

# 1, 300 MWe 가압경수로 공동내에서의 중성자 흐름해석

한국에너지연구소

권 석 근

한양대학교

김 경 응

= 초 록 =

1, 300 MWe 가압경수로 공동내에서 중성자의 흐름해석이 수행되었다.

중성자의 흐름을 해석하는데는 1차원 수송코드인 ANISN, 2차원 수송코드인 DOT3.5, 3차원 Monte Carlo 코드인 TRIPOLI-02와 이들을 접속시켜주는 DOTTRI 등의 전산코드가 이용되었고, 본 계산에 사용된 전산기는 IBM 3033형이었다.

계산된 선속 및 선량율은 900 MW 가압경수로의 공동내에서 측정된 측정치와 비교검토되었고, 그 결과 중성자 균별로 약간의 오차는 있었으나 전체적으로 큰 오차는 없었다.

이 결과는 대용량의 원자로 차폐설계, 원자로보수시, 기타 원자로 공동내에 출입할 경우에 방사선방어상 필요한 방어수단을 제공하는데 기여하였다.

## 서 론

원자로 공동 주변에서 발생하는 중성자 흐름현상은 가동중인 발전소의 격납용기내 방사선량 준위에 영향을 미칠 뿐만 아니라 격납용기내 여러 구조물의 방사화로 인하여 정기검사 또는 핵연료 재장전 작업중사자의 방사선피폭을 가중시킨다. 따라서 이러한 중성자의 흐름현상과 그 효과에 대하여 발전소 설계단계에서부터 주의 깊은 평가가 행하여 진다. 그러나 원자로 용기를 포함한 주변 구조물들의 기하학적 형태가 대단히 복잡하고 또한 대규모이므로 여기서 일어나는 중성자의 수송현장을 정밀하게 평가하는 것은 용이한 문제가 아니다.

방사선 차폐해석에서 널리 이용되고 있는 작분할  $S_N$  법에 의한 중성자 수송은 한번계산으로 부터 많은 결과를 얻을 수는 있으나 3차원의 원자로와 같은 복잡한 구조물형태를 고려할 경우에는 그 전산소모시간 및 컴

퓨터기억용량에서 크게 제약을 받게 된다. 또한 3차원적 구조물 형태를 용이하게 고려할 수 있는 몬테카를로법의 경우에는 그 계산시간에서 제약을 받게 된다. 특히 선원으로 부터 관심있는 지점까지의 거리가 크고 산란효과가 큰 문제를 다룰 때에는 극히 많은 수의 표본추출이 필요하다.

이 문제에 대한 하나의 해결방안으로 작분할  $S_N$ -몬테카를로 접속계산이 제안되어 현재 원자로 공동주변의 방사선 흐름해석에 활용되고 있다. 그러나 지금까지 개발된  $S_N$  코드 또는 몬테카를로 코드 모두가 이 기법에 사용될 수 있는 것은 아니며  $S_N$  코드에서 얻은 작분속밀도분포가 몬테카를로 계산에서 선원입자로 추출될 수 있도록 변환해 주는 접속프로그램을 이용 가능한 것이라야 한다. 이러한 접속코드로 DOT<sup>1)</sup>와 MORSE<sup>2)</sup>를 연결하는 DOMINO<sup>3)</sup>가 개발되어 DOT-DOMINO-MORSE 계산에 의한 흐름해석에 널리 사용되어 왔다<sup>4)</sup>.

본 연구에서는 근래에 불란서에서 개발된 DOT와 TRIPOLI<sup>6)</sup>의 접속코드인 DOTTRI를 이용한 ANISN<sup>6)</sup>-DOT3.5-DOTTRI-TRIPOLI연산에 의한 중성자 흐름해석을 수행하여 그 결과를 분석함으로써 원자로 공동에서의 방사선흐름해석에 이 연산체계의 활용여부를 평가하고자 하였다. 다음 절에서는 TRIPOLI 코드의 특징에 대한 개요를 간단히 기술하였으며 이어서 평가문제의 설정 및 계산방법, 그리고 결과에 대한 평가를 기술하였다.

