

Verification of the Radiation Shielding Analysis of Shipping Cask Using Deterministic and Probabilistic Methods

Jeong-Hyoun Yoon, In-Koo Lee, Kyoung-Sik Bang,

Byoung-Il Choi and Chong-Kyoung Kim*

Korea Atomic Energy Research Institute

Nuclear Environment Management Center, Taejeon 305-353

**Department of Nuclear Engineering, Hanyang University, Seoul 133-791*

(Received 13 December 1995; Accepted 13 May 1996)

결정론적인 방법과 확률론적인 방법을 이용한 수송용기 방사선차폐해석의 비교 및 검증

윤정현, 이인구, 방경식, 최병일, 김종경*

한국원자력연구소부설 원자력환경관리센터, 대전

*한양대학교, 원자력공학과, 서울

Abstract—In this study, to set-up the calculation method of radiation shielding of the KSC-4 shipping cask which is being used for spent fuel transportation, the pre-existing two calculation methods, deterministic and probabilistic methods were tested.

For the first, the DOT4.2 computer code adopting the deterministic theory was applied for the calculation of effective neutron shielding under assumption of continuous wall thickness of the cask. To verify the first results, the probabilistic theory was used as an alternate calculation. In this case MCNP4A computer code adopting the probabilistic theory was used. And same approximation was obtained from the two different shielding calculations.

From the results, it could be confirmed that the design and calculation method used for the radiation shielding of the KSC-4 was adequate and sufficiently safe to meet the design and QA requirements of 10CFR71 Appendix H.

Key words : Spent Fuel, Shipping Cask, Radiation Shielding, Verification, Radiation Protection, Design Quality Assurance, MCNP4A and DOT4.2

요약—본 연구에서는 사용후 핵연료의 안전수송을 위한 수송용기의 설계/해석 항목중 용기 내부에 장전된 핵연료에서 방출되는 중성자의 방사선량을 효과적으로 평가하는 방법을 구축하기 위하여 수송용기의 방사선차폐해석을 기존의 해석 수행방법인 결정론적인 방법으로 수행하고 확

물론적인 방법으로 그 결과를 검증하였다. 결정론적 방법을 이용한 해석코드로 Discrete Ordinate 방법의 DOT4.2 코드를 사용하였으며, 이에 대한 비교와 검증을 위한 확률론적 방법의 차폐해석 코드로는 Monte Carlo 해법의 해석코드인 MCNP4A를 이용하였다. 동일한 대상물에 대한 방사선량율에 대한 평가를 두 방법으로 수행한 결과 두 방법으로부터의 해석결과는 큰 차이를 보이지 않았다. 이 결과비교를 통하여 사용후 핵연료 수송용기에 대한 방사선량율 평가가 올바르게 수행된 것을 확인할 수 있었고 또한 설계 및 해석에 관한 품질보증사항이 규정된 10CFR71 appendixH의 설계해석 및 전산코드 검증에 대한 요구조건을 만족시킬 수 있었다.

중심단어 : 사용후핵연료, 수송용기, 방사선차폐, 검증, 방사선방어, 설계 품질보증, MCNP4A, DOT4.2

서 론

원자력발전소에서 발생하는 사용후 핵연료는 각 발전소내 사용후 핵연료 저장조에 저장되어 있다. 이렇게 저장된 사용후핵연료는 저장조의 한정된 용량으로 인해 중간저장시설이나 영구처분장 혹은 저장용량이 여유가 있는 인접 발전소등으로의 이송이 필요하게 된다. 일반 화력발전소에서 방출되는 화석연료의 경우와는 다르게 원자력발전소의 사용후핵연료에서는 상당히 오랜 기간이 경과하더라도 많은 열과 중성자와 감마선 등의 방사선이 방출된다. 사용후 핵연료 수송용기를 설계할 때에는 이 방사능과 열을 효율적으로 차폐할 수 있는 적절한 차폐체를 선정하고 이에 대한 방사선차폐 해석을 수행한 후 방사선차폐성능 평가를 거쳐야만 해당 수송용기를 이용하여 실제 수송시 사용후 핵연료에서 방출되는 방사선에 의한 과피폭을 예방할 수 있다. 그러므로 수송용기의 정확한 차폐능을 평가하기 위해서는 복잡한 중성자 및 감마선 수송방정식의 해를 수송용기 외부에서의 방사선량율로써 효과적으로 구할 수 있는 전산코드가 필요하다. 대표적인 차폐해석코드는 결정론적 방법인 각분할법(Dicrete Ordinate Method ; DOM) [1]을 이용한 DOT4.2 코드[2]와 확률론적 방법인 Monte Carlo Method[3, 4]를 이용한 MCNP코드 [5]등이 있다.

