

## MATXS/TRANSX 시스템 개요 및 ENDF/B-VI.2를 이용한 소형 열 및 고속 임계 노심 해석

김정도, 길충섭  
한국원자력연구소

### 요 약

일반화된 다군의 material 단면적 라이브러리 형식인 MATXS와 이를 각종 수송계산 코드에 적용할 수 있도록 하는 TRANSX 코드 체제를 소개하고 그 유용성을 검토하였다. 이를 위해 ENDF/B-VI.2를 이용하여 열 및 고속 임계노심 해석을 위한 각각의 라이브러리를 생산하고, 수송계산 코드인 ONEDANT를 이용하여 검증계산을 수행하였다. 열중성자 임계노심 해석결과 유효증배계수에서 약 0.3% 내외로 실험치에 근사한 결과를 얻었으며, 고속 임계노심에서도 임계도 및 중심반응율비 결과가 실험치에 접근하고 있다.

### 1. 서 론

근년에 선진 원자력 개발국들이 경쟁적으로 공개하고 있는 평가 핵자료집 즉 ENDF/B-VI.3, JEF-2.2, JENDL-3.2, BROND-2.2, 그리고 CENDL-2 등에 대한 검증 및 응용연구가 국내에서도 활발히 진행되고 있다. 평가 핵자료집으로부터 처리되어 다군화한 자료들은 핵설계 및 차폐에 사용되는 특정 계산코드가 요구하는 라이브러리 format으로 변환되어야 하므로 그 코드 이외의 다른 코드에는 사용될 수 없다. 이를 극복하기 위해 보다 일반화된 다목적용 라이브러리 format 자료를 필요로 하게 된다. 여기서는 이에 부응할 수 있는 MATXS/TRANSX[1][2] 라이브러리 시스템을 소개하고 실제로 ENDF/B-VI.2 자료로부터 열 및 고속로용 자료를 각각 생산하여 소형 열 및 고속 임계노심을 해석하고 실험값과 비교·분석하여 MATXS/TRANSX 시스템의 실용성과 ENDF/B-VI.2의 유용성을 검증하였다. 다음절에서는 MATXS format 라이브러리와 이를 수송코드와 연결시켜주는 TRANSX 코드에 관해 소개한다. 그 다음절들에서는 실제로 평가 핵자료를 처리하는 과정과 처리된 다군 단면적을 이용한 벤치마크 계산 및 결과들을 기술한다.

### 2. MATXS format 라이브러리

일반적으로 수송코드에 쓰이는 반응 단면적 라이브러리 format 중에 널리 알려져 쓰이는 것으로 ANISN format을 들 수 있다. 그런데 이 format의 유효 단면적은 일차적으로 자기 차폐나 온도 의존성등이 고려된 것이다. 이밖에 핵계산과 관련된 논문들에서 순수한 핵종별 format으로 자주 볼 수 있는 것 중에는 CCCC-format이 있다. 이는 흔히 "four cees"라 불리는 것으로 미국의 The Committee for Computer Code Coordination에서 고속 증식으로

계획을 위해 개발되었다. 이 위원회가 일을 시작한 1970년대의 미국 원자력계는 각기 다양한 계산조직과 계산기 종류 때문에 계산 코드들간의 상호 이용과 연계 개발에 많은 어려움을 겪고 있었다. 이를 극복하기 위해 각종 계산 코드들이 다양한 계산기에 쉽게 이식될 수 있도록 프로그래밍을 일반화하고, 노물리 계산 코드들에서 생산된 연계 데이터가 상호 이용될 수 있도록 하였다. 이 작업의 결과로 개발된 것이 CCCC-III를 거쳐 CCCC-IV로 정착되었다. 이 standard interface file은 핵종별 다군 중성자 단면적을 위한 ISOTXS, Bondarenko 형의 자기차폐인자가 수록된 BRKXS와 지발 중성자 자료를 위한 DLAYXS로 구성되어 있다. CCCC형식의 데이터를 이용하는 주요 코드로는 웨스팅하우스사의 SPHINX[3], 제너럴 일렉트릭의 TDOWN[4], 아르곤 국립연구소의 DIF3D[5], 그리고 LANL(Los Alamos National Laboratory)의 ONEDANT[6] 등이 있다. 미국의 고속 증식으로 계획이 중단되어 CCCC 체계의 개발은 중단되었으나, 아직도 CCCC 형식의 파일과 프로그래밍 표준은 여전히 이용되고 있다. 그런데 감마선의 단면적이나 핵융합 계산에서 필요로 하는 에너지 영역이나 특정 데이터에 관해서는 CCCC 표준의 한계가 있다. 이를 극복하기 위해 LANL에서 개발된 것이 일반화된 material 단면적 라이브러리 형식을 사용하는 MATXS로서 일차적으로 CCCC 형식을 사용하기 때문에 MATXS 형식으로 처리하여 CCCC 표준 형식을 이용하는 계산체제와의 연계 이용이 가능하다. 즉 MATXS material 단면적 형식은 중성자, 광자 및 하전입자에 대한 일반화된 CCCC 형식의 interface format이고 여기에는, 반용단면적, 열 에너지 영역의 upscattering을 포함하는 산란 매트릭스, 온도 변화량, 자기 차폐, 각종 response function 자료 및 지발입자 자료등이 포함되어 있다.

