

CANDU 6 원자로상단차폐해석기술개선
Improvement of Top Shield Analysis Technology for CANDU 6 Reactor

1996. 7.

한국원자력연구소
Korea Atomic Energy Research Institute

제 출 문

한국원자력연구소 소장 귀하

이 보고서를 기술 보고서로 제출합니다.

제목 : CANDU 6 원자로상단차폐해석기술개선

Improvement of Top Shield Analysis Technology for CANDU 6 Reactor

1996 년 7 월

과제책임자 : 김 교운 [차세대노심설계분야]

공동연구자 : 진 영권 [원자로공학분야]

이 성희 [원자로공학분야]

문 복자 [원자로공학분야]

김 용일 [원자로공학분야]

감 수 자 : 황 해룡

요 약

월성 1 호기의 경우 방사선 차폐해석은 중성자 확산 전산코드와 1 차원 각분할법 전산코드인 ANISN, 그리고 해석학적 방법 등이 이용되었다. 월성 2, 3, 4 호기와 같이 최근 건설되고 있는 발전소의 경우 중성자 확산 전산코드 대신 2 차원 각분할법 전산코드 DOT 가 방사선 차폐해석에 사용되었다. 다시 말하자면 CANDU 6 형 원자로의 방사선 차폐해석에 이용되는 방법과 그 사용 전산코드가 개선되고 있는 상황이다.

최근에는 대상 구조물을 3 차원으로 정확하게 묘사하고, 연속에너지 핵단면적을 이용할 수 있어서 방사선 물리분야나 다른 방사선 관련분야에서 몬테 칼로 전산코드 MCNP 가 널리 사용되고 있다. 근래에 몬테 칼로 방법이 방사선 차폐분야에서 각분할법과 경쟁관계에 있고 아주 복잡한 기하구조를 갖는 문제의 경우 각분할법보다 월등하다고 보고된다. 그렇지만 아직까지 CANDU 6 형 원자로의 방사선 차폐해석에는 도입되지 않고 있다.

반응도제어기구 설치대 (Reactivity Mechanism Deck, R/M Deck) 에 설치되어 있는 수많은 반응도제어기구가 R/M Deck 에서 연장유도관 (Guide Tube Extensions) 들에 의해 노심까지 연결되어 있기 때문에 노심으로부터 도관을 통하여 R/M Deck 으로 중성자와 광자 방사선의 흐름이 예상된다. 이 설치대는 필요시 작업자가 출입할 수 있는 출입가능구역이므로 보다 정확한 방사선 흐름현상의 평가가 요구되고 있다. 따라서 본 연구에서는 MCNP 를 이용하여 CANDU 6 원자로의 상단차폐계통에 있는 반응도제어기구 설치대에서의 선량율을 평가하였다.

ABSTRACT

As for Wolsong NPP unit 1, radiation shielding analysis was performed by using neutron diffusion codes, one-dimensional discrete ordinates code ANISN, and analytical methods. But for Wolsong NPP unit 2, 3, and 4, two-dimensional discrete ordinates code DOT substituted for neutron diffusion codes. In other words, the method of analysis and computer codes used for radiation shielding of CANDU 6 type reactor have been improved.

Recently Monte Carlo MCNP code has been widely utilized in the field of radiation physics and other radiation related areas because it can describe an object sophisticatedly by use of three-dimensional modelling and can adopt continuous energy cross-section library. Nowadays Monte Carlo method has been reported to be competitive to discrete ordinate method in the field of radiation shielding and the former has been known to be superior to the latter for complex geometry problem. However, Monte Carlo method had not been used for radiation streaming calculation in the shielding design of CANDU type reactor.

Neutron and gamma radiations are expected to be streamed from calandria through the penetrations to reactivity mechanism deck (R/M deck) because many reactivity control units which are established on R/M deck extend from R/M deck to calandria within penetrations, which are provided by guide tube extensions. More precise estimation of radiation streaming is required because R/M deck is classified as an accessible area where atomic worker can access when necessary. Therefore neutron and gamma dose rates were estimated using MCNP code on the R/M deck in the top shield system of CANDU 6 reactor.

내 용 목 차

요약.....	3
ABSTRACT.....	4
내용목차.....	5
표목차.....	6
그림목차.....	7
1.서론.....	8
2.MCNP 적용현황.....	8
3.CANDU 6 원자로 R/M Deck 에서의 방사선 차폐계산.....	9
3.1.반응도제어기구 도관 입구의 방사선원향 계산.....	9
3.2.도관에서의 방사선 흐름계산.....	18
3.3.R/M Deck 에 위치한 조절장치에 대한 방사선 흐름계산.....	26
4.결과 및 논의.....	36
5.결론.....	41
참고문헌.....	42
부록 A.....	44

표 목 차

Table 1.	38 Group Library - Energy Group Structure.....	12
Table 2.	Element Atomic Densities for the Materials Used in Top Shield ANISN Calculation.....	13
Table 3.	Time-Average Bundle Thermal Powers around the Vertical Mid-Plane of the Reactor Core Used in Calculations.....	15
Table 4.	Fission Density Distribution on the Vertical Mid-Plane of the Reactor Used in ANISN Calculation.....	16
Table 5.	Streaming Currents at the Foot of the Duct and Source Probability Distribution Used in MCNP.....	17
Table 6.	Element Atomic Densities for the Materials Used in MCNP Calculation.....	28
Table 7.	Number of Particle Histories Used and Computer Time Spent for Each MCNP Calculation.....	30
Table 8.	Neutron and Gamma Flux Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck.....	31
Table 9.	Neutron and Gamma Dose Rate Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck.....	32

그림 목 차

Figure 1.	Top Shield System for Wolsong 2.....	11
Figure 2.	Core Channel Map for Wolsong 2.....	14
Figure 3.	Reactivity Mechanism Deck with Reactivity Control Units Penetration.....	20
Figure 4.	Layout of Reactivity Devices.....	21
Figure 5.	Cross Sectional View of MCNP Model for Ducts at $z = 800$ cm.....	22
Figure 6.	Cross Sectional View of MCNP Model for the Duct Streaming Calculation...23	
Figure 7.	Enlarged Cross Sectional View of MCNP Model for Each Streaming Duct...24	
Figure 8.	Cross Sectional View of MCNP Model for Ducts at $z = 929.4$ cm Showing DXTRAN Sphere.....	25
Figure 9.	MCNP Model for Adjuster Unit Located in R/M Deck.....	27
Figure 10.	Schematic of R/M Deck near Adjuster Unit for the Determination of Radial Boundary Used in MCNP Calculation.....	29
Figure 11.	Neutron Flux Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck.....	33
Figure 12.	Neutron and Gamma Flux Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck.....	34
Figure 13.	Dose Rate Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R / M Deck.....	35
Figure 14.	Flux Distributions Obtained from MCNP and DOT Calculations on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck.....	37
Figure 15.	Neutron Dose Rate Distributions Obtained from MCNP and DOT Calculations on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck.....	38
Figure 16.	Gamma Dose Rate Distributions Obtained from MCNP and DOT Calculations on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck.....	39
Figure 17.	Total Dose Rate Distributions Obtained from MCNP and DOT Calculations on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck.....	40

1. 서론

CANDU 6 형 가압중수로로는 1983 년 월성 1 호기가 가동된 이래 현재 월성 2, 3, 4 호기가 건설 중에 있다. 월성 1 호기의 경우 중성자 확산 방정식을 이용하는 전산코드인 MAC-RAD¹ 및 EXTERMINATOR² 와 1 차원 각분할법 전산코드인 ANISN³ 그리고 해석학적인 방법론을 사용하여 방사선 차폐해석을 수행하였다. 월성 2, 3, 4 호기의 경우는 중성자 확산 방정식을 이용하는 대신에 2 차원 각분할법 전산코드인 DOT⁴ 를 사용하여 방사선 차폐해석을 수행하므로써 CANDU 6 형 원자로의 방사선 차폐해석의 방법론이 개선되었다. 기존의 차폐해석에 쓰이는 각분할법 코드로 좁고 긴 도관을 통한 방사선 흐름을 계산하기는 무리가 따르기 때문에 역 자승 이론에 근거한 수식⁵을 적용한 DOT 연계계산이 수행된다. 그러나 이러한 방법은 좁고 긴 도관을 통한 방사선의 흐름을 지나치게 단순화 함으로서 DOT 계산에 사용되는 방사선원항에 많은 불확실도가 내포된다. 따라서 기존의 차폐해석 방법으로 원자로심으로부터 반응도제어장치를 통한 R/M Deck 으로의 방사선 흐름 현상을 해석하는 것은 적절하지 않다. 일반적으로 방사선 흐름현상을 해석하기 위해서는 몬테칼로 방사선 수송기법이 이용되고 있으나 지금까지는 주로 연구개발 목적으로 많이 사용되었고, 설계 목적으로는 실측치가 없는 설계단계에서의 각분할법 전산코드의 검증용으로 사용되어 왔지만 최근에는 설계에 직접 적용되는 추세이다.

본 연구에서는 CANDU 6 형 가압중수로의 방사선 차폐해석에 몬테칼로 기법을 적용하여 반응도제어장치를 통한 방사선 흐름현상을 해석하고 아울러 방사선 작업자 출입가능구역인 R/M Deck 에서의 방사선량을 평가하였다. 2 절에서는 MCNP⁶ 코드를 이용한 방사선 차폐해석의 타당성을 논하고, 3 절에서는 CANDU 6 형 원자로에 대한 MCNP 코드의 적용방법과 계산절차를 논한다. 4 절에서는 계산결과 및 결과에 대한 해석을, 5 절에서는 결론을 논한다.

2. MCNP 적용현황

MCNP 전산코드를 CANDU 6 형 가압중수로의 방사선 차폐해석에 도입 적용하기 위해서는 MCNP 전산코드의 동 분야에의 적용 타당성 검증이 선행될 필요가 있다. 따라서, MCNP 전산코드가 방사선 흐름현상의 해석에 적용되어 실험치 내지는 실측치와 비교한 사례를 검토하고 그 사용의 타당성을 수용함으로써 MCNP 전산코드의 본 연구에서의 적용 타당성을 입증하고자 한다.

일본에서는 HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor)⁷ 의 설계시 설계목적으로 MCNP 전산코드를 이용하여 방사선 차폐해석⁸을 수행하였다. 이렇게 직접 원자로의 방사선 차폐해석에 MCNP 전산 코드가 이용되는 것 외에도 다음과 같이 도관을 통한 방사선 흐름현상의 해석이 수행된 예도 있다. Naoteru Odano등⁹은 도관내의 감마 방사선 흐름에 대한 MCNP 코드를 이용한 계산 결과를 실험치와 비교하였다. 도관 내의 18 개 지점에서 측정된 방사선량율과 MCNP 계산결과는 대체로 10-20% 범위 내에서 일치하는 것으로 나타났으며 이는 방사선 흐름현상의 측정치 비교 측면에서

만족스러운 것이었다. Hiroyuki Handa 등¹⁰은 3 단 도관 (Three-Legged Duct) 에 대하여 중성자와 감마선을 포함한 방사선의 흐름현상에 대한 실험치와 MCNP 계산결과를 비교하였는데 3 차원 각분할법 코드 TORT¹¹ 와 실험치와의 차이보다 훨씬 낮은 것으로 나타났다.

이상의 예와 같이 MCNP 전산코드가 각분할법 전산코드 보다 도관을 통한 방사선 흐름현상을 해석하는데 우수하다는 것이 입증되었으며, 현재 도관내의 방사선 흐름현상 등을 포함한 방사선 차폐해석에 이용되고 있다.

3. CANDU 6 원자로 R/M Deck 에서의 방사선 차폐계산

CANDU 6 형 원자로의 반응도제어기구 설치대 상단에서의 선량율을 평가하기 위해 몬테칼로 MCNP 전산코드를 사용하였다. 차폐해석의 대상 계통이 너무 크기 때문에 단 한번의 MCNP 계산으로 평가하기에는 무리이다. 따라서, 중수로 노심에서 생성된 방사선에 의해서 칼란드리아에 연결된 각 반응도제어기구 도관 입구에서의 방사선원향 계산은 월성 2, 3, 4 호기의 상단차폐해석¹² 에 사용된 ANISN 계산의 결과를 이용하는 1 단계작업, 각 도관 입구에서부터 출구까지의 방사선 흐름현상을 MCNP 코드로 평가하고 다음 단계의 MCNP 계산을 위한 표면선원향을 생성하는 2 단계 작업, 그리고 2 단계 작업에서 나온 표면선원향을 이용해서 도관 출구로부터 R/M Deck 으로의 방사선 투과를 MCNP 로 평가하는 3 단계 작업으로 나누어 계산을 수행하였다.

3.1. 반응도제어기구 도관 입구의 방사선원향 계산

2, 3 단계의 MCNP 계산작업을 위해서는 반응도제어기구 도관 입구에서 상단방향으로의 방사선속 분포를 구해야 한다. 그림 1 에서 보듯이 감속체 영역과 칼란드리아 영역의 경계면에서 칼란드리아 영역으로 향하는 선속을 구하기 위해서 1 차원 각분할 방사선 수송 코드인 ANISN 을 원주좌표계에서 사용하였다. 이 계산에서는 표 1 에서와 같이 38 에너지 군 구조가 사용됐고 산란단면적에 P_3 차수를 적용하였다, 그리고 각분할에는 참고문서 3 에 있는 S_8 차수의 방향코사인과 가중치를 사용했다. 표 2 는 ANISN 계산에 사용된 물질들의 원자 수밀도를 나타내고 참고문서 12 의 표 4.3.1.1-2 에는 상단차폐 ANISN 계산에 사용된 각 영역의 치수와 영역별 격자수 (Number of Meshes) 가 나타나 있다.

ANISN 계산에 포함된 핵연료 지역은 그림 2 에 나타난다. 원자로 중앙의 수직 평면에서의 핵분열 수밀도 분포는 표 3 에 있는 시간평균 핵연료다발 열출력 분포 (Time-Average Bundle Power Distribution)¹³ 로부터 계산되어 지는데 ANISN 계산에 사용되는 정규화된 선원향 분포는 표 4 에 나타나 있다. 원자로 중심에서의 핵분열 수밀도 계산방법과 그 결과는 월성 2, 3, 4 호기 Radiation Heating Report¹⁴ 의 부록 C 에 나타나 있다.