본 연구에서는 이 두가지 코드를 이용하여 동일 수송용기에 대한 방사선차폐해석을 수행하였고 이 두 전산코드로 계산된 방사선량율을 비교함으로써 현실적으로 실험적 방법을 통한 검증이 어려운 방사선차폐분야에 대한 전산수행시의 시스템 오

차를 확인할 수 있는 방안을 연구 하였다. 이 시스템 오차를 확인하는 검증은 원자력분야에서의 설계/해석과 같이 안전성에 대한 고려가 우선되고 규제가 많은 분야에서는 품질보증(Design Quality Assurance)이라는 관점에서 상당히 현실적인 문제로 제기된다. 이는 설계/해석에 필요한 전산코드를 비롯한 소프트웨어의 품질보증(Software QA)의 한 방향이라고도 할 수 있다.

본 연구에서 방사선차폐해석의 검증대상 수송용기로는 이미 제작이 완료되어 발전소에서 실제 수송에 사용되고 있는 KSC-4 수송용기[6]로 정하였다.

본 연구의 목적은 결정론적 방법과 확률론적 방법을 이용한 방사선차폐해석을 수행하여 단일 전산코드를 이용하여 방사선차폐해석을 수행하였을때는 확인하기 어려운 시스템오차를 확인하는 검증을 수행하는 것이고 전산 코드들을 이용한 수송용기의 방사선차폐해석에 올바른 절차를 구축하고자 하는 것이다. 이러한 검증의 필요[7]는 이미 미국의 10CFR71 Appendix H[8]등에서 대두되어 설계관리항목에서도 방사성물질의 운반 및 포장물에 대한 방사선 차폐 등 안전성 평가 해석의 적합성 보장과 또한 사용되는 전산코드등에 대한 검증을 수행할 것을 요구하고 있다.

방사선원 및 차폐계산모델

방사선원

사용후 핵연료 수송용기에 장전할 핵연료는 수송용기 방사선차폐해석의 방사선원이 된다. 이러한 방사선원의 크기에 대한 계산은, 사용후 핵연료의

경우 많은 수량의 핵분열생성물과 초우라늄 원소가 생성되므로, 간단한 계산식에 의한 추정으로는 그 정확도를 기할 수 없다. 이에 따라 사용후핵연료에서 방출되는 방사선원의 계산은 행렬지수법을 이용하여 각종 동위원소별 생성과 감손을 계산하는 ORIGEN-2 [9] 전산코드를 사용하였다. 이 코드는 원자로에서 조사되는 시간 동안의 핵연료집합체내의 핵분열생성물들의 생성 및 붕괴를 계산 할 수 있으며, 특히 각기 다른 냉각기간에 따른 중성자 및 감마선원의 계산에 활용된다. 본 연구를 위한 핵연료는 PWR 17×17 배열 집합체로 37.5MW/MTU의 specific power(평균출력)로서 1, 013일 동안 연소된 연소도 38,000MWD/MTU의 핵연료를 사용후 핵연료 저장조에서 3년 동안 냉각한 것을 기준으로 하였으며 이 핵연료의 제원은 표 1에 나타내었다.

핵연료가 원자로내에 있을때 ^{238}U 이 중성자를 흡수하여 초우라늄족 원소가 되거나 α 입자를 흡수하여 다른 중원소가 된다. 원자로내에서 조사된 사용후 핵연료에서는 이러한 원소들이 계

속적으로 존재하며 중성자를 방출하게 되는데 이들 중성자 선원은 다음과 같이 두가지로 구별된다. 첫째, 중원소의 자발핵분열(Spontaneous fission)로 방출되는 중성자원이다. 일반적으로 핵분열시에는 평균 2~3개의 중성자가 나오고 있다. 둘째, 자발핵분열시에는 α 입자가 동시에 방출되는데 이 α 입자가 다시 중원소에 흡수되어 (α, n)반응을 통해 방출되는 중성자가 있다. 이러한 중성자원의 세기는 핵연료의 평균연소도와 연소도가 높아짐에 따라 증가하고 저장조에서의 냉각기간이 2년까지는 지수함수적으로 급격히 감소하고 그 이후에는 완만한 감소추세를 나타내게 된다. 이러한 중성자선원세기의 감소추세는 사용후 핵연료 중성자원의 대부분을 차지하는 자발핵분열 원소의 반감기가 상당히 길기 때문이다.