### TRIPOLI 코드의 특성

미분 적분형 볼츠만 수송방정식은 다음과 같이 쓸 수 있다.

$$\hat{\Omega} \cdot \nabla \phi(\vec{r}) + \Sigma_T(\vec{r})\phi(\vec{r}) = \iint d\hat{\Omega}' dE' C\phi(\vec{r}, E', \hat{\Omega}') + S(\vec{r}) \dots \dots \dots (1)$$

여기서  $\phi(\vec{r})$ 은 위상공간  $\vec{r}$ 에서 입자의 각선풍속밀도이며  $\Sigma_T$ 는 거시적 전단면적,  $C$ 는 산란커널, 그리고  $S$ 는 선원항이다.

TRIPOLI 코드에서는 방사선차폐계산에 흔히 사용되는 몬테카를로 코드인 MORSE와는 달리 위상공간의 매 지점마다 가중치  $\pi(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ 를 설정하는데 이 가중치는 바로 임포턴스함수의 역수로 정의된다. 즉,

$$\pi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = \frac{1}{I(\vec{r}, E, \hat{\Omega})} \dots \dots \dots (2)$$

여기서  $I(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ 는 임포턴스함수이다. 또한 현행 코드에서는 가중치  $\pi$ 가 변수분리에 의해

$$\pi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = \pi_1(\vec{r})\pi_2(E)\pi_3(\hat{\Omega})$$

로 나타낼 수 있다고 가정하고 있다. 바이어스된 입자 속밀도  $\phi^*$ 는

$$\phi^*(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = \frac{\phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega})}{\pi(\vec{r}, E, \hat{\Omega})} = I(\vec{r}, E, \hat{\Omega})\phi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) \dots \dots \dots (3)$$

로 되며 이에 대한 변환된 수송방정식은 다음과 같다.

$$\hat{\Omega} \cdot \nabla \phi^* + \Sigma_T^* \phi^* = \iint d\hat{\Omega}' dE' C^* \phi^*(\vec{r}, E', \hat{\Omega}') + S^* \quad (4)$$

여기서

$$\Sigma_T^* = \Sigma_T - K(M)\hat{\Omega} \cdot \hat{\Omega}_0 \dots \dots \dots (5)$$

$$C^* = \frac{\Pi_1(\vec{r}')}{\Pi_1(\vec{r})} C \dots \dots \dots (6)$$

$$S^* = \frac{S}{\Pi(\vec{r}, E, \hat{\Omega})} \dots \dots \dots (7)$$

이며  $M$ 은 영역을 나타내고  $\hat{\Omega}_0$ 는 관심방향벡터로서 등가중치면에 수직한 방향을 가진다. 즉,

$$\hat{\Omega}_0 = -\frac{\nabla \Pi_1(\vec{r})}{|\nabla \Pi_1(\vec{r})|} \dots \dots \dots (8)$$

또한  $K(M)$ 은 식(5)에서 알 수 있듯이 관심방향과 입자의 방향에 따라 입자의 비정을 연장 또는 단축시키는 인자로서 기하학적 영역마다 지정된 값을 갖게된다 따라서 가중치는 입자가 체내를 이동함에 따라

$$\Pi_1(\vec{r}) = \Pi_0(M) e^{-K(M)\hat{\Omega}_0 \cdot (\vec{r} - \vec{r}_0)}, \quad \vec{r} \in M \dots \dots \dots (9)$$

와 같이 조정된다. 여기서  $\Pi_0(M)$ 은 기준점  $\vec{r}_0$ 에서의 기준가중치이다. 식(9)에서 보듯이 이 가중치는 입자의 방향  $\hat{\Omega}$ 와 관심방향  $\hat{\Omega}_0$ 가 이루는 각도에 따라 지수함수적으로 조정된다.

이와 같이 TRIPOLI 코드에서는 입자들을 관심있는 지점을 향하여 효과적으로 유도할 수 있는 장치가 되어 있으므로 계가 광범한 문제, 특히 원자로공동에서의 중성자 흐름문제를 해석하기에 효과적인 것으로 판단된다. 이러한 관점에서 TRIPOLI 코드를 1300 MWe형 가압 경수로의 원자로공동에서의 중성자흐름해석에 사용해 보았다.