표 5 는 ANISN 계산결과인 감속체 영역에서 칼란드리아 영역으로 향하는 방사선속의 에너지

분포와 MCNP 계산이 도입되는 2 단계작업의 입력으로 사용되는 방사선원의 에너지 영역별 확률분포를 나타낸다.

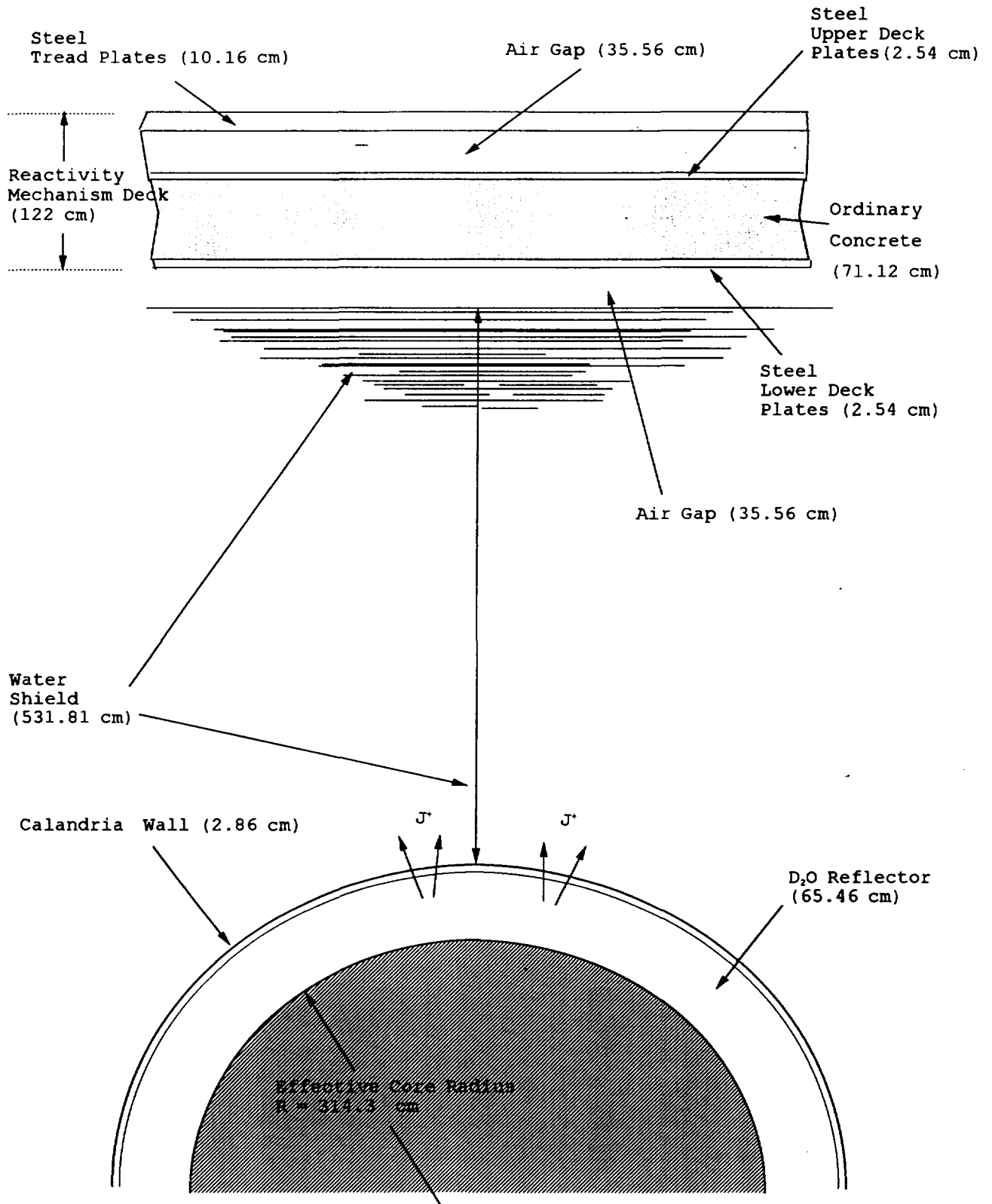


Figure 1. Top Shield System for Wolsong 2

Table 1. 38 Group Library - Energy Group Structure*

Group	E_0 (eV)	E (eV)	Fraction of Particles per Fission	Group Structure
1	1.49E+07**	1.35E+07	4.0489E-04	Fast
2	1.22E+07	1.16E+07	7.2582E-04	
3	1.11E+07	8.33E+06	5.9697E-02	
4	6.07E+06	4.78E+06	2.8362E-01	
5	3.68E+06	2.89E+06	5.5141E-01	
6	2.23E+06	1.75E+06	6.0629E-01	
7	1.35E+06	1.06E+06	4.7288E-01	
8	8.21E+05	6.46E+05	3.0088E-01	Intermediate
9	4.98E+05	3.92E+05	1.6975E-01	
10	3.02E+05	2.38E+05	8.9190E-02	
11	1.83E+05	1.16E+05	6.6967E-02	
12	6.74E+04	5.31E+04	1.0663E-02	
13	4.09E+04	3.22E+04	5.1082E-03	
14	2.48E+04	1.95E+04	2.4337E-03	
15	1.50E+04	9.49E+03	0	
16	5.53E+03	3.49E+03	0	
17	2.03E+03	1.28E+03	0	
18	7.49E+02	4.73E+02	0	
19	2.75E+02	1.74E+02	0	
20	1.01E+02	7.12E+01	0	
21	4.79E+01	3.37E+01	0	
22	2.26E+01	1.59E+01	0	
23	1.07E+01	6.76E+00	0	
24	3.93E+00	2.49E+00	0	
25	1.45E+00	1.02E+00	0	
26	6.83E-01	5.37E-01	0	
27	4.14E-01	2.53E-02	0	Thermal
28	1.40E+07	1.20E+07	0	Gamma
29	1.00E+07	8.50E+06	0	
30	7.00E+06	6.00E+06	2.37E-03	
31	5.00E+06	4.00E+06	8.86E-02	
32	3.00E+06	2.50E+06	2.70E-01	
33	2.00E+06	1.75E+06	6.11E-01	
34	1.50E+06	1.25E+06	1.27E+00	
35	1.00E+06	7.00E+05	2.73E+00	
36	4.00E+05	3.00E+05	1.38E+00	
37	2.00E+05	1.50E+05	0	
38	1.00E+05	5.50E+04	0	

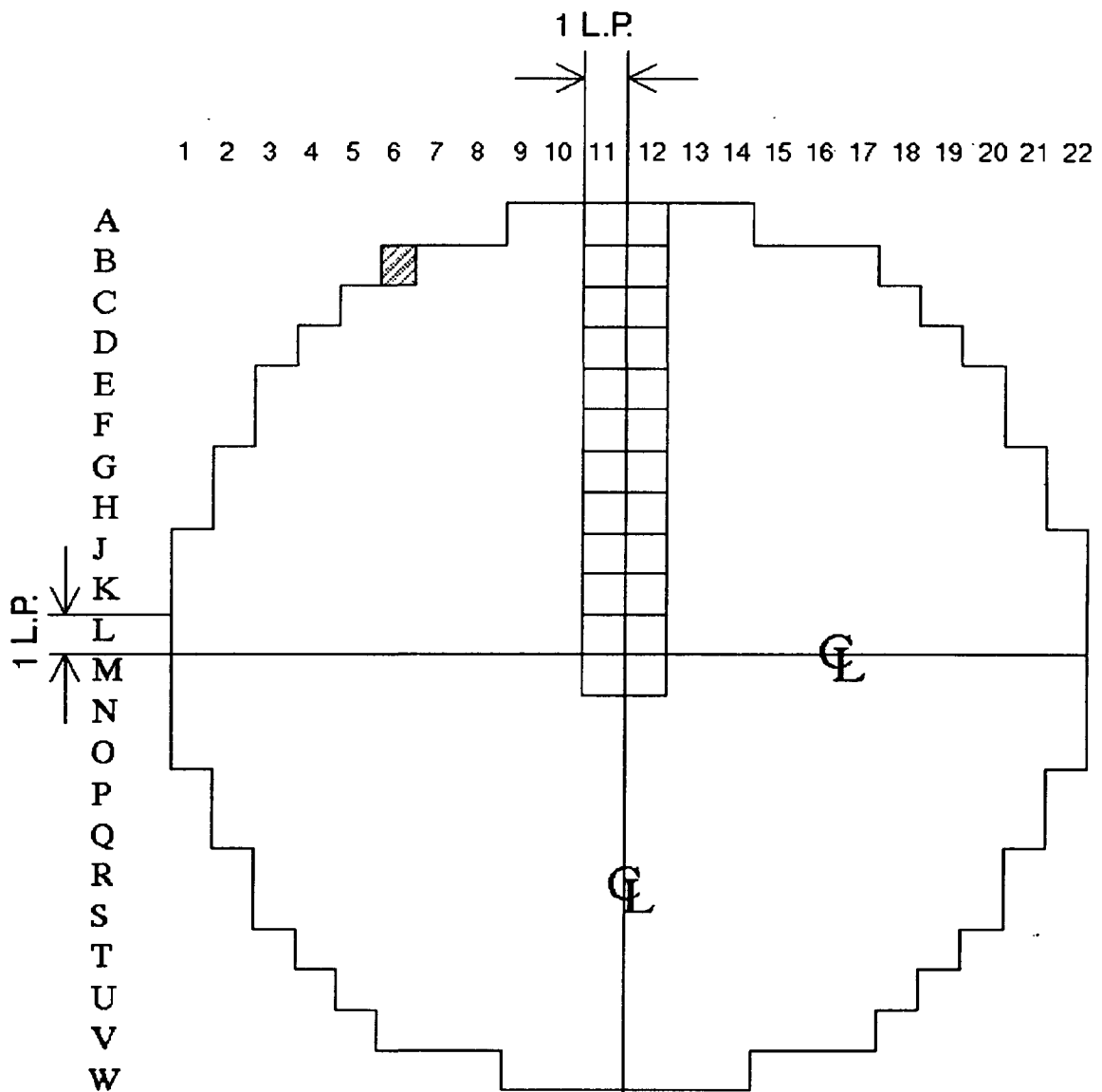
* See Reference 12

** Read as 1.49×10^7 .

Table 2. Element Atomic Densities for the Materials Used in Top Shield ANISN Calculation

Material	Element	Atomic Density [(atoms/cm ³) × 10 ⁻²⁴]
Core	H	1.097E-4
	D	5.638E-2
	O	2.825E-2
	Zr	1.443E-3
	U-235	8.605E-6
	U-238	1.187E-3
D ₂ O Reflector ($\rho = 1.1 \text{ g/cm}^3$)	H	1.839E-4
	D	6.599E-2
	O	3.309E-2
H ₂ O	H	6.639E-2
	O	3.346E-2
Stainless Steel 304L ($\rho = 7.9 \text{ g/cm}^3$)	C	1.387E-4
	Si	1.271E-3
	Cr	1.734E-2
	Mn	1.732E-3
	Fe	5.812E-2
	Ni	8.107E-3
Ordinary Concrete ($\rho = 2.3 \text{ g/cm}^3$)	H	9.583E-3
	C	1.143E-2
	O	4.531E-2
	Mg	6.018E-3
	Al	1.534E-4
	Si	1.783E-3
	Ca	7.498E-3
	Fe	1.112E-4
Air*	O	4.536E-5

* Treated as oxygen.



NOTE : 1 L.P. (Lattice Pitch) = 28.575 cm

Figure 2. Core Channel Map for Wolsong 2

Table 3. Time-Average Bundle Thermal Powers around the Vertical Mid-Plane of the Reactor Core Used in Calculations

Bundle Thermal Power [kW]					
Bundle	Position 6 in Channel		Position 7 in Channel		Average
Channel*	11	12	11	12	Power
A	455.0	454.0	454.0	455.0	454.50
B	584.0	583.0	583.0	584.0	583.50
C	697.0	697.0	697.0	698.0	697.25
D	772.0	772.0	772.0	773.0	772.25
E	793.0	793.0	794.0	795.0	793.75
F	765.0	764.0	769.0	770.0	767.00
G	750.0	750.0	755.0	755.0	752.50
H	745.0	744.0	745.0	745.0	744.75
J	735.0	734.0	734.0	735.0	734.50
K	727.0	726.0	727.0	727.0	726.75
L	723.0	722.0	723.0	723.0	723.00
Core Center Line	-----	-----	-----	-----	-----
M	724.0	723.0	723.0	723.0	723.00

* See Figure 2.

Table 4. Fission Density Distribution on the Vertical Mid-Plane of the Reactor Used in ANISN Calculation

Radial Distance from Core Center [cm]	Average Thermal Power [kW]	Normalized Fission Density
0.0	723.0	1.000*
14.3	723.0	1.000
42.9	726.8	1.005
71.5	734.5	1.016
100.1	744.8	1.030
128.7	752.5	1.041
157.3	767.0	1.061
185.9	793.8	1.098
214.5	772.3	1.068
243.1	697.3	0.964
271.7	583.5	0.807
300.3	454.5	0.629
314.3	390.0	0.539

* Corresponds to 5.80×10^{11} fission/cm³ · s or 723.0 kW bundle thermal power.