ORIGEN-2에서 계산되는 중성자원은 에너지 구간별로 나타나지 않는데 중성자선원은 DOT4.2 코드를 이용한 차폐계산을 위해서는 방출되는 에너지의 스펙트럼이 높은 영역에서부터 낮은 영역으로 구간별로 나타나야 한다. PWR 사용후핵연

Table 1. Fuel Design Condition of KNU 5 & 6.

	Description	Unit	Specification
Assembly	Assembly Weight	kg	656
	kgU/Assembly	kg	462.45
	Maximum average Exit Burnup	MWD/MTU	38,000
	Specific Burnup	MW/MTU	37.5
	Enrichment	w/o	3.2
	Assembly Cross Section	cm	21.4×21.4
	Fuel Array No./Assembly	ea	17×17
	Active Fuel Length	cm	365.76
	Rod Diameter	cm	0.95
	Rod Pitch	cm	1.26
	Rod Number/Assembly	ea	264
	Clad Material		Zr-4
	Clad Thickness	cm	0.057
Pellet	Pellet Diameter	cm	0.82
	UO ₂ Weight	kg	524.6
	Zircaloy Weight/Assembly	kg	110.2
	Grid Material		Inconel

료의 에너지 구간별 스펙트럼으로는 주로 ^{252}Cf 의 자발핵분열 중성자 스펙트럼을 사용하고 있다. 이 원소의 스펙트럼은 사용후 핵연료에 포함된 다른 중원소 전체에서 나오는 중성자에너지 스펙트럼과 비슷한 구조를 나타내므로 방사선차폐해석시 사용후 핵연료의 스펙트럼으로 사용되고 있다. 그림 1에 ^{252}Cf 의 자발핵분열 중성자 스펙트럼을 나타내었다. 이 스펙트럼은 분할에너지 구조를 사용하는 DOT4.2 코드를 위한 DLC-23/Cask library에 사용할 수 있도록 normalization 되어 있다. K9C-4 수송용기에 4개의 기준 사용후핵연료가 장전되었을 때 방출되는 전체 중성자수는 9.89×10^8 neutrons/sec이며 normalization된 중성자스펙트럼에 대한 내용은 표 2에 22개의 각 에너지 구간별로 나타내었다.

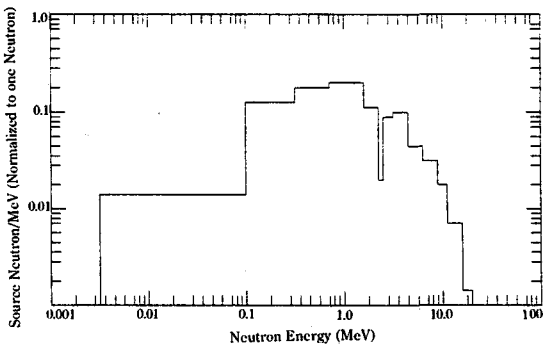


Fig. 1. Normalization of ^{252}Cf Spectrum.

차폐계산모델

수송용기는 핵연료를 장전하는 용기내부 캐비티 (Cavity)의 냉각조건에 따라 공냉식인 건식과 물로 냉각하는 습식으로 나누어진다. 본 연구에서는 수송용기의 내부조건을 핵연료 주위에 물이 채워져 있지 않은 건식, 즉 공기조건으로 고려하였다.

K9C-4 수송용기의 구조는 각각 핵연료를 장전할 수 있는 스텐인레스 재질의 4개의 바스켓(Basket)이 있고 핵입계 방지를 위하여 열중성자 흡수능력이 뛰어난 ^{10}B 을 다량 함유한 Boral(Boron+Al plate)이 그 주위를 둘러싸고 있다. 수송용기의 구조적 강도는 1인치 두께의 중간판(Intermediate Shell)으로 보강하였고 감마선 차폐를 위한 납을

Table 2. Group-Wise Neutron Source Spectrum for 4 PWR Assemblies to Fit DLC-23 CASK Library.(38,000 MWD/MTU, after 3 years cooling time).