### 3. TRANSX 코드

앞절에서 언급된 MATXS 형식의 자료는 직접 수송계산 코드에 사용될 수 없으므로 이를 처리하여 수송코드에서 요구하는 format, 예를 들면 ANISN format의 유효 단면적등으로 만드는 역할을 TRANSX 코드가 할 수 있다. 즉 MATXS와 수송계산 코드(discrete ordinates 혹은 확산코드)의 연계코드이다. 여기서는 중성자, 광자, 하전입자, 그리고 이것들이 조합된 coupled 형의 라이브러리도 마련된다. 이 코드에는 다양한 기능이 있는데 거시 단면적, 혼합물, 자기차폐, 균축약, 균질화, transport correction, 다양한 response function 예를들면 발열(KERMA), 방사선 손상(DPA), gas production 자료 등을 마련하는 역할도 하고 있다. 위와 같은 자료를 최종적으로 CARD, FIDO, 혹은 binary-format의 ANISN-format이나 ISOTXS-format으로 생산할 수 있다. 그밖에 여기서는 혼합물 및 영역별 핵분열 스펙트럼을 출력할 수 있는 장점을 갖고 있다.

### 4. 평가 핵자료 처리

ENDF-6 format의 평가 핵자료집 내의 핵종에 대한 MATXS 라이브러리를 생산하기 위해서는 NJOY시스템내의 각종 모듈이 사용된다. 입사 중성자에 대한 다군 자료를 생산하기 위해서는 RECONR, BROADR, UNRESR, HEATR, THERMR과 GROUPER 모듈이, 그리고 입사

광자에 대한 다군 자료를 생산하기 위해서는 RECONR와 GAMINR 모듈이 사용되고 이들 중성자와 광자에 대한 다군자료는 MATXS 모듈에서 각기 혹은 결합 형태로 다군 단면적 라이브러리가 생산된다. 여기서는 ENDF/B-VI.2 자료를 NJOY91.118[1]로 처리하여 열 중성자 노심해석을 위한 69군, 그리고 고속 노심을 위한 50군과 80군의 중성자 MATXS 라이브러리를 각각 생산하였다.

## 5. 벤치마크용 임계노심

### 가. 열중성자 노심

ORNL-1부터 ORNL-4까지, 그리고 ORNL-10노심은 uranyte nitrate 수용액의 무반사 93% U-235 노심으로 2번부터 4번까지의 세계 노심은 boron을 함유하고 있다. ORNL-10만이 반경 61.011cm이고 나머지 넷은 똑같이 반경 34.595cm의 구형 노심이다. ORNL-5, -6, -8, -9, 그리고 -11 노심은 uranyte nitrate 수용액의 무반사 97% U-233 노심으로 이중 ORNL-6, -8, 및 -9 노심에는 boron이 들어 있다. 이 노심은 앞의 U-235 노심과 똑같은 모형으로 이루어져 있다. 한편 ORNL-L7 부터 ORNL-L11까지의 다섯 노심은 uranyte fluoride 수용액의 93% U-235 구형 노심으로 이중 L7, L10 및 L11은 무한 경수 반사 노심이며 aluminum vessel을 사용하고 있다. 노심 반경은 각각 11.5176cm, 27.9132cm, 34.6327cm, 11.8442 그리고 27.9132cm 이며 vessel 두께는 각각 0.16, 0.16, 0.2, 0.2 및 0.32cm 이다. 계산에서는 무한 반사에 20cm의 경수가 고려되었다.

