2.55)	( -.82)	(-1.02)
1.113	1.121	.953	1.159			.752
1.082	1.111	.956	1.165			.749
( 2.88)	( .91)	( -.35)	( -.49)			( .43)
1.363	1.113	1.285	1.200		1.048	.941
1.311	1.078	1.253	1.163		1.047	.926
( 3.94)	( 3.26)	( 2.56)	( 3.20)		( .08)	( 1.64)

\* MCNP

\*\* Experiment

# (MCNP/Experiment -1) x 100

Table 12. (continued)

(ENDF/B-V)

$k_{eff} = 1.0007 (.0008)$   
 root mean square = 1.92 %  
 maximum error = 3.68 %

* .937	.755	.892	.862		1.057	.976
** .968	.760	.910	.874		1.059	.982
#(-3.20)	( -.64)	(-2.02)	(-1.36)		( -.16)	( -.58)
1.045	1.030	.904	.873	.891	.937	1.057
1.048	1.032	.921	.889	.887	.925	1.075
( -.33)	( -.24)	(-1.79)	(-1.80)	( .43)	( 1.30)	(-1.64)
	1.078	.940	.885	.870	.891	
	1.087	.961	.910	.897	.887	
	( -.84)	(-2.14)	(-2.72)	(-3.00)	( .43)	
1.182	1.159	.999		.885	.873	.862
1.162	1.161	1.008		.918	.882	.879
( 1.72)	( -.13)	( -.94)		(-3.57)	(-1.02)	(-1.92)
1.299	.971	1.116	.999	.940	.904	.892
1.257	.958	1.094	1.002	.957	.922	.904
( 3.34)	( 1.35)	( 2.03)	( -.35)	(-1.74)	(-1.90)	(-1.37)
1.108	1.127	.971	1.159			.755
1.082	1.111	.956	1.165			.749
( 2.36)	( 1.41)	( 1.56)	( -.48)			( .82)
1.348	1.108	1.299	1.182		1.045	.937
1.311	1.078	1.253	1.163		1.047	.926
( 2.81)	( 2.74)	( 3.67)	( 1.63)		( -.23)	( 1.19)

\* MCNP

\*\* Experiment

# (MCNP/Experiment -1) x 100

Table 13. Relative Power Distributions in the BWR Core without Poison Curtain

(ENDF/B-VI)

$k_{eff} = 0.9965 (.0008)$   
 root mean square = 1.44 %  
 maximum error = 3.39 %

* 1.199	.947	1.109	1.053		1.059	.927
** 1.207	.941	1.098	1.031		1.058	.931
#( -.69)	( .66)	( .98)	( 2.09)		( .13)	( -.44)
1.105	1.071	.922	.887	.880	.892	1.059
1.074	1.078	.932	.885	.863	.903	1.076
( 2.91)	( -.63)	(-1.11)	( .22)	( 1.95)	(-1.20)	(-1.55)
	1.033	.909	.843	.845	.880	
	1.036	.892	.866	.846	.869	
	( -.29)	( 1.93)	(-2.66)	( -.09)	( 1.24)	
1.084	1.033	.913	.000	.843	.887	1.053
1.083	1.065	.925	.000	.853	.885	1.039
( .07)	(-3.03)	(-1.32)	( .00)	(-1.17)	( .22)	( 1.30)
1.165	.865	.974	.913	.909	.922	1.109
1.162	.869	.996	.920	.898	.931	1.118
( .23)	( -.43)	(-2.25)	( -.78)	( 1.25)	(-1.00)	( -.83)
.996	1.023	.865	1.033	1.033	1.071	.947
.967	1.015	.873	1.069	1.028	1.080	.944
( 3.01)	( .79)	( -.89)	(-3.39)	( .49)	( -.81)	( .34)
1.195	.996	1.165	1.084		1.105	1.199
1.185	.986	1.157	1.083		1.081	1.206
( .88)	( 1.02)	( .66)	( .07)		( 2.24)	( -.61)

\* MCNP

\*\* Experiment

# (MCNP/Experiment -1) x 100

Table 13. (continued)

(ENDF/B-V)

$k_{eff} = 0.9998 (.0009)$   
 root mean square = 1.29 %  
 maximum error = 4.29 %

* 1.205	.938	1.070	1.035		1.069	.915
** 1.207	.941	1.098	1.031		1.058	.931
#(-.16)	(-.27)	(-2.54)	(.38)		(1.03)	(-1.67)
1.086	1.071	.931	.875	.874	.908	1.069
1.074	1.078	.932	.885	.863	.903	1.076
(1.12)	(-.63)	(-.10)	(-1.16)	(1.31)	(.58)	(-.66)
	1.041	.899	.840	.839	.874	
	1.036	.892	.866	.846	.869	
	(.45)	(.78)	(-2.98)	(-.88)	(.61)	
1.092	1.082	.921		.840	.875	1.035
1.083	1.065	.925		.853	.885	1.039
(.86)	(1.58)	(-.43)		(-1.50)	(-1.16)	(-.39)
1.159	.888	1.014	.921	.899	.931	1.070
1.162	.869	.996	.920	.898	.931	1.118
(-.28)	(2.13)	(1.77)	(.11)	(.11)	(.01)	(-4.29)
.986	1.017	.888	1.082	1.041	1.071	.938
.967	1.015	.873	1.069	1.028	1.080	.944
(2.00)	(.19)	(1.66)	(1.20)	(1.23)	(-.81)	(-.59)
1.182	.986	1.159	1.092		1.086	1.205
1.185	.986	1.157	1.083		1.081	1.206
(-.24)	(.03)	(.15)	(.86)		(.46)	(-.08)