Group	Upper Energy (MeV)	Normalized Spectrum	Spectrum (Neutrons/s)
1	14.92	0.4653 E-3	4.6004 E+5
2	12.2	0.1883 E-2	1.8617 E+6
3	10.0	0.5756 E-2	5.6910 E+6
4	8.18	0.01924	1.9023 E+7
5	6.36	0.04000	3.9548 E+7
6	4.96	0.05174	5.1155 E+7
7	4.06	0.1094	1.0816 E+8
8	3.10	0.08804	8.7045 E+7
9	2.46	0.02088	2.0644 E+7
10	2.35	0.1156	1.1429 E+8
11	1.83	0.2089	2.0653 E+8
12	1.11	0.1920	1.8983 E+8
13	0.55	0.1327	1.312 E+8
14	0.11	0.0135	1.3298 E+7
15	3.35 E-3	0.0	0.0
16	5.83 E-4	0.0	0.0
17	1.01 E-4	0.0	0.0
18	2.90 E-5	0.0	0.0
19	1.01 E-5	0.0	0.0
20	3.06 E-6	0.0	0.0
21	1.12 E-6	0.0	0.0
22	4.14 E-7	0.0	0.0
Total		1,000	9.887 E+8

장전통 외각에 주조하였으며 그 외각에는 중성자 차폐를 위한 고체레진(NS4-FR)을 주조하여 삽입하였다.

DOT4.2와 같은 2차원 전산코드를 이용하여 수송용기의 방사선차폐해석을 하기 위해서는 용기 내부에 장전된 사용후핵연료 및 차폐체가 반경 및 축방향의 원주형 기하학적모형으로 나타내져야 한다. 우선 사각형인 핵연료 4개를 한개의 원주형의 형태로 균질화한 방법은 다음과 같다.

1) 핵연료 집합체내에 있는 단위 연료봉의 정

확한 제원을 조사.

- 2) 제원에 따라 실제 핵연료(UO₂)과 피복관(Cladding)이 차지하는 부피분율 그리고 연료와 Cladding 사이의 Gap이 차지하는 부피분율을 산정하고.
- 3) 핵연료집합체내의 원소들 각각에 대한 원자번호 밀도를 계산하고 위에서 계산된 분율들을 곱하게 된다. 이때 가로 21.4cm, 세로 21.4cm의 제원을 가진 4개의 핵연료집합체를 동일한 면적의 원주형태로 모델링하였다.

그외 수송용기내의 방사선차폐체의 구조는 동일한 두께의 원주형 방사차폐체 형태로 구성하였다. 이와같은 핵연료집합체의 균질화 방법은 방사선차폐해석에서 가장 많이 적용하는 방법으로 전체 방사체부피의 면적을 동일하게 유지한다는 측면과 실제 방사선원 영역과 그외 구조물이나 빈 공간영역등에 대한 고려를 할 수 있다는 면에서 널리 통용되고 있다. 핵연료 균질화 방법에 대한 사항은 그림 2에 나타내었고 방사선차폐계산을 위한 균질화된 핵연료 영역과 수송용기의 차폐체에 대한 원자번호 밀도는 표 3에 나타내었다. KSC-4 수송용기의 실제 모형은 모서리가 원형의 곡률을 가진 사각기둥 형태이나, 수송용기의 2차원 방사선차폐해석을 위해서는 실제 수송용기의 형태와는

조금 다른 원주형이고 차폐체 두께는 동일한 것으로 모델링하였다. 실제 수송용기의 반경방향 단면과 방사선 차폐해석을 위한 계산 모델링에 대한 비교는 그림 3에 나타내었다.

차폐해석에 사용되는 전산코드, 핵자료 및 이들을 이용한 계산 결과에 대한 비교 검증을 위하여 수송용기의 반경방향과 하부 축방향의 방사선량을 비교평가하였다.

결정론적 방법(DOT4.2)에 의한 차폐계산

수송용기의 반경방향 및 축방향의 계산을 수행한 전산코드로는 2차원 DOT4.2를 사용하였다. DOT4.2 코드는 결정론적 방법의 각분할법을 이용한 차폐계산 코드로서 R 방향에 따른 축(Z)방향의 선속(Flux)1, R 방향에 따른 각방향(R, θ) 그리고 X, Y 각 방향에 따른 선속등 차폐체 각 지점에서의 선속이 계산된다. 수송용기와 같은 원주형태에 대한 방사선차폐계산은 R방향에 따른 축방향의 선속을 계산한다. DOT 4.2 코드등 각분할법코드로 계산된 결과는 모두 선속(Flux)으로 구해지므로 이를 인체에 미치는 영향을 나타내는 방사선량률로 변환시키기 위하여는 구해진 선속에