Table 5. Streaming Currents at the Foot of the Duct and Source Probability Distribution Used in MCNP

Group	E_u (eV)	Neutron and Gamma Current J' at Calandria Wall Inner Surface (Particles/cm ² · s)	Source Probability used in MCNP	Group Structure
1	1.49E+07	5.381E+05	2.32E-04	Fast + Intermediate
2	1.22E+07	6.939E+05	2.99E-04	
3	1.11E+07	4.577E+07	1.97E-02	
4	6.07E+06	7.920E+07	3.41E-02	
5	3.68E+06	6.788E+07	2.92E-02	
6	2.23E+06	3.276E+07	1.41E-02	
7	1.35E+06	1.804E+07	7.77E-03	
8	8.21E+05	1.985E+07	8.55E-03	
9	4.98E+05	1.619E+07	6.97E-03	
10	3.02E+05	2.106E+07	9.07E-03	
11	1.83E+05	5.274E+07	2.27E-02	
12	6.74E+04	3.043E+07	1.31E-02	
13	4.09E+04	3.300E+07	1.42E-02	
14	2.48E+04	3.489E+07	1.50E-02	
15	1.50E+04	7.754E+07	3.34E-02	
16	5.53E+03	8.984E+07	3.87E-02	
17	2.03E+03	1.039E+08	4.47E-02	
18	7.49E+02	1.209E+08	5.21E-02	
19	2.75E+02	1.418E+08	6.11E-02	
20	1.01E+02	1.206E+08	5.19E-02	
21	4.79E+01	1.362E+08	5.86E-02	
22	2.26E+01	1.524E+08	6.56E-02	
23	1.07E+01	2.380E+08	1.02E-01	
24	3.93E+00	2.785E+08	1.20E-01	
25	1.45E+00	2.371E+08	1.02E-01	
26	6.83E-01	1.724E+08	7.42E-02	
		Total 2.322E+09	Total 1.00	
27	4.14E-01	4.724E+12	1.00	Thermal
28	1.40E+07	6.580E+04	2.44E-08	Gamma
29	1.00E+07	1.600E+10	5.93E-03	
30	7.00E+06	4.806E+10	1.78E-02	
31	5.00E+06	9.987E+10	3.70E-02	
32	3.00E+06	1.515E+11	5.62E-02	
33	2.00E+06	1.155E+11	4.28E-02	
34	1.50E+06	1.756E+11	6.51E-02	
35	1.00E+06	5.809E+11	2.15E-01	
36	4.00E+05	5.714E+11	2.12E-01	
37	2.00E+05	8.521E+11	3.16E-01	
38	1.00E+05	8.742E+10	3.24E-02	
		Total 2.698E+12	Total 1.00	

3.2. 도관에서의 방사선 흐름계산

참고문서 12 에 의하면 R/M Deck 에 설치되어 있는 여러가지 장치들 — 조절장치 (Adjuster Units), 흡수봉 (Shutoff Rods/Mechanical Control Absorbers), 액체영역제어기 (Liquid Zone Control Units), 그리고 수직중성자속검출기 (Vertical Flux Detectors) — 중에서 전출력 운전시 조절장치를 통한 방사선량률이 가장 높은것으로 평가 되어져 있다. 따라서 본 MCNP 계산의 주 대상 모형을 조절장치로 선정 하였다.

그림 3 에서 보듯이 칼란드리아와 R/M Deck 사이에는 수많은 도관이 형성되어 방사선의 흐름을 제공한다. 하지만 모든 도관을 MCNP 계산모형에 포함시킬 수 없으므로 그림 4 의 중앙에 있는 조절장치 도관을 중심으로 가장 인접한 2 개의 원자로정지장치 (Shutoff Unit) 도관과 2 개의 조절장치 도관, 그리고 2 개의 수직 방사선속 검출기 (Vertical Flux Detector) 도관이 MCNP 계산모형에 포함 되었다. 그림 5 에서 7 은 도관들의 MCNP 계산모형을 보여주는데 월성 2, 3, 4 호기 반응도제어기구 (Reactivity Control Unit) 도면들^{15, 16, 17}을 기초로 구성된 것이고 그림 6 의 상단에 있는 구 (Sphere) 는 다음에 설명할 DXTRAN 구를 나타낸다. 표 6 은 MCNP 계산에 사용된 물질들의 원자수밀도를 나타낸다.

표 5 에는 MCNP 계산에 사용되는 방사선원의 확률분포가 에너지 준별로 나타나 있는데 방사선원의 방향분포에 관해서는 MCNP 코드가 표면선원 (Surface Source) 일 경우 기본으로 제공하는 여현분포 (Cosine Distribution) 를 갖는다고 가정하였다. 방사선원의 위치분포는 방사선이 나오는 표면에서 균등한 분포를 가진다고 가정하였다.

MCNP 입력에는 한가지 종류의 입자 (중성자 혹은 광자 또는 전자) 만 방사선원으로 기술할 수 있으므로 표 5 에서 보듯이 중성자선원과 광자선원으로 방사선원을 나누고 중성자 선원에 관해서는 한번에 모든 에너지 영역의 중성자선원을 MCNP 계산에 포함시키면 너무나 많은 전산시간이 소모되므로 열중성자 에너지영역과 그 외의 에너지영역으로 나누어 계산하였다. 따라서 2 단계의 MCNP 계산은 3 가지가 되고 여기서 나온 도관 출구에서의 표면 선원함은 파일, SSW (Surface Source Write) File, 의 형태로 각각 생성되어서 다음 단계의 에너지 영역 별 MCNP 계산의 선원함으로 사용된다.

일반적으로 자연적인 물리현상에 지배 받는 확률에 의한 사건을 임의추출 (Random Sampling) 하는 방식인 유사 몬테칼로 (Analog Monte Carlo) 기법으로는 대부분의 방사선 흐름계산에서 만족할 만한 상대오차 (Relative Error) 범위 내에 있는 결과를 얻을 수 없다. 보통의 경우 다양한 분산감소 기법 (Variance Reduction Technique) 을 이용하는 비 유사 몬테칼로 (Nonanalog Monte Carlo) 법이 MCNP 계산에 쓰이는데 충분한 정밀도 (Precision) 를 가진 결과를 얻는데 소모되는 전산시간을 많이 줄일 수 있다. 특히 본 MCNP 계산 모형과 같이 6 m 가 넘는 도관의 방사선 흐름계산에서는 일반적인 분산감소기법으로는 도관 입구에서 출발한 입자들이 아무리 많은 전산시간을 소모한다해도 도관 출구로 빠져나오지 못한다. 이 같은 문제의 경우 부분적으로 결정론적인 방법 (Partially-

Deterministic Method) 을 사용한 DXTRAN 과 점계측기 (Point Detector) 등을 이용해서 MCNP 계산을 수행해야 한다. 본 계산에서는 DXTRAN 과 점계측기, 그리고 가중창 (Weight Windows) 등이 주된 분산감소기법으로 사용되었다.

그림 8 은 MCNP 계산에 사용된 DXTRAN 구를 나타내는데 5 개의 DXTRAN 구가 쓰인 것은 중앙의 조절장치 도관을 흐르는 방사선에 이웃한 도관들을 흐르는 방사선에 의한 부가효과를 주기 위해서인데 이는 MCNP 계산에 DXTRAN 과 반사체 경계조건 (Reflective Boundary Condition) 을 함께 사용하지 못하기 때문이다. DXTRAN 구의 중심을 표면 선원항 파일이 생성되는 면 위에 놓았는데 이는 보다 많은 입자들이 표면 선원항 파일에 기록 (Scoring) 되어서 다음 단계 MCNP 계산의 효율이 높아지게 하기 위해서이다.