### 계산모형 및 방법

평가문제로 선정된 1300 MWe 가압경수로의 원자로 심 주변의 개략적인 구조는 Fig. 1과 같다. 여기서는 특히 원자로 공동하단의 노심계장용 터널 주위의 중성자 선속분포를 평가하고자 하였다. 이를 위해 그림에서 보인 것과 같이 각분할  $S_N$ 법—몬테카를로법의 결합계산으로 ANISN/DOT-DOTTRI-TRIPOLI의 순서로 계산을 진행시켰다. 즉, 원자로심의 중간 높이 부근에서는 축방향의 선속밀도구배가 완만하므로 1차원  $S_N$  코드인 ANISN을 사용하였으며 그 하부에서부터 압력용기까지의 계산에는 2차원  $S_N$  코드 DOT 3.5를 사용하였다. 이 두 계산에서 얻은 압력용기 표면에서의 각선풍속밀도 값들을 입력자료로 한 DOTTRI 처리를 통

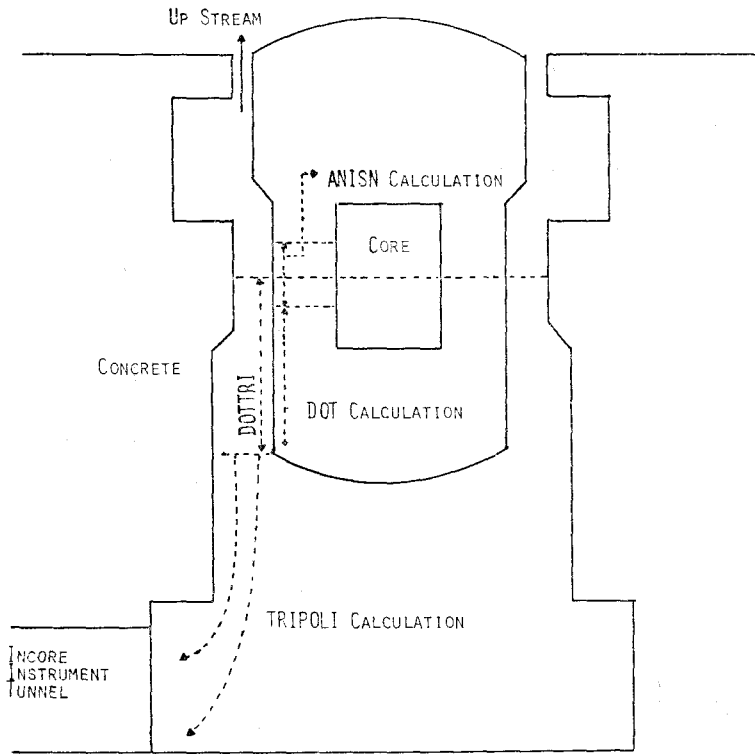


Fig. 1. Calculational Procedures of Neutron Streaming.

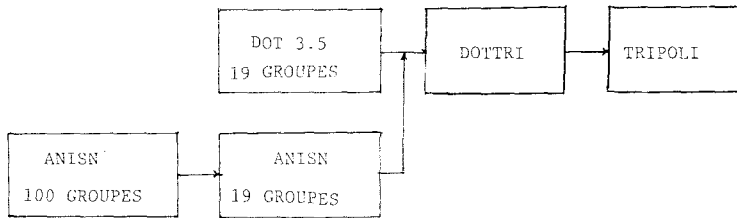


Fig. 2. Schematic Diagram for TRIPOLI Calculation.

하여 몬테카를로 코드인 TRIPOLI-2 계산에 연결시켰다. 이 접속계산의 순서는 Fig. 2에서 보인 것과 같다.

접속코드인 DOTTRI의 주목적인 각분할  $S_N$  코드에서 제공된 어떤 면에서의 각속밀도 분포를 공간에서 각분할 방법등의 입력자료를 이용하여 동일 표면에서의 입자의 흐름(current)의 형태로 변환하고 궁극적으로

로 샘플링이 가능하도록 확률분포표를 구성하는 것이다.