### 나. 고속 노심

CSEWG[7] 벤치마크 문제중에서 9가지 소형 노심을 선택하였다. 이들은 반사 혹은 무반사 노심으로 이루어져 있으며 유효증배계수 외에 몇가지 악티나이드의 반응율비도 비교할 수 있다. 노심 특성을 정리하면 표 1과 같다.

## 6. 임계 계산

여기서는 MATXS/TRANSX/ONEDANT로 이어지는 1차원 discrete ordinates 계산이 수행되었다. ONEDANT 코드에서는 특히 노심 및 반사체의 영역별 fission spectrum을 이용한 계산이 가능하다. 이 과정에서는 TRANSX와 ONEDANT의 계산을 반복함으로써 보다 효과적인 임계 계산이 가능하다. 먼저 TRANSX 계산에서 라이브러리에 들어있는 가중함수로 계산된 핵분열 선원으로 ONEDANT 계산을 수행하고 이때 계산된 영역별 중성자속을 다시 TRANSX의 입력으로하여 계산된 핵분열 스펙트럼으로 최종적으로 ONEDANT 계산을 수행한다. 수송 계산에서는  $P_3S_{16}$ 이 적용되었다. 계산 결과는 표 2와 3에 정리하였다. 참고로 표 3에는 JEF-1을 이용한 결과도[8] 실었다.

## 7. 결과 및 논의

표 2를 살펴보면 열중성자로 임계노심 해석 결과는 ORNL의 U-235 및 U-233 노심에서

실험치와 비교하여 유효증배계수가 낮게 나타났으며, 반면 L-series에서는 높게 나타나고 있다. 이들 노심들은 모두 약 0.3%범위에서 실험치에 접근하고 있다.

고속 노심에서의 유효증배계수와 중심반응율비의 실험값과의 비를 보면 무반사 노심인 GODIVA, JEZEBEL-23, JEZEBEL, 그리고 JEZEBEL- Pu에서는 유효증배계수가 실험값에 비해 낮게 예측됐으며, 반사체가 있는 노심에서는 과대 평가되고 있음을 볼 수 있다. BIG TEN 노심은 농축 우라늄과 감손 우라늄 plate를 섞어서 약 20% 농축 정도의 비교적 soft 한 노심으로 2차원 계산에서 개선되고 있음을 확인하였다. JEF-1 결과보다는 ENDF/B-VI 결과가, 또한 50군에 비해 80군 계산에서 유효증배계수 및 중심반응율비가 실험값에 접근함을 확인 할 수 있다. 앞으로 좀더 많은 검증을 통해 MATXS/TRANSX 다군 단면적 라이브러리 체계의 이용이 기대된다.

#### 참고문헌

- [1] R.E. MacFarlane and D.W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91," LA-12740-M (October 1994)
- [2] R. E. MacFarlane, "TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes," Los Alamos National Laboratory report LA-12312-MS (December 1993).
- [3] W.J. Davis, et al., SPHINX : A One Dimensional Diffusion and Transport Nuclear Cross Section Processing Code, WARD-XS-3045-17 (1977).
- [4] C. L. Cowan, B. A. Hutchins, and J. E. Turner, "TDOWN - A Code to Generate Composition and Spatially Dependent Cross Sections," General Electric report GEAP-13740 (August 1971).
- [5] K. L. Derstine, "DIF3D: A Code to Solve One-, Two-, and Three-Dimensional Finite-Difference Diffusion Theory Problems," Argonne National Laboratory report ANL-82-64 (April 1984)
- [6] R.D. O'Dell, F.W. Brinkley, Jr. and D.R. Marr, "User's Manual for ONEDANT: A Code Package for Two-Dimensional Diffusion Accelerated, Neutron-Particle Transport," Los Alamos National Laboratory report LA-9184-M (February 1982).
- [7] ENDF-202, Cross Section Evaluation Working Group Benchmark Specifications, BNL-19302 (1974) (Revised 11-1981)
- [8] 김정도, 길충섭, 김영철, "An analysis of Fast Critical Experiments Using JEF-1-Based 50-Group Constants Set," 한국원자력학회지 Vol. 25, No. 3 (9, 1993)