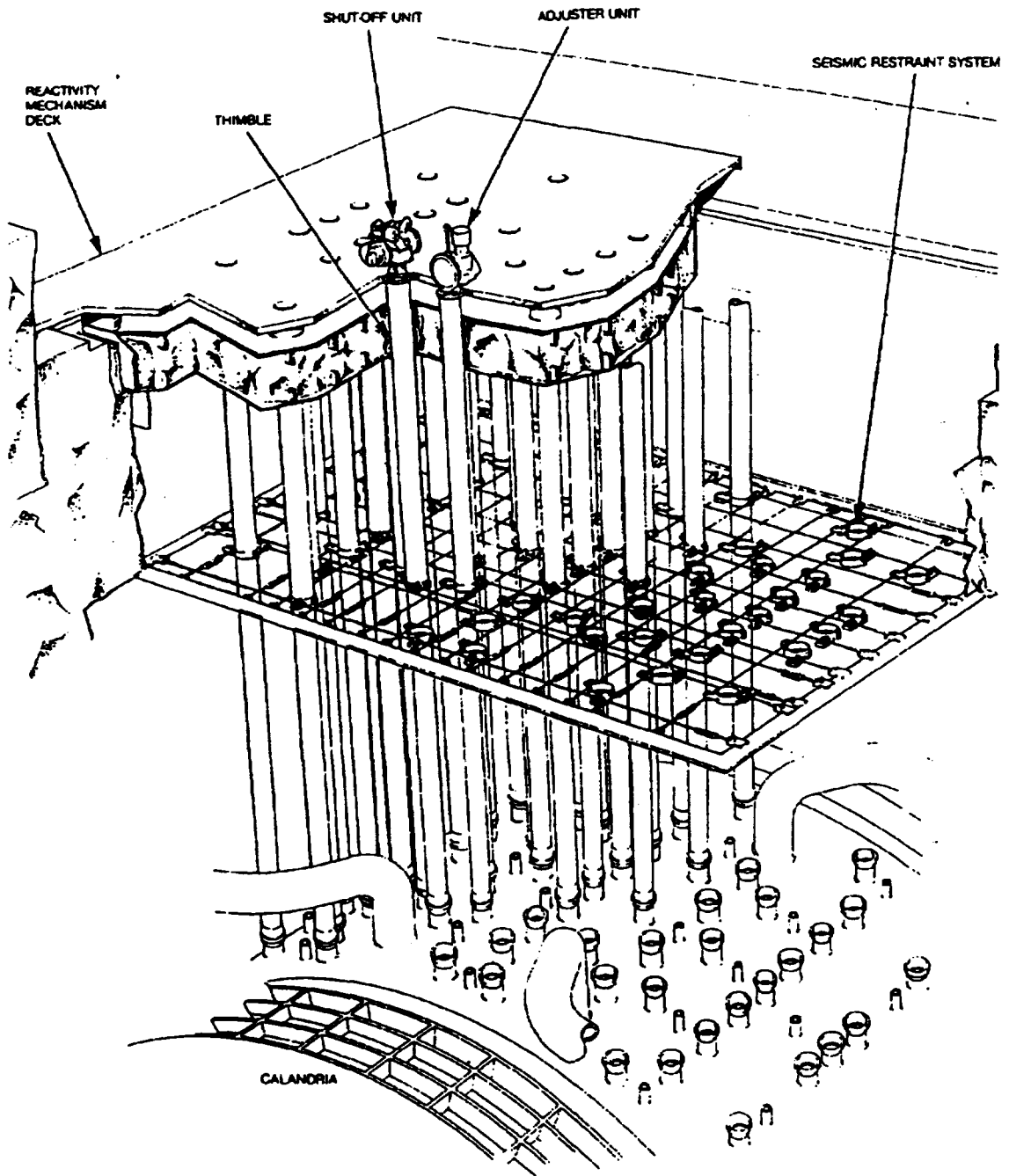


Figure 3. Reactivity Mechanism Deck with Reactivity Control Units Penetration

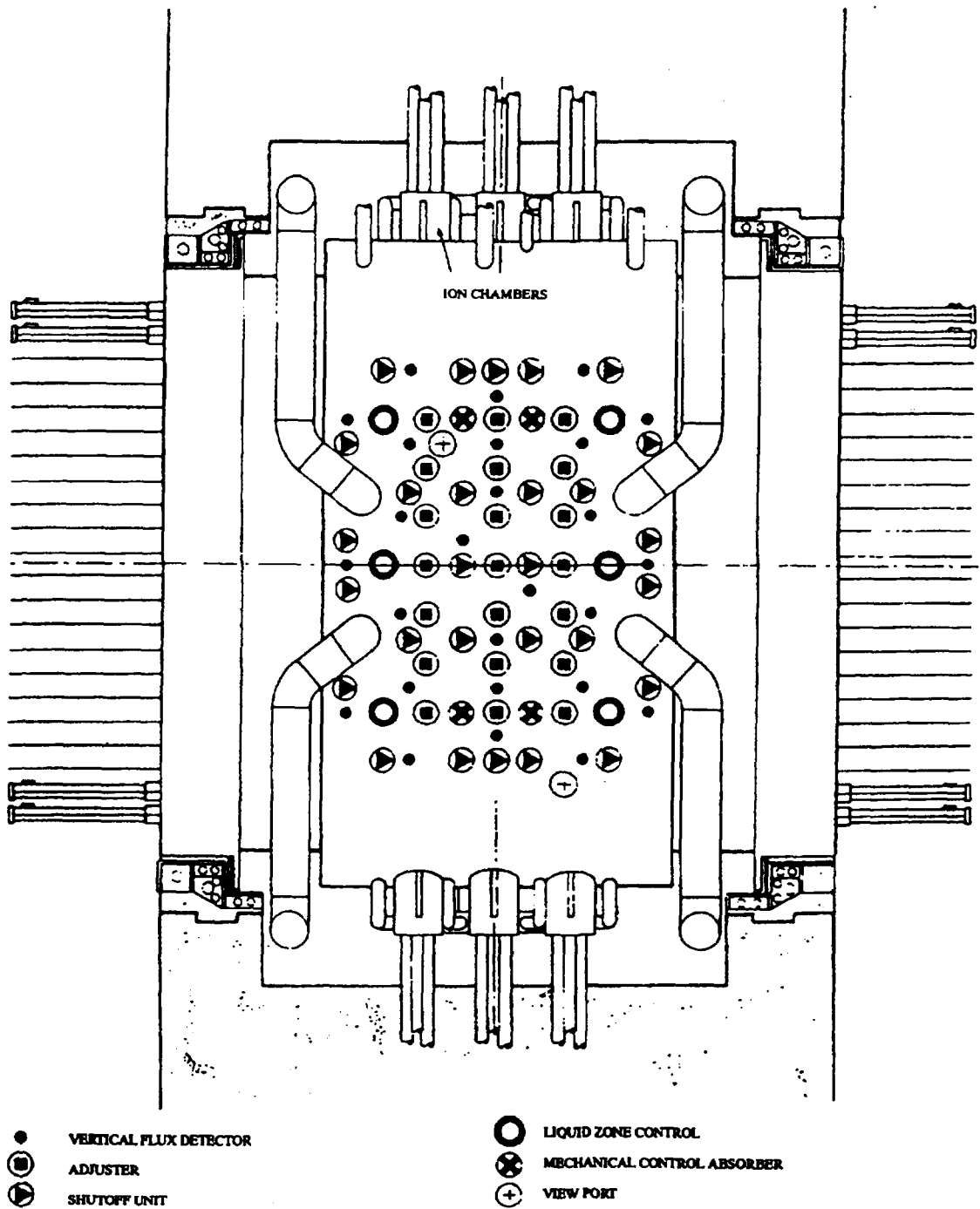
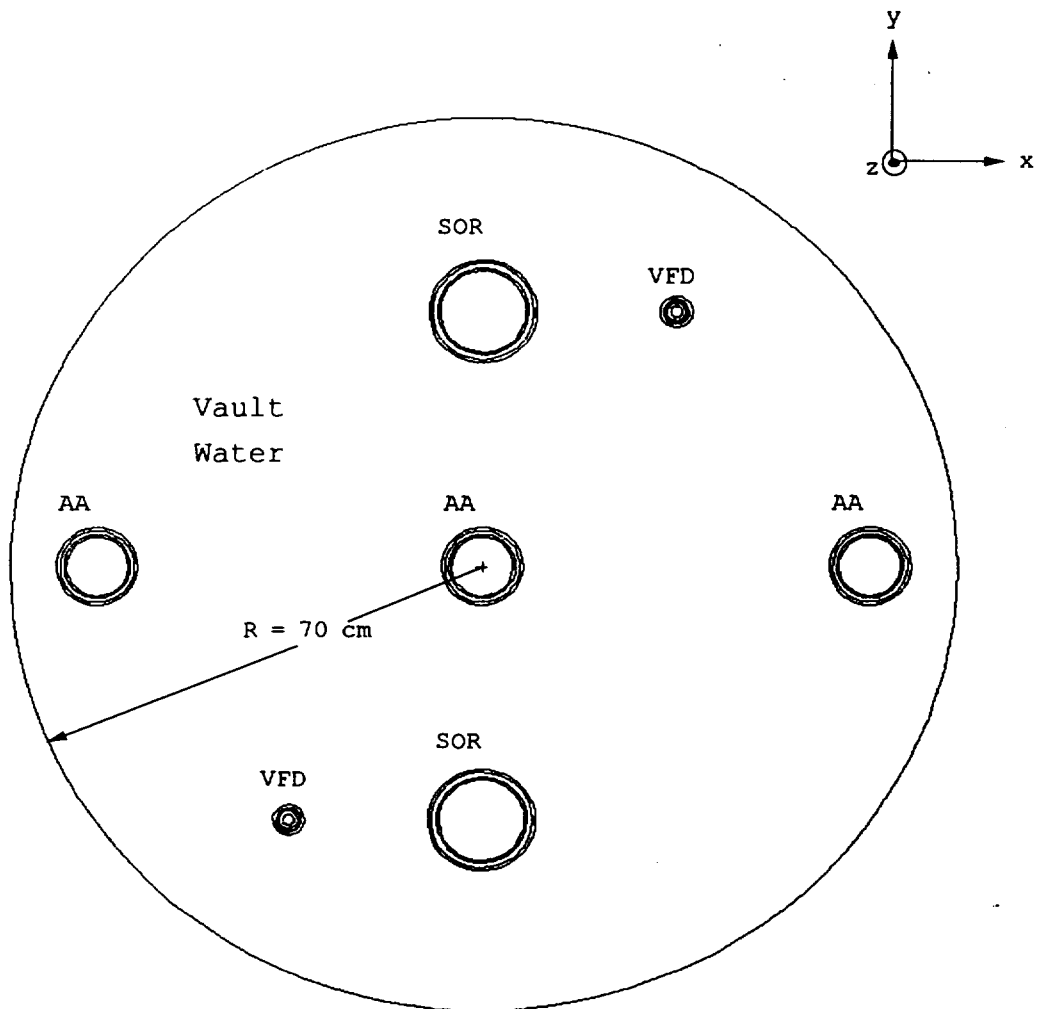


Figure 4. Layout of Reactivity Devices



NOTE : AA - Adjuster Rod Penetration
 SOR -Shutoff Rod Penetration
 VFD -Vertical Flux Detector Penetration

Figure 5. Cross Sectional View of MCNP Model for Ducts at $z = 800$ cm

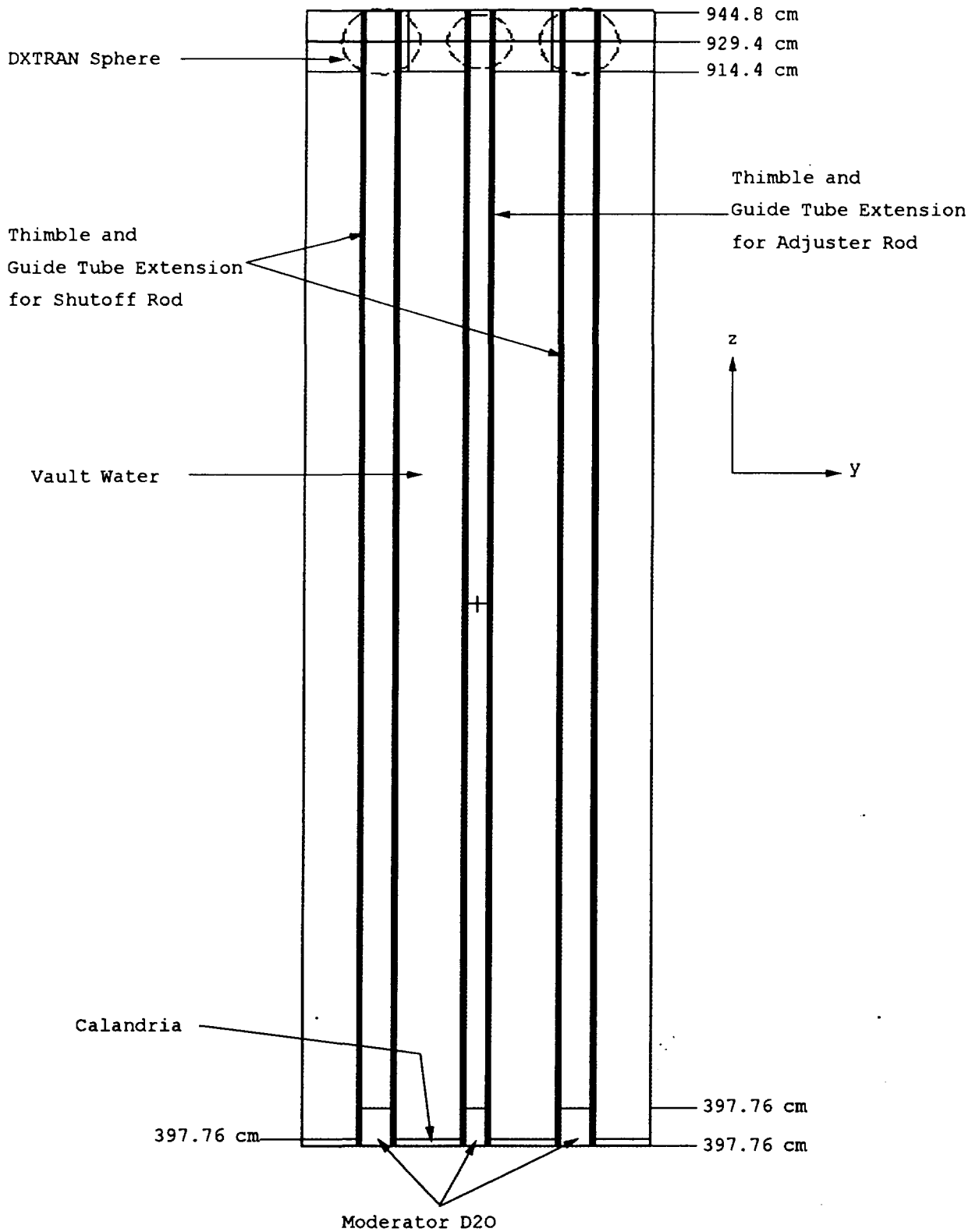


Figure 6. Cross Sectional View of MCNP Model for the Duct Streaming Calculation

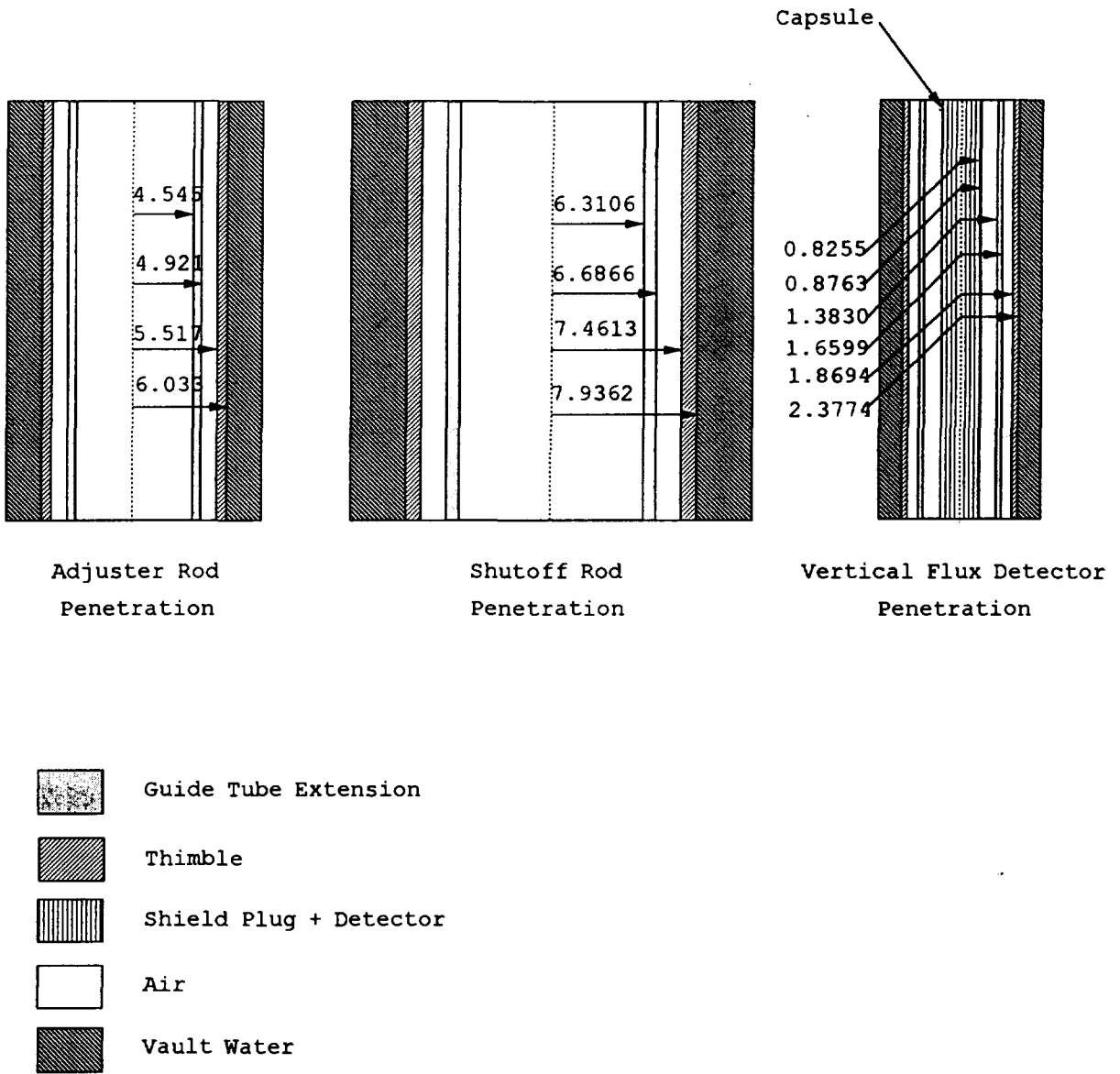


Figure 7. Enlarged Cross Sectional View of MCNP Model for Each Streaming Duct

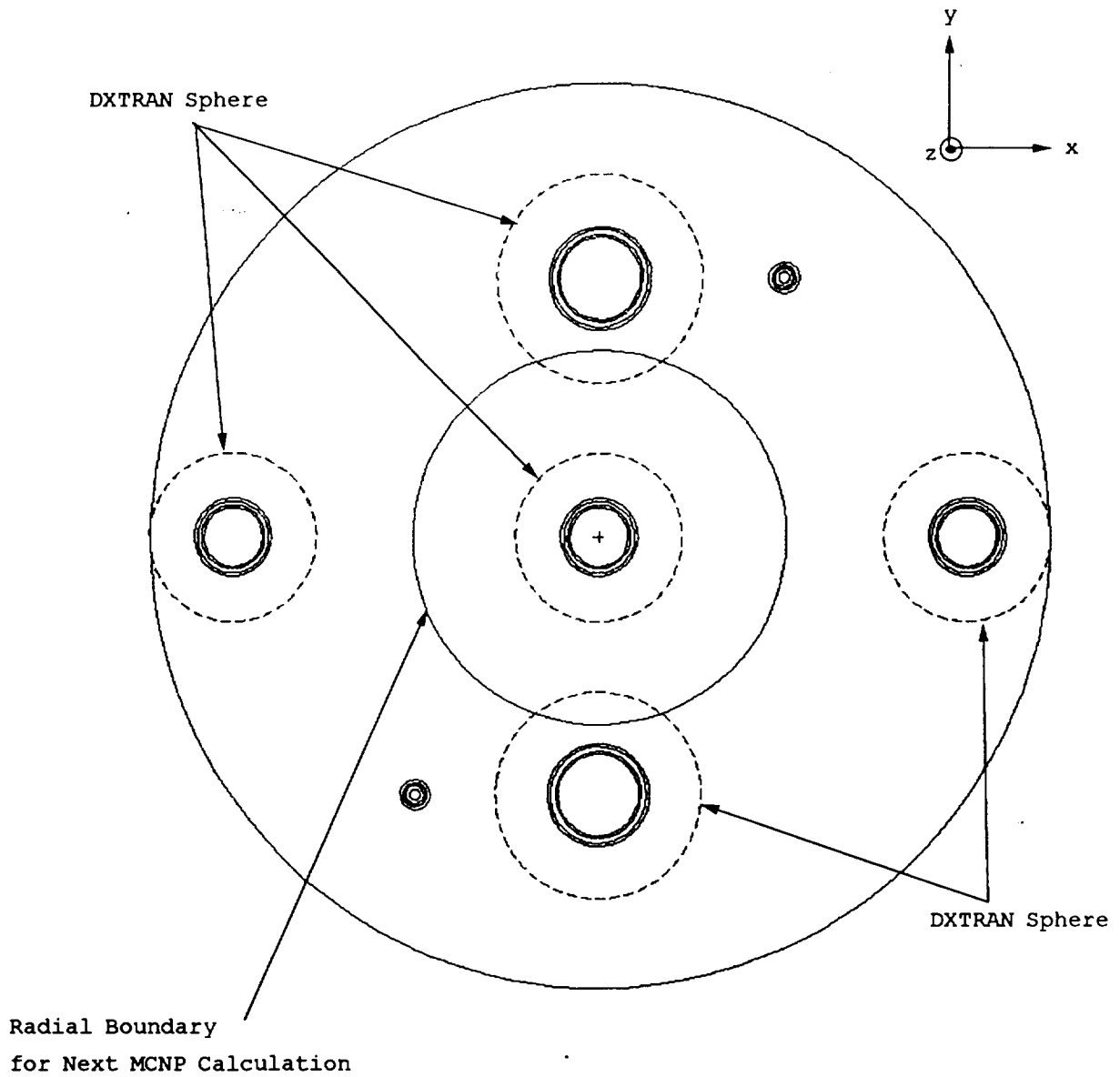


Figure 8. Cross Sectional View of MCNP Model for Ducts at $z = 929.4$ cm Showing DXTRAN Sphere