TRIPOLI 계산에서는 Fig. 1에서 보인 기하학적 모형을 보다 단순화하여 Fig. 3의 모형을 사용하였다. 여기서 몇개의 가상의 표면들이 정의되었는데(면번호 2, 15, 16, 17, 4등). 이는 다음에서 설명될 등가중치면을

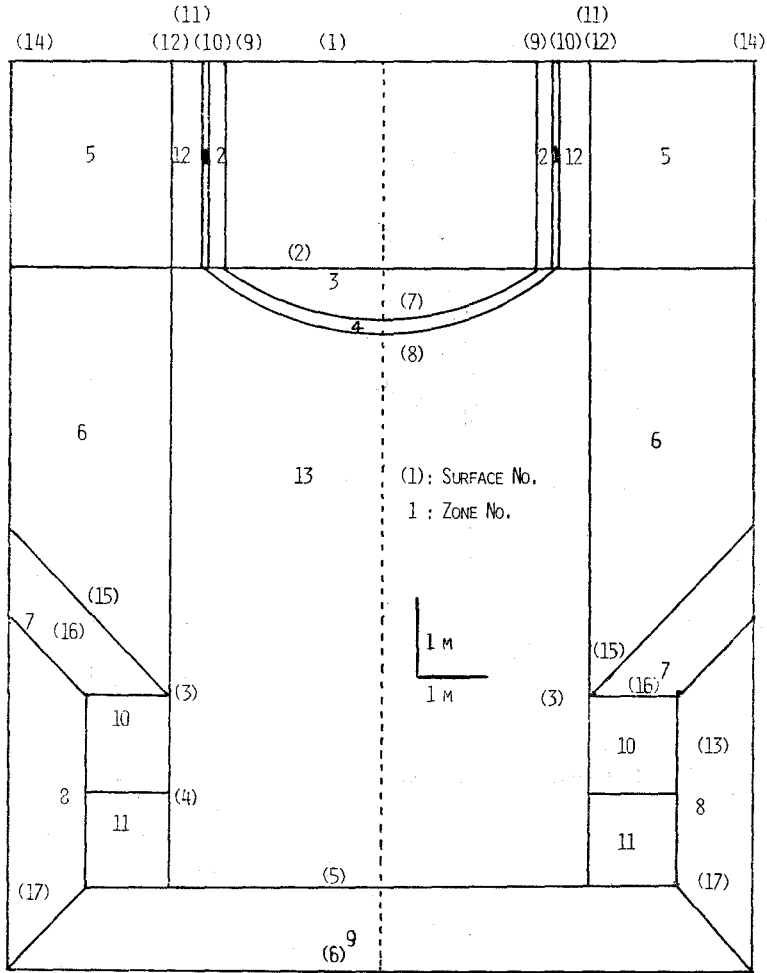


Fig. 3. Geometrical Description of 1,300 MW PWR.

보다 효과적으로 설정하기 위한 보조면이다.

등가중치면은 문제의 기하학적 형태와 입자의 주관심방향에 따라 적절히 설정하되 상이한 형태의 등가중치면의 접속선에서는 인접한 영역에서의 지수함수변환인자  $K(M)$ 의 값에 따라 그 굴절도가 결정된다. 혹은 역으로 경계면에서의 등가중치면의 굴절도에 따라서 이웃 영역에서의  $K(M)$  값을 결정할 수도 있다. 원자로심 하단부 주변의 공동에서 등가중치면과  $K(M)$  값의 결정방법을 Fig. 4에 보였으며 전체 계에 대한 등가중치면 및  $K(M)$  인자값을 Fig. 5에 나타내었다.

계산에 사용된 핵데이터는 ENDF/B-IV<sup>22)</sup>와 UKNDL<sup>23)</sup> 라이브러리를 처리하는 코드시스템인 SECTA<sup>24)</sup>로 편집하였다. ANISN 용으로는 100군 단면적을 사용하였으며 DOT 3.5 용으로는 컴퓨터 용량 및 전산시간 관계상 19군을 사용하였다. TRIPOLI 용으로는 SECTA-MICRO를 SECTA의 한 프로그램인 MACROS를 이용해 재편집한 SECTA-MACRO 라이브러리를 사용하였다.

각분할  $S_N$  계산에서 입자의 방향은  $S_8$ 으로 구분하였으며 계산에 사용된 컴퓨터는 IBM 3033이었다.