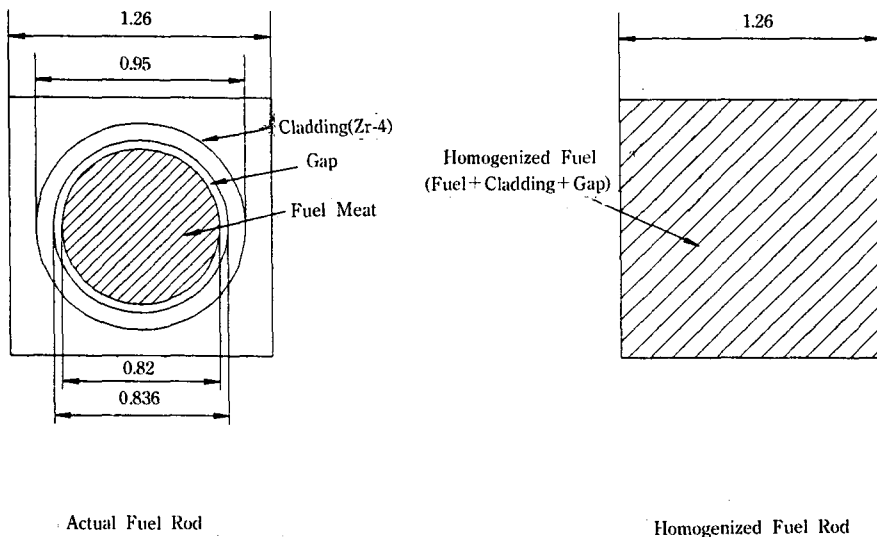


Fig. 2. Comparison of the Fuel Models.

Table 3. Atom Number Density of Fuel and Other Materials(atoms/barn-cm).

Nuclides	Homogenized Fuel Region	Stainless Steel	Lead	Boral Plate	Solid Resin (NS4-FR)
H					5.95 E-2
B				3.71 E-2	
C				1.16 E-2	2.31 E-2
N					1.43 E-3
O	1.74 E-2				2.67 E-2
Al				3.82 E-2	7.97 E-3
Cr	8.50 E-6	1.67 E-2			
Fe	3.07 E-5	6.06 E-3		3.42 E-4	
Ni	4.05 E-3	9.88 E-3			
Zr	1.57 E-4				
Pb			0.033		
U ²³⁵	8.75 E-3				
U ²³⁸	4.07 E-5				

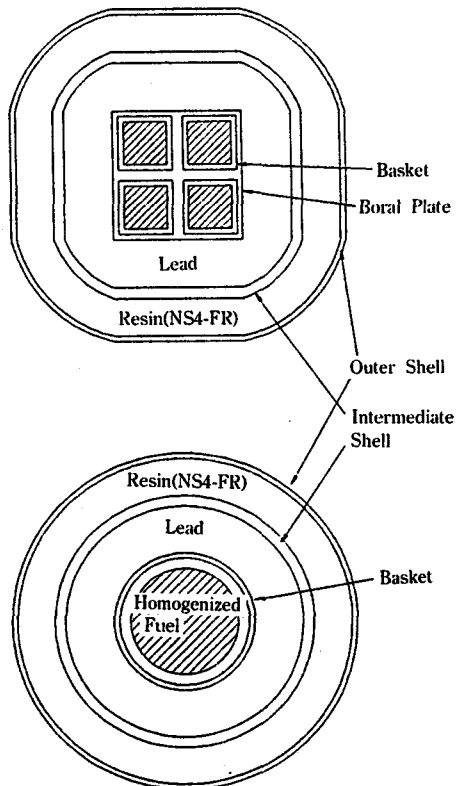


Fig. 3. Comparison of the KSC-4 Cask Shielding Models.

Flux-to-Dose Conversion Factor를 곱하여야 한다. 이 Conversion Factor는 방사선방어를 위한 중요한 인자로 지속적인 연구가 진행되고 있다. 현재 방사선 차폐해석에서 많이 적용하고 있는 Flux-to-Dose Conversion Factor자료는 1990년도에 ANSI에서 발행된 값이며 그 수치는 표 4에 나타내었다.

DOT4.2 전산코드를 이용한 수송용기 차폐계산에서는 Boltzmann transport equation의 해를 Sn 방법의 각분할법을 이용하여 풀었다. 계산에 쓰인 quadrature set는 Legendre 방정식을 P₃까지 전개한 P₃-S₁₆ set를 사용하여 2차원 이상의 각분할법 전산코드를 사용계산에 사용할때 원자밀도가 낮은 영역에서 발생하는 수치해석적인 오차의 일종인 Ray-effect[10]의 영향을 최소화할 수 있다.