3.3. R/M Deck 에 위치한 조절장치에 대한 방사선 흐름계산

그림 9 는 R/M Deck 에 위치한 조절장치의 MCNP 계산모형을 보여준다. 이 그림은 참고문헌 15 의 조절장치 도면을 기초로 모델링된 것인데 각 지역의 명칭과 그 지역의 물질들은 부록 A 에 나타나 있다. 본 MCNP 계산에 사용된 물질들의 원자 수밀도는 표 6 에 나타나 있다. 그림 10 은 반경 경계면을 결정하기 위하여 R/M Deck 구조도면¹⁸으로 부터 구성하였는데 본 계산에서는 R/M Deck 에 위치한 조절장치 주변의 방사선을 고려하기 위하여 반경 경계면에 반사체 경계조건을 적용하였다. 본 계산에서의 반경 경계면 결정은 부록 A 에 있는 등가반경을 구하는 방식과 유사한데 대상영역인 점선부분에서 각각의 장치가 가지는 가치 (Worth) 는 도면에 명시되어 있는 상판 위의 움푹 들어간 면 (Spotface) 의 직경을 사용하였다. 그림 10 로 부터 등가반경은 다음과 같이 구해진다.

$$\begin{aligned}\chi\pi R^2 &= 80 \times 114.3 = 9144 \text{ cm}^2 \\ \chi &= 2 + \left(\frac{15}{15}\right)^2 + \left(\frac{10}{15}\right)^2 = 3.444 \\ R &= \sqrt{\frac{9144}{\chi\pi}} = 29.071 \text{ cm.}\end{aligned}$$

위의 식에서 χ 는 그림 10 에 하나의 조절장치만 있다고 가정했을때 대상영역에서 차지하는 가중치이다.

본 절에서는 3.2 절에서 계산된 각각의 표면선원항을 이용해서 MCNP 연계계산을 수행 하였는데 도관에서의 방사선 흐름계산중 열중성자 에너지영역에서 계산되어 생성된 표면선원항은 본 MCNP 계산에서 ($n_{\text{thermal}}, \gamma$) 반응에 의한 광자 기록 (Photon Tally) 을 얻기 위해서 사용되었고 그 이외의 중성자 에너지 영역에서 계산된 표면선원항은 본 MCNP 계산에서 모든 에너지 범위의 중성자 기록 (Neutron Tally) 과 (n, γ) 반응에 의한 광자 기록을 얻기 위해서 사용되었다. 도관에서 광자선원에 의한 방사선 흐름계산 결과로 생성된 표면선원항을 이용하여 MCNP 연계계산을 수행한 결과, 광자에 의한 선량율의 상대오차는 위의 두 계산에 비해 상대적으로 많은 전산시간을 소모한 후에 참고문헌 6 에서 권고한 범위 (< 0.01) 안에 들었다.

표 7 은 각각의 MCNP 계산에서 사용된 입자수 (Number of Particle Histories) 와 소모된 전산시간을 나타낸다. R/M Deck 에서의 선속과 선량율은 그림 9 의 표시된 부분 (Tally Cell) 에 대해서 계산되었고 그 위치에서의 선속과 선량율 분포는 표 8 과 9 그리고 그림 11 ~ 13 에 나타냈다.

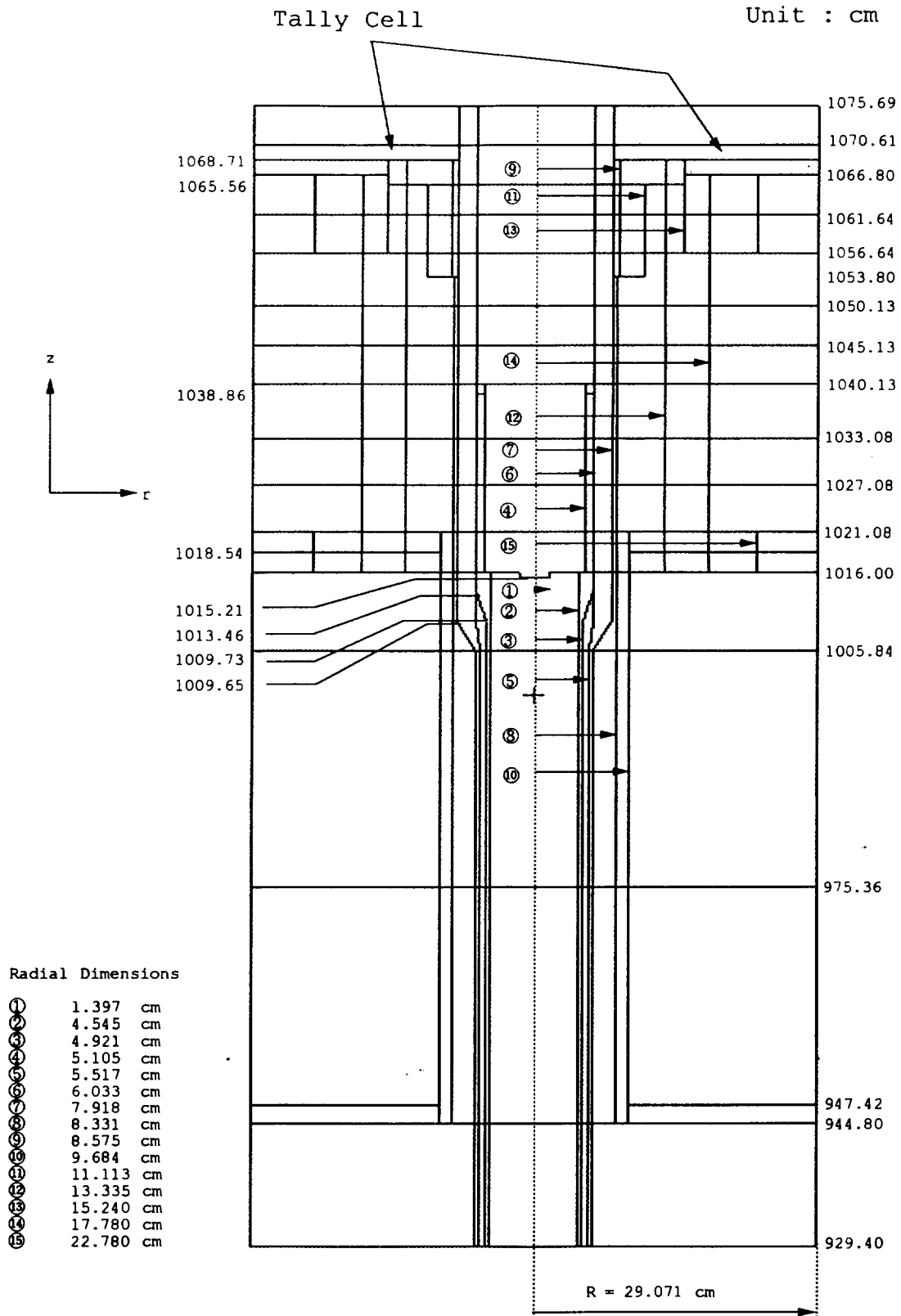


Figure 9. MCNP Model for Adjuster Unit Located in R/M Deck

Table 6. Element Atomic Densities for the Materials Used in MCNP Calculation*

Material	Element	Atomic Density [(atoms/cm ³) × 10 ⁻²⁴]
Carbon Steel	C	1.299E-3**
	Si	4.209E-4
	Mn	8.350E-4
	Fe	8.336E-2
Aluminium	Al	6.022E-2
H ₂ O	H	6.639E-2
	O	3.346E-2
D ₂ O Reflector ($\rho = 1.09 \text{ g/cm}^3$)	H	1.839E-4
	D	6.599E-2
	O	3.309E-2
Stainless Steel 304L ($\rho = 7.9 \text{ g/cm}^3$)	C	1.387E-4
	Si	1.271E-3
	Cr	1.734E-2
	Mn	1.732E-3
	Fe	5.812E-2
	Ni	8.107E-3
Ordinary Concrete ($\rho = 2.3 \text{ g/cm}^3$)	H	9.583E-3
	C	1.143E-2
	O	4.531E-2
	Mg	6.018E-3
	Al	1.534E-4
	Si	1.783E-3
	Ca	7.498E-3
	Fe	1.112E-4
Air***	O	4.536E-5

* See Reference 12

** Read as 1.299×10^{-3}

*** Treated as oxygen.

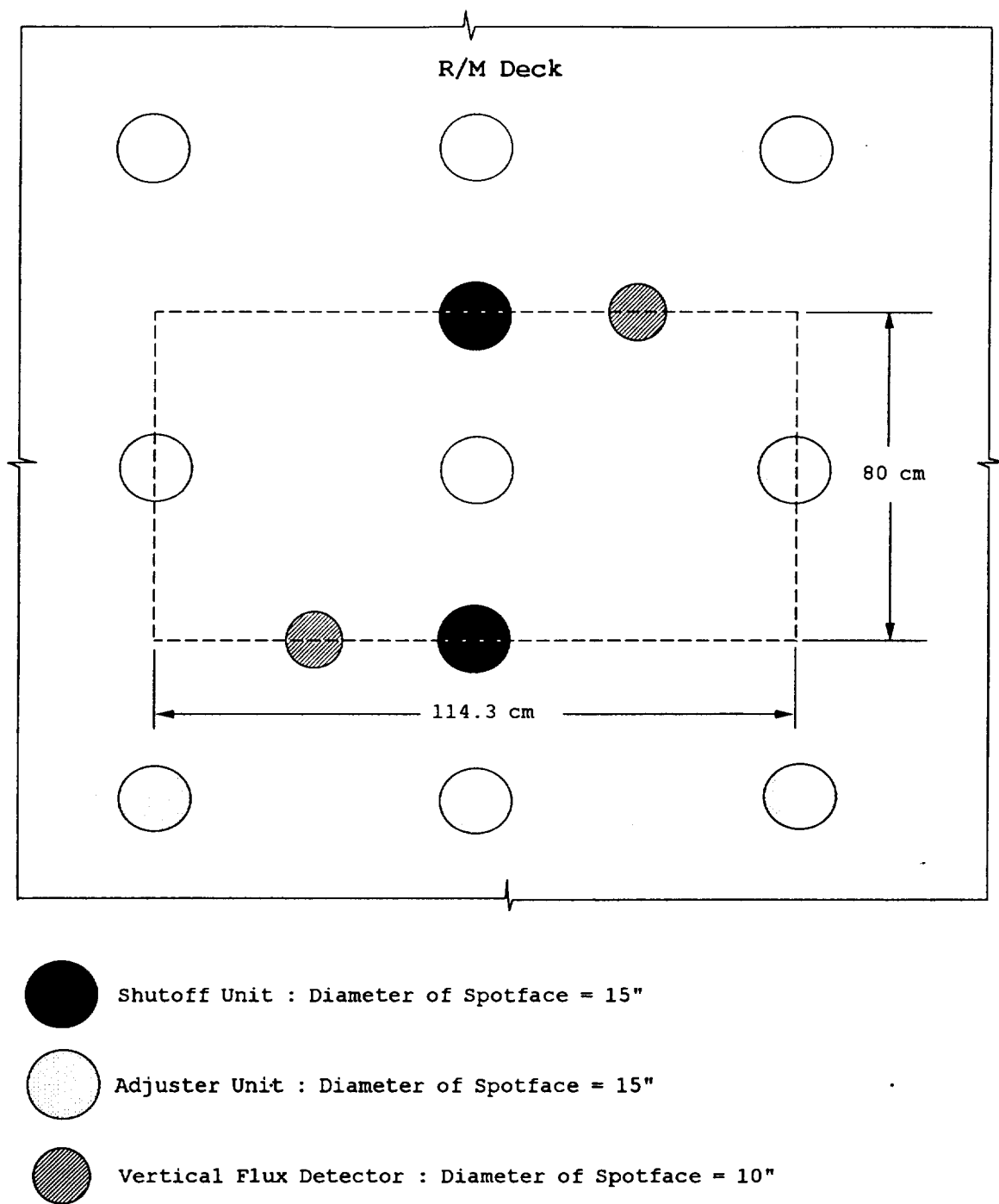


Figure 10. Schematic of R/M Deck near Adjuster Unit for the Determination of Radial Boundary 'Used in MCNP Calculation

Table 7. Number of Particle Histories Used and Computer Time Spent for Each MCNP Calculation

MCNP Calculations through Streaming Ducts		MCNP Calculations through Adjuster Unit Shielding Arrangement	
Starting Particles	Number of Particle Histories	Starting Particles	Number of Particle Histories
Fast and Intermediate Neutron	4×10^6 (624.94) *	All	1.6×10^7 (3350.72)
Thermal Neutron	6×10^6 (3232.13)	Thermal Neutron and Photon	2.4×10^7 (615.09)
Photon	4×10^7 (3128.03)	Photon	1.6×10^8 (11086.41)

* Amount of computer time (in minutes) spent in the MCNP calculation.