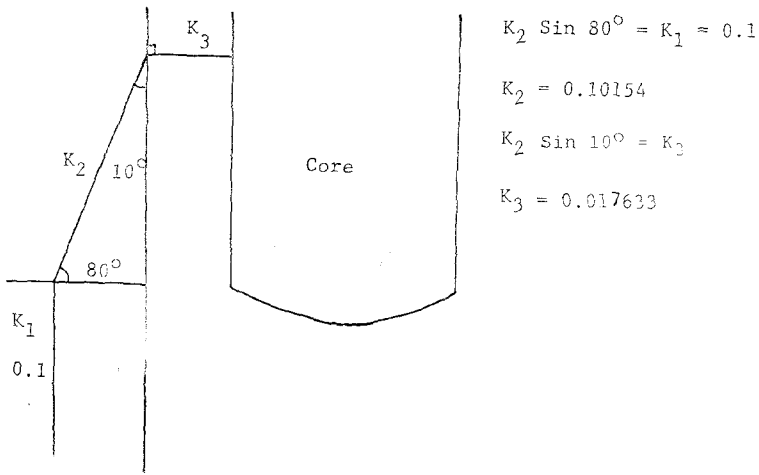


Fig. 4. Equiweight Surface in Real Problem.

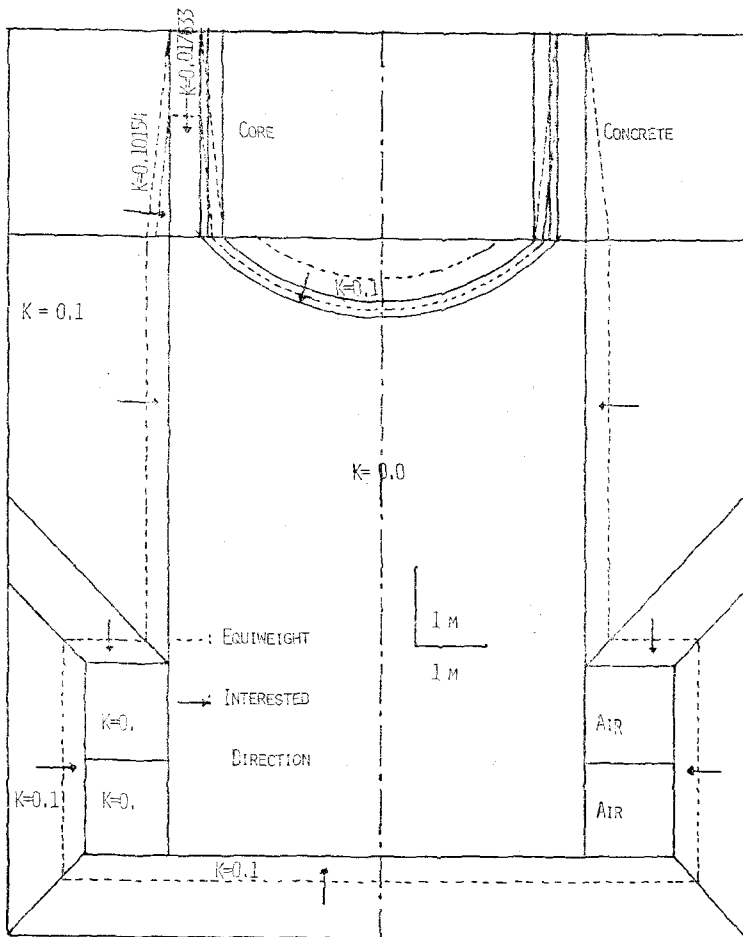


Fig. 5. Equiweight Description of 1,300 MW PWR.