또한 본 연구에서는 각분할법을 이용하여 각 average cell flux를 구하는 방법으로 다차원 계산에서 수렴속도가 다른 방법보다 빠르고 완전한 부분선속을 구할 수 있는 weight difference model을 적용하였다.

Table 4. Neutron Flux-To-Dose Conversion Factors.

Group Number	Neutron Group C.F.(mR/hr/n/cm ² sec)	
	Upper Energy(MeV)	Conversion Factor
1	14.92	2.088 E-1
2	12.2	1.656 E-1
3	11.0	1.476 E-1
4	8.18	1.476 E-1
5	6.36	1.404 E-1
6	4.96	1.332 E-1
7	4.06	1.296 E-1
8	3.01	1.260 E-1
9	2.46	1.260 E-1
10	2.35	1.296 E-1
11	1.83	1.332 E-1
12	1.11	1.188 E-1
13	0.55	5.400 E-2
14	0.111	6.480 E-3
15	0.335 E-2	4.320 E-3
16	0.583 E-3	4.680 E-3
17	0.101 E-3	4.680 E-3
18	0.290 E-4	4.500 E-3
19	0.101 E-4	4.320 E-3
20	0.306 E-5	4.140 E-3
21	0.112 E-5	3.960 E-3
22	0.414 E-6	3.780 E-3

확률론적 방법(MCNP4A)에 의한 차폐계산

MCNP4A 전산코드

MCNP4A 코드는 확률론적 해법의 몬테카를로 기법을 이용하여 방사선 수송해석 문제를 효과적으로 풀 수 있는 전산코드이다. 이 코드는 검증 계산용으로 각광을 받기 시작한 코드지만 그간 많은 코드와의 검증을 통해 이미 여러 분야에서 코드의 신뢰성을 확보한 만큼 최근들어 차폐체가 두꺼운 구조물의 방사선량을 평가를 위한 Deep penetration 문제에서부터 작은 Detector의 설계에 이르기까지 그 응용의 폭이 광범위하다. MCNP4A

코드는 현재 원자력선진국들에서도 각분할법에 의한 해석코드인 DOT코드를 대체하는 경향을 보이고 있다. 특히 연속적인(continuous) 에너지군에 따른 핵자료의 이용이 가능하며 복잡한 기하학적 구조에 대한 거의 실제적인 묘사가 가능하여 그 신뢰성을 인정받고 있다.

MCNP4A 코드의 몬테카를로 방법은 시간이나 에너지 함수로 기술되는 입자의 어떤 매질과 충돌, 산란, 흡수와 소멸과정을 추적하므로써 차폐매질 내의 방사선의 분포를 계산하는 방법이다. 이러한 확률론적 방법은 입자의 평균적인 거동으로 수송 방정식을 푸는 각분할법과는 다르게 입자 개개에 대한 추적을 통하여 수송방정식을 푼다. 흡수되는 입자수와 시간 및 에너지군의 세분에 따라서 다소 차이는 있지만 다른 계산방법에 비교하여 해석에 소요되는 시간이 길다. 그러나 이러한 단점에도 불구하고 입자가 생성되어 매질과 반응하면서 발생하는 현상을 확률적으로 추적하기 때문에 다른 해석 방법보다 정확도가 높다. MCNP4A 코드로 계산이 가능한 방사선의 종류 및 세기는 핵단면적 자료와 밀접한 관계가 있는데 코드자체내에서 제공하는 핵단면적은 ENDF(Evaluated Nuclear Data File) 자료와 ENDL(Evaluated NuclearData Library) 및 ACTL(Activation Library)자료가 복합적으로 구성이 되어있다.

MCNP4A 코드 계산

전산코드를 이용한 사용후핵연료 수송용기의 방사선 차폐해석에서의 적합성을 평가하기 위하여 DOT4.2 코드에서 작성한 모델링과 동일한 구조의 KSC-4 수송용기와 역시 동일한 구조의 비연속적 에너지군 구조의 중성자에 대한 방사선차폐해석을 MCNP4A를 이용하여 수행하였다. MCNP4A 코드는 시스템내에서 사건들의 발생확률을 계산하는 코드이기 때문에 계산결과는 오차(Variance)범위를 포함하게 된다. 이렇게 오차를 포함하는 MCNP4A 계산 결과가 대상물에 대한 참절과값(True value)라고는 할 수 없는데 그것은 전산코드를 이용하는 해석에서는 시스템 고유의 오차(입력자료의 오류, 핵단면적자료의 오류, 원자수 밀도, 실제 대상물 주변의 여러가지 조건의 변화 등)를 가질 수 있기

때문이다. 대상물의 MCNP4A 계산에서 오차를 줄이는 가장 대표적인 방법은 경우의 수를 많이 제공하여 좀 더 많은 수의 무작위 추출을 통하여 모집단에 대한 묘사를 좀더 근사적으로 시도하는 것이다. 이때 MCNP4A 내에서는 효율적인 오차 감소법(Variance Reduction Technique)을 적절히 선택하여 최소한의 시간을 투자하여 오차가 적은 좋은 결과를 기대할 수 있도록 한다.