표 1. 소형 고속 임계노심의 특성

임계 노심명	노심		반사체	
	핵연료	반경 (Cm)	재료	두께 (Cm)
GODIVA	93.77 a/o U-235	8.741	없음	
JEZEBEL-23	98.13 a/o U-233	5.983	없음	
JEZEBEL	4.5 a/o Pu-240	6.385	없음	
JEZEBEL-Pu	20.1 a/o Pu-240	6.65985	없음	
FLATOP-25	93.31 a/o U-235	6.116	천연 Uranium	18.014
FLATOP-23	98.13 a/o U-233	4.371	천연 Uranium Air gap	19.52 0.293
FLATOP-Pu	4.5 a/o Pu-240	4.533	천연 Uranium	19.597
THOR	5.1 a/o Pu-240	5.31	Th-232	24.57
BIG TEN	10 w/o U-235	30.48	Dep. Uranium	15.24

표 2. 69군 열 중성자로용 라이브러리를 이용한 유효증배계수의 비교

69-group MATXS library			
Core	Exp.	Calculated	C/E
ORNL-1	1.00026	0.99786	0.99760
ORNL-2	0.99975	0.99768	0.99793
ORNL-3	0.99994	0.99474	0.99480
ORNL-4	0.99924	0.99621	0.99697
ORNL-10	1.00031	0.99745	0.99715
Average			0.99689
ORNL-5	0.99949	0.99758	0.99809
ORNL-6	1.00009	0.99808	0.99799
ORNL-8	0.99930	0.99780	0.99850
ORNL-9	0.99942	0.99720	0.99778
ORNL-11	0.99944	0.99549	0.99605
Average			0.99768
L-7	1.0000	1.00577	1.00577
L-8	1.0004	1.00588	1.00548
L-9	1.0000	1.00245	1.00245
L-10	1.0000	1.00370	1.00370
L-11	0.9999	1.00083	1.00093
Average			1.00367

표 3. 50군 및 80군 고속로용 라이브러리를 이용한 유효증배계수 및 중심반응율비 비교 (C/E)

<b>K-effective</b>			
Data Base	ENDF/B-VI		JEF-1 *
	No. of Group		50
	80	50	50
GODIVA	0.9983	0.9995	0.9987
JEZEBEL-23	0.9940	0.9946	0.9687
JEZEBEL	0.9988	0.9987	1.0105
JEZEBEL-PU	0.9994	0.9989	1.0028
FLATTOP-25	1.0038	1.0056	0.9982
FLATTOP-23	1.0042	1.0056	0.9780
FLATTOP-PU	1.0055	1.0065	1.0030
THOR	1.0090	1.0090	0.9934
BIG TEN	1.0136	1.0168	1.0093
Average	1.0030	1.0039	0.9958
St. Dev.	0.0057	0.0063	0.0132

<b>F238/F235</b>				<b>F237/F235</b>		
Data Base	ENDF/B-VI		JEF-1	ENDF/B-VI		JEF-1
	No. of Group		50	80	50	50
	80	50	50	80	50	50
GODIVA	0.9706	0.9668	1.0596	0.9606	0.9552	1.0166
JEZEBEL-23	1.0096	1.0042	0.9133	0.9881	0.9819	0.9538
JEZEBEL	0.9740	0.9679	0.9682	0.9697	0.9634	0.9578
JEZEBEL-PU	0.9663	0.9607	0.9762	0.9970	0.9906	0.9815
FLATTOP-25	0.9779	0.9741	1.0573	0.9786	0.9739	1.0281
FLATTOP-23	1.0014	0.9960	0.9076	0.9960	0.9899	0.9163
FLATTOP-PU	0.9844	0.9784	0.9714	0.9870	0.9812	0.9600
THOR	0.9608	0.9608	0.9870	0.9541	0.9541	0.9547
BIG TEN	1.0492	1.0567	1.0391	1.0449	1.0534	0.9668
Average	0.9882	0.9851	0.9866	0.9862	0.9826	0.9706
St. Dev.	0.0263	0.0290	0.0531	0.0251	0.0282	0.0322

<b>F233/F235</b>				<b>F239/F235</b>		
Data Base	ENDF/B-VI		JEF-1	ENDF/B-VI		JEF-1
	No. of Group		50	80	50	50
	80	50	50	80	50	50
GODIVA	1.0002	1.0003	0.9513	0.9765	0.9756	1.0074
JEZEBEL	0.9993	0.9996	0.9502	0.9745	0.9733	0.9863
FLATTOP-25	0.9887	0.9886	0.9471	0.9827	0.9818	1.0117
BIG TEN	0.9950	0.9941	0.9676	0.9874	0.9870	1.0018
Average	0.9958	0.9957	0.9541	0.9803	0.9794	1.0018
St. Dev.	0.0052	0.0055	0.0092	0.0059	0.0062	0.0111

\* 참고문헌 [8]