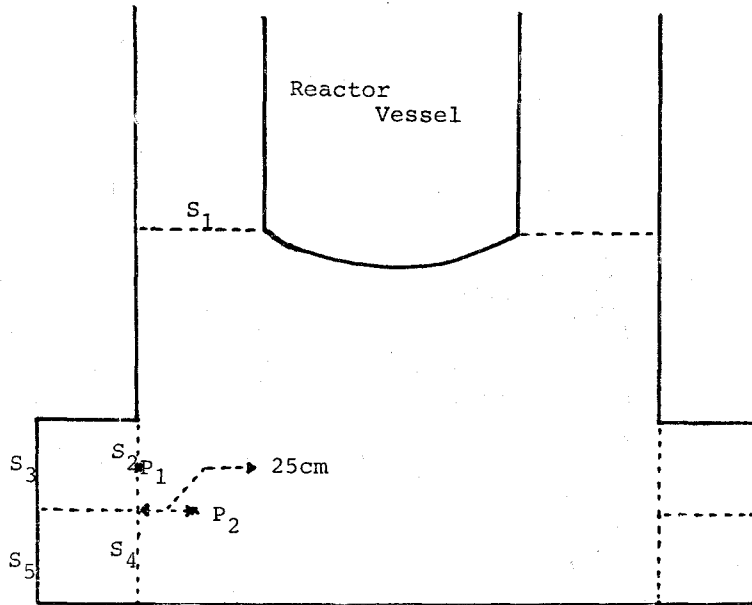


Fig. 6. Positions of Calculation and Measurement.

Table 1. Results of TRIPOLI Calculation (3,000 Histories 1,300 MWe)

Position	Flux		Dose Rate(Sv/h)	
	Total	Outward	Total	Outward
S <sub>1</sub>	1.146 × 10 <sup>9</sup> (6.05)*	5.587 × 10 <sup>8</sup> (10.47)	507.4 (9.73)	293.92 (11.84)
S <sub>2</sub>	7.903 × 10 <sup>7</sup> (6.61)	3.127 × 10 <sup>7</sup> (10.84)	12.17 (13.36)	3.45 (16.88)
S <sub>3</sub>	5.202 × 10 <sup>7</sup> (13.98)	1.637 × 10 <sup>7</sup> (13.54)	4.38 (29.66)	1.67 (26.81)
S <sub>4</sub>	1.078 × 10 <sup>8</sup> (23.24)	3.556 × 10 <sup>7</sup> (6.56)	30.61 (51.52)	5.21 (17.32)
S <sub>5</sub>	6.332 × 10 <sup>7</sup> (7.72)	1.973 × 10 <sup>7</sup> (9.66)	6.28 (20.47)	3.05 (25.14)

\*: Standard deviation(%)

### 결과 및 검토

TRIPOLI 계산은 선원입자 3,000개 및 7,000개의 두 경우를 수행하였다. 이때 중성자선속밀도 및 선량은 평면검출기(surface detector) 개념에 의해 산정하였는데 이들 검출기평면은 Fig. 6에서 보인 S<sub>1</sub>~S<sub>5</sub>의 다섯개였다.

이들 검출기 각각에 대하여 전선속밀도와 더불어 노

심으로부터 외부방향으로 흐르는 선속밀도를 구분하여 산정하였는데 그 결과를 Table 1 및 2에 주었다.

특기할 만한 사항은 문제의 규모에 비해 작은 수인 3,000 또는 7,000개의 샘플링으로 상대표준편차를 15% 부근까지 낮출 수 있다는 점이다. 이는 TRIPOLI 코드에서 입자의 방향유도가 매우 효과적으로 수행되고 있음을 보여주는 것이다. 또한 원자로심에 보다 가까운 위치에 있는 검출평면 2에서의 결과값이 검출평면 4에 서보다 다소 낮은 경향을 보이고 있는데 이것은 선원

Table 2. Results of TRIPOLI Calculation (7,000 Histories, 1,300 MWe)

Position	Flux		Dose Rate(S <sub>v</sub> /h)	
	Total	Outward	Total	Outward
S <sub>1</sub>	1.314 × 10 <sup>9</sup> (9.16)*	6.508 × 10 <sup>8</sup> (10.58)	608.42 (10.95)	356.51 (11.2)
S <sub>2</sub>	1.044 × 10 <sup>8</sup> (12.30)	4.212 × 10 <sup>7</sup> (15.45)	18.05 (14.47)	4.61 (13.61)
S <sub>3</sub>	7.123 × 10 <sup>7</sup> (15.52)	2.261 × 10 <sup>7</sup> (16.71)	6.45 (18.03)	2.5 (18.46)
S <sub>4</sub>	1.213 × 10 <sup>8</sup> (15.74)	4.586 × 10 <sup>7</sup> (14.72)	26.84 (25.89)	6.78 (14.91)
S <sub>5</sub>	8.507 × 10 <sup>7</sup> (15.8)	2.505 × 10 <sup>7</sup> (15.05)	8.81 (16.62)	3.69 (15.45)

\*: Standard Deviation.