\* MCNP

\*\* Experiment

# (MCNP/Experiment -1) x 100

서지정보양식							
수행기관 보고서번호		위탁기관 보고서 번호		표준보고서번호		INIS주제코드	
KAERI/RR-1434/94							
제목 /부제		원자로 해석을 위한 핵자료 평가 및 균정수 생산					
연구책임자 및 부서명		김 정 도 (기초과학실)					
연구자 및 부서명		길 충 섭 (노공학실)					
발행지	대전	발행기관	원자력 연구소	발행일	1994, 12		
페이지	57, p.	도표	유(0), 무( )	크기	26cm		
참고사항	'94 기본연구과제						
비밀여부	공개(0),	대외비( ),	__급비밀	보고서종류	연구보고서		
연구위탁기관				계약번호			
초록 (300 단어 내외)		<p>미국에서 개발된 평가 핵자료 파일집의 최신판인 ENDF/B-VI.2의 검증과 이를 이용하여 생산한 MCNP용 ACE-format 연속에너지 점 단면적 라이브러리의 유용성을 확인하기 위하여 CSEWG 벤치마크 문제들과 발전로 모의노심에 대한 MCNP 계산을 수행하여 실험값과 비교하였다.</p> <p>열중성자로 벤치마크에서 우라늄 노심중 ORNL-1, -2, -3, -4, -10 노심에서 ENDF/B-VI의 결과는 실험치에 비해 유효증배계수가 0.5%정도 낮았으나, L-7, -8, -9, -10, -11노심에서는 실험값과 잘 일치하였다. 또한 ENDF/B-V의 결과와 비교해서는 유효증배계수가 낮게 나타났다. 플루토늄 노심인 PNL-6 ~ 12 와 혼합핵연료 노심인 PNL-30 ~ 35 에서는 ENDF/B-VI는 ENDF/B-V 보다 상당히 개선되어 실험치에 근접한 결과를 얻었다.</p> <p>고속노심 벤치마크에서 유효증배계수에 있어서는 ENDF/B-VI 와 -V가 큰 차이를 보이지 않고 있다. 즉 U-238 반사체 노심에서 유효증배계수가 아직도 크게 나타나고 있다. 그러나 중심반응율비에 있어서는 ENDF/B-VI의 결과가 실험값에 훨씬 근접하고 있어 ENDF/B-V보다 개선됐음을 알 수있다.</p> <p>경수로 모의실험인 VENUS 노심과 GE사 BWR 모의노심의 출력분포 계산 결과는 ENDF/B-VI 와 -V 둘다 실험값과 큰 차이를 보이지 않고 있다.</p> <p>전체적으로 ENDF/B-VI는 -V에 비해 개선되었다고 판단되며, 이로부터 생산된 연속에너지 점 단면적 MCNP 라이브러리의 유용성이 확인되었다.</p>					
주제명 키워드(10 단어내외)		평가핵자료, ENDF/B-VI, MCNP, CSEWG 벤치마크 VENUS PWR Mockup, BWR, 임계도, 혼합핵연료					

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET						
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.		INIS Subject Code
KAERI/RR-1287/94						
Title/ Subtitle		Nuclear Data Evaluation and Group Constant Generation for Reactor Analysis				
Project Manager and Dept.			Jung-Do Kim (Basic Science Dept.)			
Researcher and Dept.			Choong-Sup Gil(Reactor Engineering Dept.)			
Pub. Place	Daejon	Pub. Org.	KAERI	Pub. Date	1994, 12	
Page	57 p.	Fig. & Table	Yes(0), No( )		Size	26 cm
Note	'94 Basic Research Project					
Classified	Open(0), Outside( ), __Class			Report Type	Research Report	
Sponsoring Org.				Contract No.		
Abstract (About 300 words)						
<p>Data testing of ENDF/B-VI.2 was performed and ACE-format continuous point-wise cross section library from ENDF/B-VI.2 for MCNP was validated through CSEWG benchmark and power plant mockup experiments.</p> <p>The calculated k-effective of ORNL-1, -2, -3 -4 and -10 with ENDF/B-VI are low by about 0.5% but those of L-7, -8, -9, -10 and -11 show good agreement with experiments. Overall results for uranium core with ENDF/B-VI is low in criticality than with ENDF/B-V. The calculated results with ENDF/B-VI for PNL-6 ~ 12 of plutonium core and PNL-30 ~ 35 of mixed oxide core show good agreement with the experiments.</p> <p>The results of criticality calculation for fast core benchmark do not show large difference between ENDF/B-VI and -V. But the calculated results of reaction rate ratio with ENDF/B-VI are improved, compared with ENDF/B-V.</p> <p>The calculated power distribution for VENUS PWR mockup core and typical BWR core of GE with both of ENDF/B-VI and -V agree well with measured values. From the above results, newly generated MCNP library from ENDF/B-VI is useful for nuclear and shielding design and analysis.</p>						
Key Words (About 10 Words)			Evaluated Nuclear Data, ENDF/B-VI, MCNP, CSEWG Benchmark, VENUS PWR Mockup, BWR Criticality, Library, Mixed Oxide			

원자로 해석을 위한 핵자료 평가 및

군정수 생산

Nuclear Data Evaluation and Group Constant

Generation for Reactor Analysis

1995 年 1 月 13 日 印刷

1995 年 1 月 20 日 發行

發行人 申 載 仁

發行處 韓國原子力研究所

大田 直隸市 儒城區 德津洞 150

印刷人 大田 忠南 印刷工業協同組合

믿는마음 지킨약속 다져지는 신뢰사회