Table 8. Neutron and Gamma Flux Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck

Radial Distance [cm]	Neutron Flux [Neutrons/cm ² · s]	Relative Error* [%]	Gamma Flux [Gammas/cm ² · s]	Relative Error** [%]
8.668	27.86	7.39	274.71	7.17
10.265	26.90	7.49	270.81	8.81
11.855	25.52	7.63	256.37	6.33
13.285	23.94	7.70	218.37	6.63
14.607	23.08	7.64	211.45	6.20
16.087	23.85	7.64	226.41	7.76
17.866	23.83	7.67	240.15	6.82
19.817	23.37	7.70	218.50	6.01
21.854	22.48	7.61	217.45	6.14
23.891	22.09	7.65	212.06	5.80
25.928	21.71	7.69	219.34	7.58
28.009	21.26	7.56	226.30	8.79

* Defined to be one estimated standard deviation of the mean S_x divided by the estimated mean \bar{x}

** Relative error obtained from the most predominant photon flux resulted MCNP calculation, coupled thermal neutron and photon transport MCNP calculation.

Table 9. Neutron and Gamma Dose Rate Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck

Radial Distance [cm]	Neutron Dose Rate [μ Sv/hr]	Relative Error* [%]	Gamma Dose Rate [μ Sv/hr]	Relative Error** [%]
8.668	11.64	8.04	6.76	9.25
10.265	11.43	8.16	6.78	11.79
11.855	11.09	8.48	6.49	8.79
13.285	10.53	8.63	5.51	9.43
14.607	10.18	8.39	5.16	8.36
16.087	10.27	8.37	5.36	9.65
17.866	10.21	8.39	5.67	9.10
19.817	9.97	8.36	4.90	6.42
21.854	9.60	8.42	4.82	7.74
23.891	9.38	8.35	4.67	5.77
25.928	9.16	8.31	5.18	9.36
28.009	8.89	8.33	5.09	9.79

* Defined to be one estimated standard deviation of the mean $S_{\bar{x}}$ divided by the estimated mean \bar{x}

** Relative error obtained from the most predominant photon dose rate resulted MCNP calculation, coupled thermal neutron and photon transport MCNP calculation.

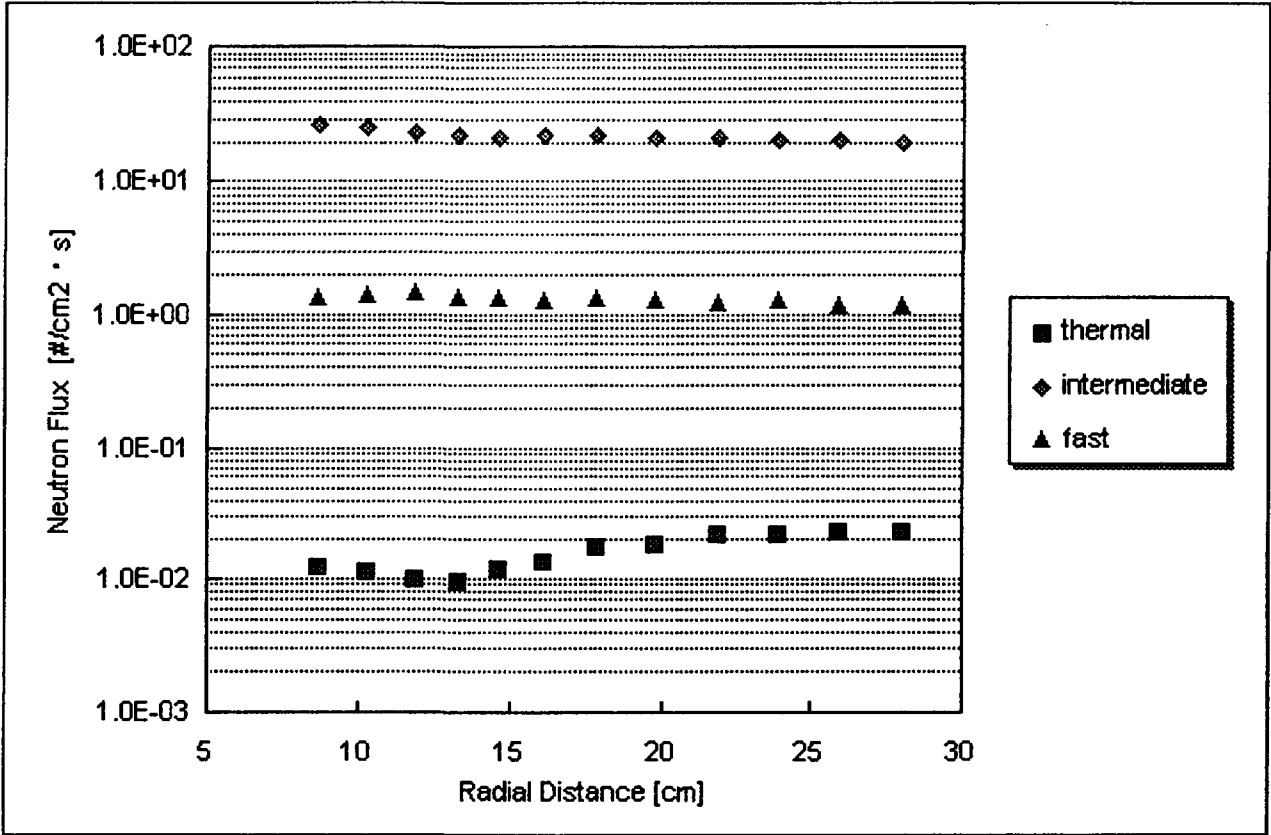


Figure 11. Neutron Flux Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck

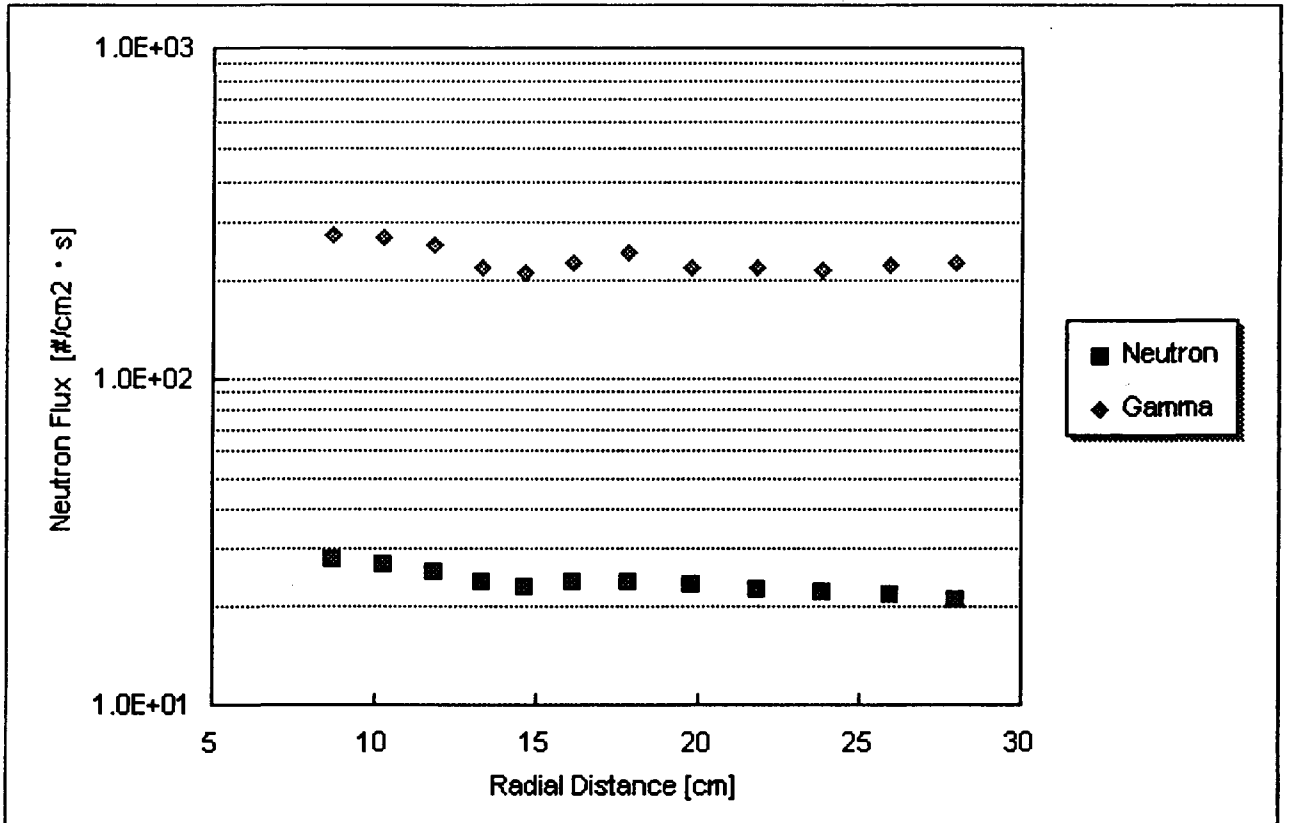


Figure 12. Neutron and Gamma Flux Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck

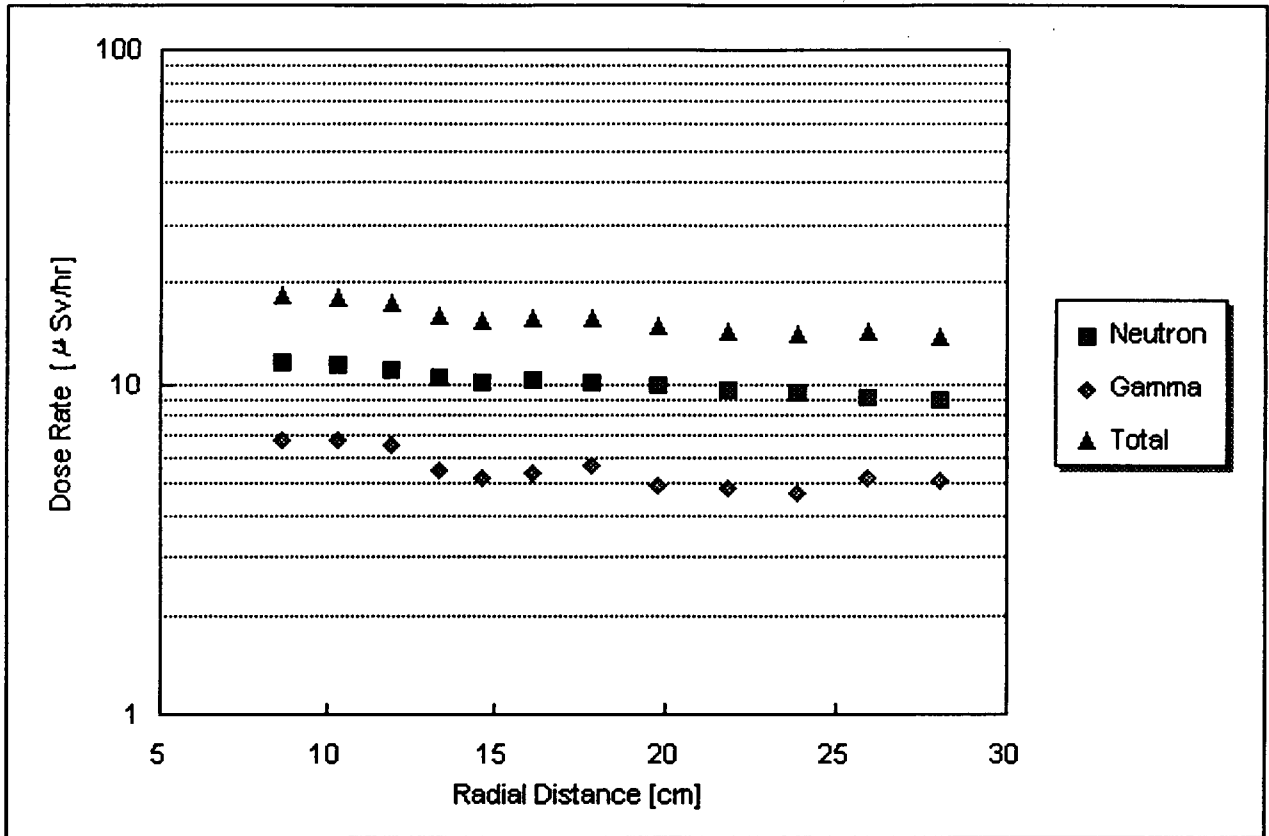


Figure 13. Dose Rate Distributions on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck

4. 결과 및 논의

월성 2, 3, 4 호기 상단차폐해석의 결과에 의하면 R/M Deck 에 설치되어 있는 여러종류의 반응도제어기구와 수직중성자속검출기 상단에서의 선량율 중 조절장치 상단에서의 선량율이 가장높게 나타났다. 각 장치들 상단에서의 최대선량율들의 합은 조절장치 상단에서의 최대선량율의 대략 2 배로 나타났는데 중성자와 광자에 대한 최대선량율의 비는 각각 2 와 2.19 로 나타났다. 따라서 부록 A 의 조절장치 상단에서의 중성자와 광자에 대한 DOT 계산결과들은 위의 비를 곱함으로써 R/M Deck 에서의 선속과 선량율을 보수적으로 나타낼 수 있다.