본 연구에서는 MCNP4A 계산시 면적당 평균 선속을 계산하는 F2 tally를 사용하였고 계산을 위한 이력의 수는 1,000,000을 주었다. 오차감소법으로는 Energy Cut-off과 영역분할(Zone splitting)에 의한 Importance Sampling 방법을 적용하였다.

MCNP4A로부터의 계산결과 분포는 일반적으로 그림 4와 같이 나타나는데 그림에서 알 수 있듯이 오차감소법을 이용하여 통계적인 분포의 FWHM(Full Width at Half Maximum)값을 작게 할 수는 있지만 시스템적인 오류로 발생하는 오차에 대하여서는 MCNP4A 코드 단독으로는 찾아내기가 쉽지가 않다. 이러한 시스템적인 오차를 확인하는 방법으로는 실험적 방법을 통한 검증과 다른 해석방법을 가진 해석코드를 이용하여 검증하는 방법이 있다. 본 연구에서는 기존의 결정론적인 방법의 결과를 확률론적인 방법을 이용하여 얻어진 결과와 비교함으로써 수송용기의 방사선차폐 해석결과를 상호비교하였다.

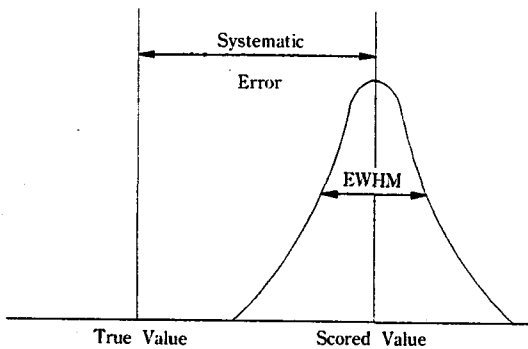


Fig. 4. Schematic Drawing of Systematic Error in Computer Code System.

결과 및 고찰

DOT4.2 코드와 MCNP4A 전산코드를 이용하여 계산된 수송용기 하부 축방향과 반경 방향에 대한 방사선량을 계산하였다. 그 결과는 표 5에 비교하여 나타내었다. 표에서 나타난 수송용기 외부에서 중성자의 방사선량은 수송용기의 반경 방향의 경우 DOT4.2 계산의 경우 6.0mrem/hr, MCNP4A의 경우는 9.8mrem/hr로 계산되었고 축방향의 경우 DOT4.2는 47.9mrem/hr 그리고 MCNP4A의 경우는 53.9mrem/hr로 계산되었다. 전체적으로 MCNP4A를 이용하여 얻어진 중성자 방사선량이 약간 높은 것으로 나타났지만 이들 방사선량의 차이는 방사선차폐계산에서 가질 수 있는 오차범위내에 든다고 판단된다. 또한 상호 계산결과 차이의 원인중 중요한 것은 DOT4.2에서 사용한 핵단면적군인 DLC-23/Cask library가 분할 에너지구조(Discrete Energy Spectrum)이라는 점이다. MCNP4A에서는 동일한 분할 에너지구조를 입력자료로 사용하였지만 MCNP4A의 계산시에는 DOT4.2와는 달리 각 에너지 구간내에서나 에너지 구간과 구간사이에 산란되어 떨어지는 연속적인 에너지군에 대한 핵단면적군을 고려하게 되므로써 차이가 생기는 것으로 고려할 수 있다. 위에서 언급한 바와 같이 KSC-4 수송용기 외부에서 나오는 중성자 선량을 평가한 DOT4.2 전산코드의 계산 결과는 MCNP4A 코드를 이용하여 각각 얻은 계산 결과와 크게 차이가 나지 않는 것을 알 수 있었다.

Table 5. Comparison of the Neutron Dose rates at KSC-4 Cask Surface.