Table 3. Results of TRIPOLI Calculation (7,000 Histories) and Measurement by 3 Energy Group

Position	Group	Flux		Dose Rate(S <sub>v</sub> /h)	
		TRIPOLI (1,300 MWe)	SNAC (900 MWe)	TRIPOLI (1,300 MWe)	SNAC (900 MWe)
P <sub>1</sub>	1	3.322 × 10 <sup>7</sup>	9 × 10 <sup>6</sup>	18.05	12.2
	2	3.331 × 10 <sup>7</sup>	1.35 × 10 <sup>8</sup>		
	3	3.784 × 10 <sup>7</sup>	9 × 10 <sup>7</sup>		
S <sub>4</sub>	1	4.452 × 10 <sup>7</sup>	—	26.84	—
	2	3.982 × 10 <sup>7</sup>	—		
	3	3.698 × 10 <sup>7</sup>	—		
P <sub>2</sub>	1	—	1~1.2 × 10 <sup>7</sup>	—	12~13
	2	—	1.4 × 10 <sup>8</sup>		
	3	—	8.5 × 10 <sup>7</sup>		

\* Group 1: E > 10 Kev

Group 2: 10 Kev > E > 0.4 × 10<sup>-3</sup> Kev

Group 3: Thermal Group

안 노심에서 이들 위치에 이르는 시선이 이루는 각도의 차이와 바닥에서의 반사효과의 영향으로 판단된다. 그러나 표에서 보듯이 이들 산정값이 갖는 편차의 범위를 고려하면 두 위치에서의 값은 거의 동일한 것으로 보인다.

한편 공동 내부 위치인 평면 2 및 4와 평면 3 및 5에서의 선량을 비교해보면 선속밀도의 차이에 비해 선량의 차이가 더욱 현저하다. 이것은 내부평면에서는 노심으로부터 비교적 높은 에너지를 가진 중성자들이 직접 도달하여 기여함으로써 그 평균 선질계수가 외부 평면 위치에서보다 크기 때문이다. 즉, 내부평면 위치

에서의 평균 선질계수 값은 약 5.5 × 10<sup>-9</sup> cSv-cm<sup>2</sup>인 데 비해 외부평면에서는 약 2.7 × 10<sup>-9</sup> cSv-cm<sup>2</sup>로서 1/2 정도임을 알 수 있다.

Table 3에서는 Fig. 6에 나타난 점 P<sub>1</sub> 및 P<sub>2</sub>에 상당하는 지점으로서, 본 계산이 수행된 1300 MWe 급 발전소보다 다소 낮은 출력의 900 MWe 급 발전소에서 측정된 값을 본 계산치와 비교하여 보았다. 선속밀도 및 선량은 SNAC\* 검출기로서 측정된 것이다. 측정은 열중성자, 열의중성자 그리고 속중성자의 세 군으로

\* 중성자에 의한 방사화로 중성자 선속 및 선량을 측정하는 검출기

나누어 행하였다. 이 결과를 보면 계산값이 실측치에 비해 상당히 과소평가되고 있음을 알 수 있다. 특히 열중성자의 기여가 과소평가 되고 있다. 반면 속중성자에 대해서는 다소 과대평가를 하고 있으므로 전체적인 선량율은 비교적 근사한 값을 보이고 있다.

물론 보다 신빙성있는 비교를 하기 위해서는 계산값의 정밀도를 더욱 향상시켜야 하겠지만 TRIPOLI 계산의 정밀도 향상만으로는 결과값의 정확도를 크게 향상시킬 수는 없다. 정확도의 증진을 위해서는 몬테카를로 계산의 선원항 평가의 정확도가 우선해야한다. 특히 2차원 각분할  $S_N$  계산은 컴퓨터용량 및 시간상 큰 제약을 받게되므로 원자로 용기 표면상에서의 각선속 밀도를 정확히 계산하는 데에는 많은 노력을 필요로 한다. 더우기 방사선의 흐름문제를 해석함에 있어서는 선원평면상에서의 각분포가 정밀해야하므로  $S_N$ 의 차수를 높여야하는 부담이 따른다. 따라서 계산의 정확도와 경제성 사이에 합리적인 타협점을 모색하여야 할 것이다.