Neutron Dose Rates(mrem/hr)			
Distance to Cask Axial Center		DOT4.2	MCNP4A
		0cm	47.6
Distance to Cask Radial Center	20cm	25.7	26.8(3.4%)
	40cm	6.6	4.9(8.4%)
	50cm	6.0	9.8(3.4%)
Distance to Cask Radial Center	150cm	4.5	7.3(4.7%)
	250cm	1.1	1.6(8.1%)

*() means Relative Error of MCNP4A.

MCNP4A 결과에 포함된 상대오차는 수송용기의 모서리 구역에서 약간 크게 발생하였는데 이 구역에서는 사용후 핵연료의 방사선원으로 부터 충분한 차폐가 이루어지는 부분이기 때문에 상대적으로 Scoring 되는 중성자의 갯수가 적음에 기인한다고 할 수 있다. 또한 MCNP4A에서의 오차는 중성자 흡수단면적이 큰 핵연료물질영역의 크기와 형태에서도 연관이 있다. 실제로 MCNP4A은 3차원 해석코드으로써 핵연료의 사각형태를 완전하게 묘사할 수 있는 해석코드이다. 본 논문의 계산에서는 DOT4.2 코드의 검증을 위하여 핵연료 영역을 균질화하였으므로 MCNP4A에서 발생하는 오차의 문제는 MCNP4A 코드 결과에 대한 오차에 의한 요소보다는 앞에서 언급한 시스템적한 요소에 의한 영향이 크다고 할 수가 있다.

결 론

KSC-4 수송용기의 방사선적 안전성을 평가한 결정론적 방법의 방사선차폐계산코드인 DOT4.2 코드의 계산 결과를 확률론적 방법을 적용한 전산코드인 MCNP4A를 이용하여 비교 평가하였으며 얻어진 결론은 다음과 같다.

1. 사용후 핵연료 수송용기와 같이 일반 대중에 대한 방사선 방어와 밀접한 연관이 있는 주요 구조물에 대한 방사선차폐해석은 동일 구조물에 대하여 상이한 해석 방법을 적용함으로써 전산코드가 반드시 가지게되는 한계인 시스템적인 오차를 확인할 수가 있다. 이러한 전산코드 결과의 상호 비교는 검증을 위한 실험이 곤란한 경우 계산결과에 대한 또 다른 검증방법으로 활용할 수 있을 것이다.
2. 본 연구를 통하여 DOT4.2 코드와 MCNP4A의 계산 결과의 차이는 크지 않은 것으로 결론지을 수 있지만 MCNP4A 코드는 수송용기에 대한 3차원 모델링이 가능하여 수송용기의 차폐취약 부위(인양장치 및 용기내부의 배관등)에 대한

정확한 해석이 가능하기 때문에 복잡한 구조를 가진 대형 구조물에 대한 방사선량을 평가의 주 전산코드로 DOT4.2코드를 대체할 수가 있다.

3. 구조물에 대한 안전성을 평가하는 코드는 적절한 절차에 따라 검증과정을 거쳐 사용하는 것이 안전성을 제고할 수 있는 좋은 수단이 될 수 있으며 이는 소프트웨어에 대한 품질보증 차원에서 반드시 필요한 과정이다.

참고문헌

1. George I, Bell and Samuel Glasstone, Nuclear Reactor Theory, Von Nostrand Reinhold, 1970.
2. W.A. Rodes, The DOT-IV version 4.2 Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code System, ORNL/TM-6529, 1981.
3. K. Bindeer et al., Monte Carlo Methods in Statistical Physics, Springer-verlag, Berlin, 1979.
4. L.L Carter and E.D. Cashwell, Particle-Transport Simulation with the Monte Carlo Method, ERDA Critical Review Series, TID-26607, 1975.
5. MCNP-4a General Monte Carlo Code for Neutron and Particle Transport, LA-7396-M Rev. 2, Los Alamos Monte Carlo Group, Los Alamos National Laboratory, 1993.
6. 강희영등, "KSC-4 수송용기의 안전성분석보고서", KAERI/TR-137/89, 1989.
7. G.W. Morison, E.A. Stracker, and R.H. Odegaaden, "CASK ; 40 Group Couple Neutron and Gamma-ray Cross Section Data" DLC-23 /CASK, 1974.
8. 10CFR part71, Packaging and Transportation of Radioactive Material, U.S.A, 1983.
9. A.G. Croff, A Users Manual for the ORIGEN-2 Computer Code, ORNL/TM-7175, 1980.
10. K.D. Lathrop, "Ray Effects in Discrete Ordinates Equations", 1968.