### 결 론

본 연구에서는 현재까지 개발된 가압경수로 중 최대 용량인 1300 MW 원자로의 공동내 중성자흐름해석을 불란서에서 개발된 TRIPOLI 코드에 의해 평가하였다.

TRIPOLI 코드의 특징은 MORSE 코드에서와 같은 많은 입자분할 없이 비교적 좋은 결과를 얻을 수 있고 또 MORSE 코드에서는 영역 경계에서 가중치가 불연속이었으나 이 코드에서는  $H(x) = e^{\pm Kx}$ 로서 모든 경계에서 연속이다. 그리고 전산기 사용시간이 비교적 짧다. 그러나 TRIPOLI 코드에서의 기하학적인 모델링 (Modeling)이 1차원 및 2차원 방정식을 사용하므로 MORSE에서 사용하는 컴바인어토리얼 지오메트리 (Combinatorial Geometry)보다 사용이 불편하고, 중

성자-감마선 접촉 계산이 아직 불가능한 것이 큰 결점이었다.

본 연구에서 얻은 결과는 앞으로 이와 같은 대용량의 원자로 차폐설계시나 방사선 방어측면에서 응용되리라 생각된다.

### REFERENCES

- 1) W.A. Rhoads, "DOT 3.5 Two Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code", ORNL/RSIC CCC-276 (Nov. 1975)
- 2) M.B. Emmett, "MORSE-CG, Geeneral Purpose Monte Carlo Multigroup Neutron and Gamma-Ray Transport Code With Combinatorial Geometry", ORNL/RSIC CCC-203 (1975)
- 3) M.B. Emmett, C.E. Burgatr, and T.J. Hoffman, "DOMINO-A General Purpose Code for Coupling Discrete Ordinates and Monte Carlo Radiation Transport Calculations", ORNL-4853 (July 1973)
- 4) "Radiation Streaming in Power Reactors", ORNL/RSIC-43 (1979)
- 5) A. Baur, L. Bourdet, G. Dejonghe, J. Gonnord, A. Monnier, J.C. Nimal, and T. Vergnaud, "TRIPOLI-02, Three Dimensional Polynenergetic Monte Carlo Radiation Transport Program, ORNL/RSIC CCC-272(Nov. 1974)
- 6) W.W. Engle Jr., "ANISN, A 1-D Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering", ORNL K-1693 (1973)
- 7) M.K. Drake, "Data Formats and Procedures for the ENDF Neutron Cross Section Library", BNL-50274 (ENDF-102), Vol. 1, Oct. 1972.
- 8) K. Parker, "The Aldermaston Nuclear Data Library at May 1963, AWRE, 0-70-63.
- 9) J.C. Nimal, T. Vergnaud, Programme de Monte Carlo Polycinetique à Trois Dimensions TRIPOLI-02, 1974.



## Neutron Streaming Analysis in 1300 MWe Pressurized Water Reactor Cavity

**Seog-Guen Kwon**

*Korea Advanced Energy Research Institute*

**Kyung-Eung Kim**

*Department of Nuclear Engineering, Han Yang University*

### = Abstract =

Neutron Streaming analysis in 1300 MWe pressurized water reactor cavity was performed.

In this calculation, the discrete ordinates transport codes, ANISN and DOT 3.5, and the Monte Carlo code, TRIPOLI-02 were used with the coupling code, DOTTRI. In this study IBM 3033 type computer was used.

The calculated neutron fluxes and dose rates were compared with the measured data in a 900MWe pressurized water reactor cavity to show a good agreement, although some deviations in the results for each energy group were noticed.

These results will be applied in the radiation shielding design of high capacity nuclear power reactors and, to the means of radiation protection in case of the reactor maintenance and the access of the reactor cavity.