MCNP 와 DOT 계산으로부터 구한 조절장치 상단에서의 선속과 선량율 분포들을 그림 14 ~ 17 에 도식적으로 비교하였다. 그림을 보면 중성자 선속과 선량율 분포는 DOT 계산에 의한 것이 다소 높지만 두 계산결과가 유사하게 나타났고 광자 선속과 선량율 분포는 반경거리가 증가함에 따라 두 계산결과의 차이가 커짐을 알 수 있다. MCNP 와 DOT 의 계산결과가 이러한 차이를 보이는 이유는 다음과 같이 설명할 수 있다:

DOT 계산에서는 칼란드리아 내벽으로 부터의 방사선이 감속재인 중수와 도관을 통한 흐름과 정을 거치지 않고 단순히 그들의 위치만 하단차폐마개 (Lower Shield Plug) 의 바닥 면으로 옮긴 상태에서 조절장치 차폐구조물에 대한 수송계산이 수행된다. 18 cm 두께의 중수와 6 m 가 넘는 길이의 도관을 실제 계산모형에 포함하는 MCNP 수송계산과는 달리 DOT 수송계산은 중수와 도관이 방사선의 흐름에 미치는 영향을 단순히 감쇄인자를 곱해서 나타내므로 방사선 스펙트럼의 변화를 고려하지 못한다. MCNP 와 DOT 계산결과의 차이는 조절장치 차폐구조물에 대한 수송계산시 두 계산의 방사선원 스펙트럼이 서로 다르기 때문인 것으로 판단된다. 특히 R/M Deck 상단에서의 광자 선속과 선량율은 대부분이 (n, γ) 반응에 의해 유도된 양이라고 볼 수 있기 때문에 광자 선속과 선량율은 중성자 스펙트럼에 아주 민감하므로 광자에 대한 두 계산결과의 차이가 더욱 크게 나타난 것으로 판단된다. 또 다른 이유로는, 두 계산에 적용된 계산방법론의 근본적인 차이와 각 계산에 사용된 핵 단면적자료의 차이도 두 계산결과에 어느 정도 영향을 끼친 것으로 판단된다.

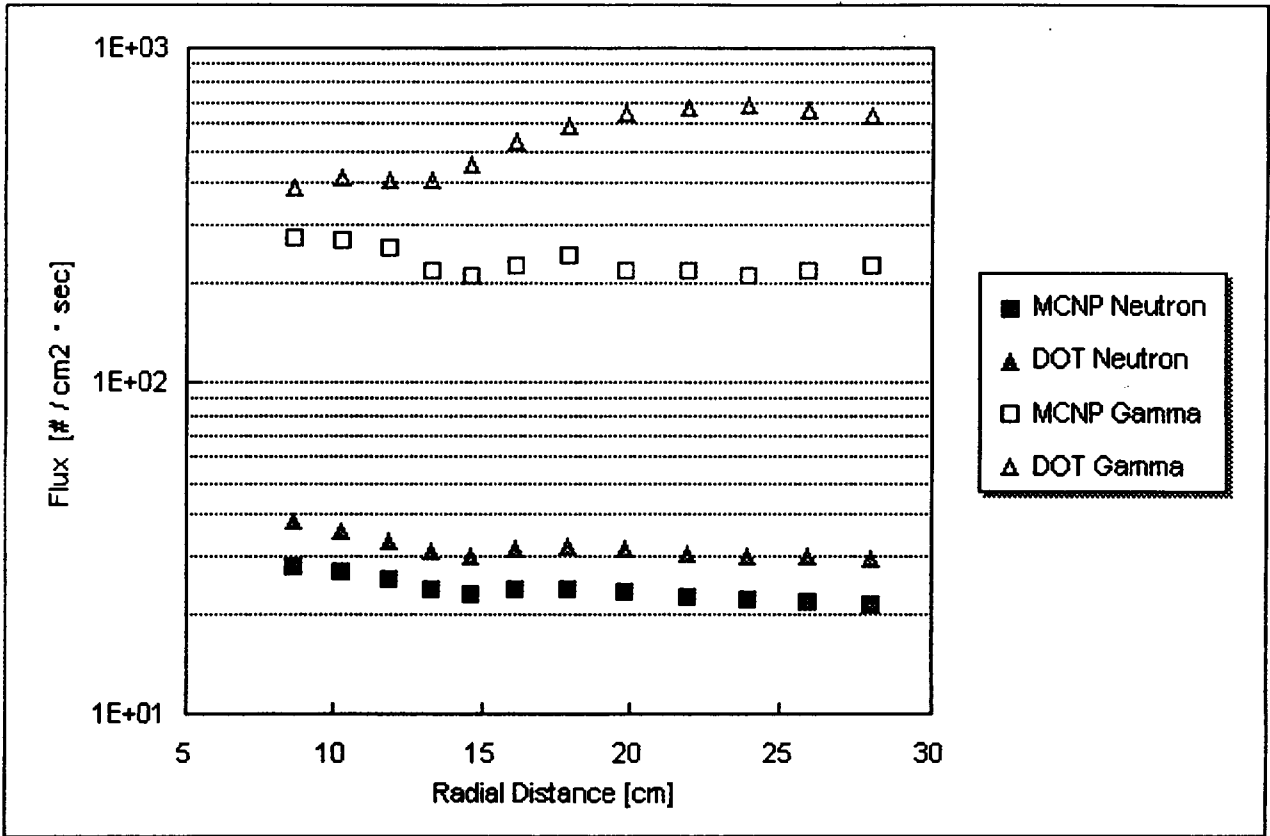


Figure 14. Flux Distributions Obtained from MCNP and DOT Calculations on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck

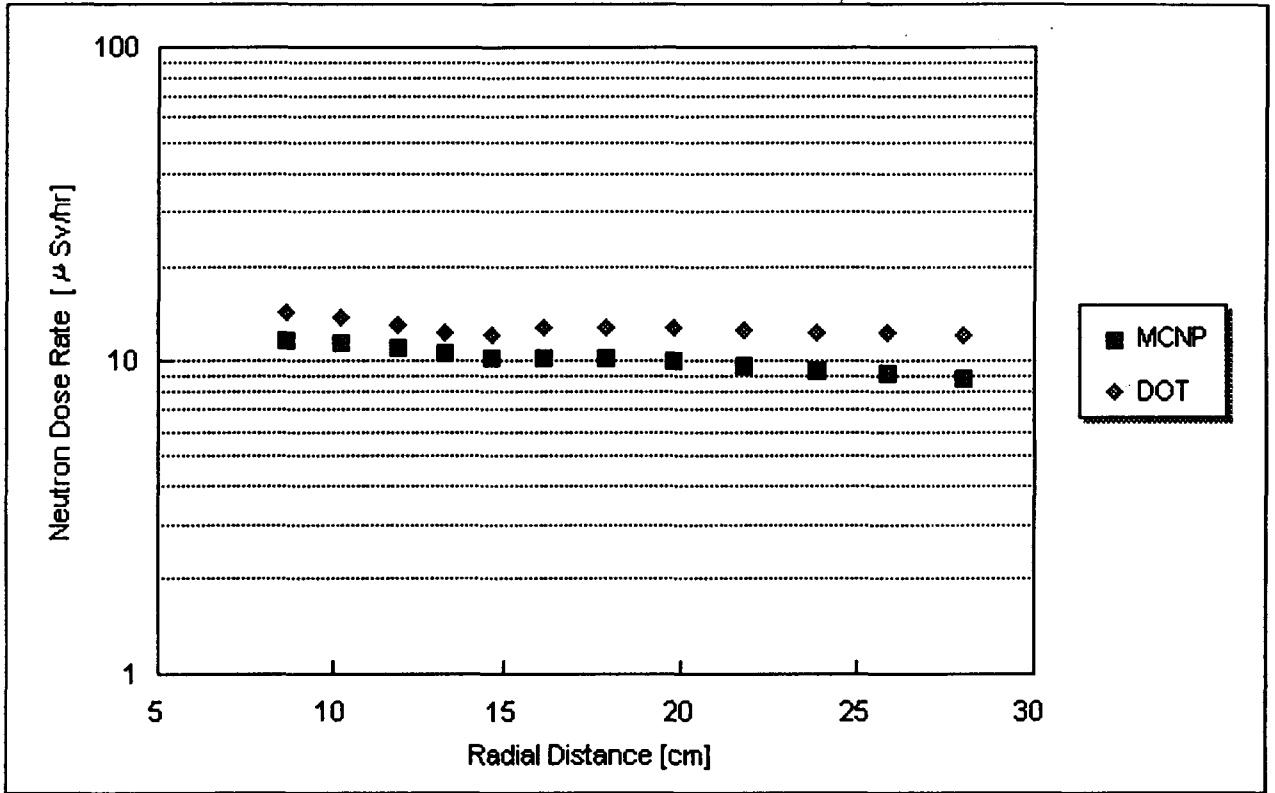


Figure 15. Neutron Dose Rate Distributions Obtained from MCNP and DOT Calculations on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck

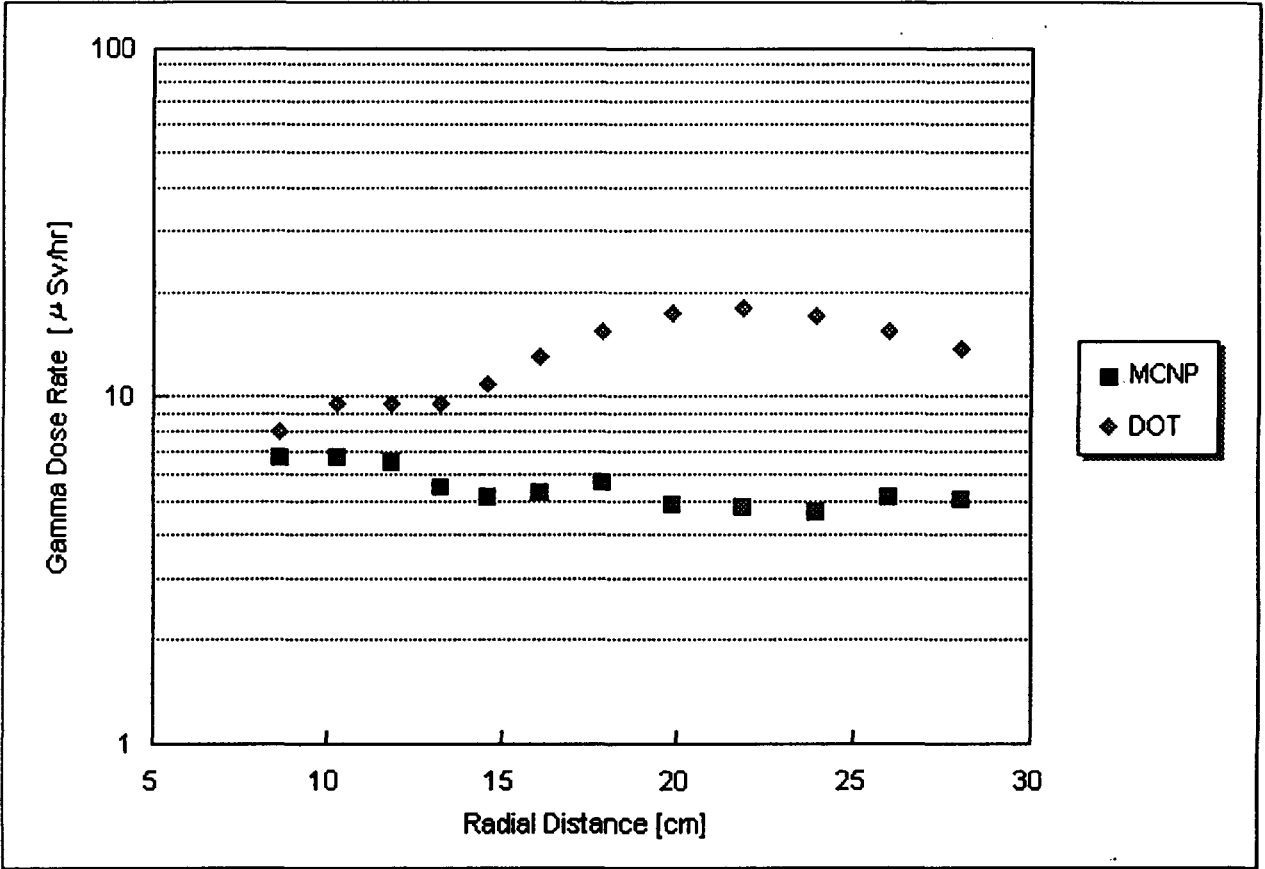


Figure 16. Gamma Dose Rate Distributions Obtained from MCNP and DOT Calculations on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck

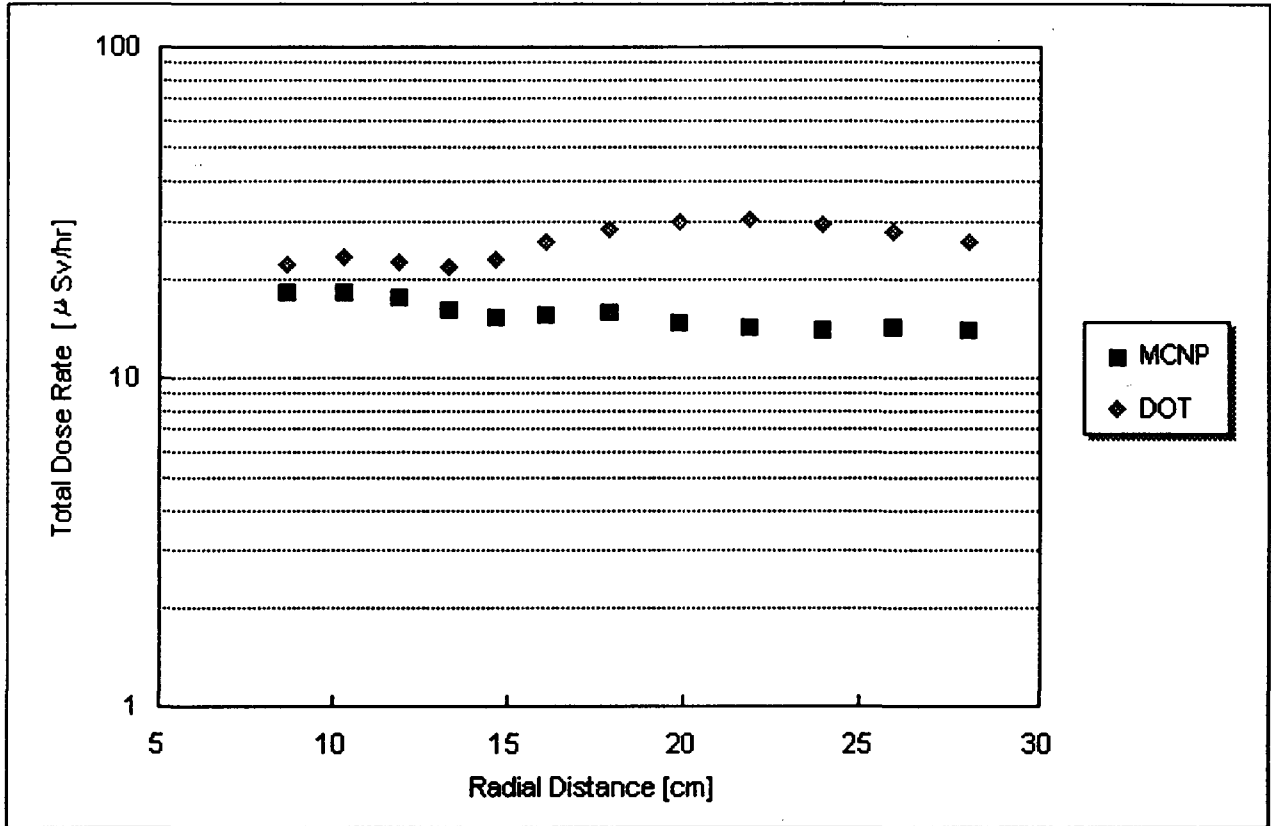


Figure 17. Total Dose Rate Distributions Obtained from MCNP and DOT Calculations on the Steel Tread Plate near Adjuster Unit in the R/M Deck

5. 결론

본 연구에서는 매우 길고 복잡한 구조물을 가진 CANDU 6 원자로의 반응도제어기구를 통한 방사선 흐름현상을 해석하기 위해 3 차원 몬테칼로 수송계산 코드의 적용을 처음으로 시도하였다. 연구과정에서 개발된 2 단계 MCNP 연계계산 기법은 CANDU 6 원자로에서의 방사선 흐름현상 해석을 위한 새로운 계산기법으로 정립하게 되었다. MCNP 와 DOT 에 의한 계산결과는 다소 차이가 있지만 DOT 계산시 사용된 단순화된 기하학적 모델링, 핵 단면적자료, 그리고 입력자료로서 가정된 보수적인 선원항 등을 고려하면 MCNP 의 계산결과는 합리적인 것이라고 판단된다. 본 연구의 대상과 같이 아주 긴 도관에 대한 방사선 흐름해석의 경우 많은 단순화된 가정이 요구되는 DOT 코드의 제한된 적용성을 고려한다면 MCNP 코드를 이용하여 보다 실제와 가까운 계산을 통하여 과도한 보수성을 줄일 것이 요구된다.

참 고 문 헌

1. U. Canali, H. Ilsemann, C. Ponti and H. Preusch, "MAC-RAD, A Reactor Shielding Code," European Atomic Energy Community-Euratom, EUR2152.e, 1964.
2. T. B. Fowler et al., "EXTERMINATOR-2: A Fortran IV Code for Solving Multigroup Neutron Diffusion Equations in Two Dimensions," ORNL-4078, April 1967.
3. Westinghouse Astronuclear Laboratory and NASA Space Flight Center (Contributer), "ANISN -W : Multigroup One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering," Oak Ridge National Laboratory, RSIC-CCC-255, July 1975.
4. W. A. Rhoades, D. B. Simpson, R. L. Childs, and W. W. Engle Jr. "DOT IV - Two-Dimensional Discrete Ordinates Radiation Transport Code System, Version 4.2," Oak Ridge National Laboratory, RSIC-CCC-320, 1979.
5. Theodore Rockwell III, "Reactor Shielding Design Manual", D. Van Nostrand Company, Inc., New Jersey, 1956.
6. J. F. Briesmeister (Editor), "MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A," Los Alamos National Laboratory, LA-12625-M, November 1993.
7. S. Saito, "Design, Construction and Utilization of High Temperature Engineering Test Reactor ," Proc. International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Tokyo, Japan, Oct. 25-29, 1992.
8. I. Murata, R. Shinndo, and K. Tada, "Reactor Shielding Design of High Temperature Engineering Test Reactor - Analysis of Radiation Streaming through the Standpipe by Monte Carlo Code MCNP," ANS - Proc. 8th International Conference on Shielding, Texas, USA, April 24-28 1994, p359-p364, American Nuclear Society.
9. N. Odano, T. Miura, and Y. Shindo, "Experimental Assessment of Gamma Ray Shielding Transport Calculations by Monte Carlo Calculation code and Point - Kernel Code," ANS - 8th International Conference on Shielding, Texas, USA, April 24-28 1994.
10. H. Handa, K. Hayashi, and H. Narita, "Radiation Streaming Analysis of Screw Duct," ANS-8th International Conference on Shielding, Texas, USA, April 24-28 1994.
11. W. A. Rhoades and R. L. Childs, "The TORT Three - Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code," ORNL-6268, Oak Ridge National Laboratory, 1987.
12. K. Y. Kim, Y. K. Jin, and Y. I. Kim, "Shielding Design Manual, Part I - Reactor Building," Korea Atomic Energy Research Institute and Atomic Energy of Canada Limited, 86-03320-DM-001, Rev. 1, June 1995.

13. M. A. Shad and H. C. Show, "Fuel Management Report," 86-03310-AR-003, Rev. 0 December 1991.
14. Y. I. Kim and K. Y. Kim, "Radiation Heating Report," Korea Atomic Energy Research Institute and Atomic Energy of Canada Limited, 86-03320-AR-004, Rev. 2, February 1995.
15. Engineering Drawing, "Reactivity Control Units Adjuster Unit General Arrangement," XX-31780-1-1-GA-E, Rev. 3.
16. Engineering Drawing, "Reactivity Control Units Shut Off Units General Arrangement," 86-31730-1-1-GA-E, Rev. 00.
17. Engineering Drawing, "Reactivity Control Units Vertical Flux Detector (HESIR) General Arrangement for VFD-1," XX-31741-101-GA-E, Rev. 00.
18. Engineering Drawing, "Reactivity Control Units Reactivity Mechanism Deck - Deck Structure Weldment," XX-31711-2-1-DD-E, Rev. 5.
19. W. E. Ford, "Coupled 100 Neutron-21 Gamma Ray Group, P8 Cross Section Library for EPR," Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-5249, 1976.
20. J. P. Jenal et al, "The Generation of a Computer Library for Discrete Ordinates Quadrature Sets," Oak Ridge National Laboratory, ORNL/TM-6023, October 1977.
21. W. A. Rhoades, "The GIP Program for Preparation of Group-Organized Cross Section Libraries," ORNL, April 1978.

각분할법을 이용한 CANDU 6 형 원자로 조절장치 차폐구조의 방사선 차폐해석

전 출력시 조절장치의 차폐구조 (Shielding Arrangement) 에 대한 방사선 수송 문제를 해석하기 위하여 2 차원 각분할 (Discrete Ordinate) 코드인 DOT 가 R-Z 기하구조에서 사용되었다.

원자로에는 21개의 조절장치가 있다. 조절장치에 대한 차폐구조는 그림 A-1 에 나타나 있다. 그림 A-2 는 본 계산에서 사용된 차폐구조의 DOT 모델을 보여 주는데 이 모형은 참고문헌 14 로부터 구성된 것이다. 이 모형을 근거로 조절장치 구동기계 (Drive Mechanism) 주변의 R/M Deck 에서의 선량율이 계산 되었다.

R/M Deck 에 있는 조절장치 구멍 (Adjuster Unit Holes) 들의 위치는 그림 A-3 에 나타나 있다. DOT 모델의 반경 경계면은 R/M Deck 에서 조절장치가 차지하는 동가면적 (Equivalent Area) 으로부터 결정된다. 그림 A-3 으로부터 조절장치의 동가반경은 다음과 같이 계산된다.

$$\begin{aligned}\chi\pi R^2 &= 342.90 \times 160.02 = 5.487 \times 10^4 \text{ cm}^2 \\ \chi &= 5 \times 1 + 12 \times \frac{1}{2} + 4 \times \frac{1}{4} = 12 \quad \text{adjuster worth} \\ R &= \sqrt{\frac{5.487 \times 10^4}{12 \times \pi}} = 38.15 \text{ cm.}\end{aligned}$$

A.1. 에너지 군 구조, ANGULAR QUADRATURE 그리고 물질들에 관한 입력자료

참고문헌 12 의 표 4.123-1 에는 본 계산에 사용된 중성자 광자 연계 38 군 핵 단면적자료의 에너지 구조를 나타내는데 이는 DLC-37⁹ 의 100n-21 γ 연계 핵단면적 자료로 부터 나온 것이다. 그 구조는 27 개의 중성자 에너지 군 과 11 개의 광자 에너지 군이 있는데 중성자 에너지 군은 다시 7 개의 고속 중성자 군 ($E_n \geq 0.82 \text{ MeV}$), 19 개의 중속 중성자군 ($0.82 \text{ MeV} \geq E_n \geq 0.414 \text{ eV}$) 그리고 하나의 열중성자 군 ($E_n \leq 0.414 \text{ eV}$) 으로 구성된다.

산란단면적에 P₃ 차수가 적용되었고 입자의 운동방향에 대해서 상단방향으로 편중된 100 개의 각 (100 Angle Biased Up) 을 가진 Angular Quadrature Set²⁰ 이 사용 되었다.

DOT 의 일부인 GIP²¹ 코드는 에너지 군별로 독립적인 핵단면적 자료를 만들기 위해 사용되었는데 핵 단면적자료에 있는 각 원자들의 미시 단면적 (Microscopic Cross-Sections) 자료는 표 A-1 에 있는 물질들에 대한 거시 단면적 (Macroscopic Cross-Sections) 자료를 얻기위하여 GIP 코드에서 처리 되었다. 본 계산에 사용된 물질들에 존재하는 원소들의 원자 수밀도는 참고문서 12 에서 가져온 것이고 DOT 모델에 있는 각 지역의 명칭과 그 지역의 물질들은 표 A-2 에 나타나 있다.

A.2. 방사선원 기술

DOT 모델에서는 인접한 장치들에 의한 방사선 흐름효과를 모사하기 위하여 왼쪽과 오른쪽의 경계면에 반사체 경계조건을 적용하였다. 모델의 상단에는 진공 경계조건을 적용 하였고 모델의 하단에는 하단 차폐마개 (Lower Shield Plug) 의 바닥면에 고정표면선원 (Fixed Boundary Source) 을 적용하였다.

노심의 칼란드리아 벽 (Calandria Wall) 에서 R/M Deck 까지 확장된 연장유도관 (Guide Tube Extension) 에 의해 도관이 형성되기 때문에 도관 입구에서 출발한 방사선속 (Currents) 은 그 흐름경로를 통해서 감쇄되고 일정한 방향으로 조준된다. 원주형 도관에서 입구의 방사선속 방향이 여현분포 (Cosine Distribution) 를 갖는 경우 기하학적 감쇄인자는 다음과 같다.

$$\frac{4.55^2}{636.24^2} = 5.114 \times 10^{-5}$$

여기서, $4.55 =$ 도관의 반경 (cm)

$636.24 =$ 도관의 길이 (cm).

칼란드리아 내벽 (Calandria Inner Surface) 에서 나오는 모든 선속 (Currents) 은 도관을 통하여 도관의 출구에서는 가장 전방 (Most-Forward) 으로 향하는 2 방향만 가진다고 가정된다, 따라서 DOT 의 고정표면선원인 각선속 (Angular Flux) φ 는 다음과 같이 구할 수 있다.

$$J^+ \times 5.114 \times 10^{-5} = \varphi_1 \omega_1 + \varphi_2 \omega_2 = 2\varphi\omega$$

$$\varphi = J^+ \times \frac{1}{2} \times \frac{5.114 \times 10^{-5}}{0.0001976} = 0.129 \times J^+$$

여기서, J^+ = 칼란드리아 내벽에서의 상단 방향 선속 (Current)

5.114×10^{-5} = 도관에 의한 기하학적 감쇄인자

$\varphi (= \varphi_1 = \varphi_2)$ = 도관 출구에서의 각선속 (Angular Flux)

$\omega (= \omega_1 = \omega_2)$ = 가장 전방인 방향과 관련된 Gaussian Quadrature Weight.

표 A-3 에는 월성 2, 3, 4 원자로의 상단차폐해석시 사용된 ANISN 계산의 결과 J^+ 와 위의 식을 이용한 본 계산의 DOT 고정표면선원 φ 가 나타나 있다.

A.3. 결과

2 차원 각 분할 수송 코드인 DOT 를 이용하여 R/M Deck 에 있는 조절장치 구동기계 주변에서 중성자와 광자의 선속과 선량을 계산했다. 조절장치 차폐구조물에 대한 수송계산시 감속재의 준위 (Level) 는 칼란드리아 내벽의 준위로 가정했다. 하지만 정상운전시 감속재의 준위는 칼란드리아 내벽에서 대략 18 cm 위에 위치한다. 이와같은 추가적인 감속재 두께가 방사선 수송에 미치는 영향을 고려하기 위하여 DOT 계산의 결과에 참고문서 12 에 있는 중수에 의한 감쇄인자 (중성자 0.29, 광자 0.15) 를 곱하여 나타냈다. 중성자와 광자의 선속과 선량을 분포는 표 A-4 와 A-5 그리고 그림 A-4 와 A-5 에 나타냈다.

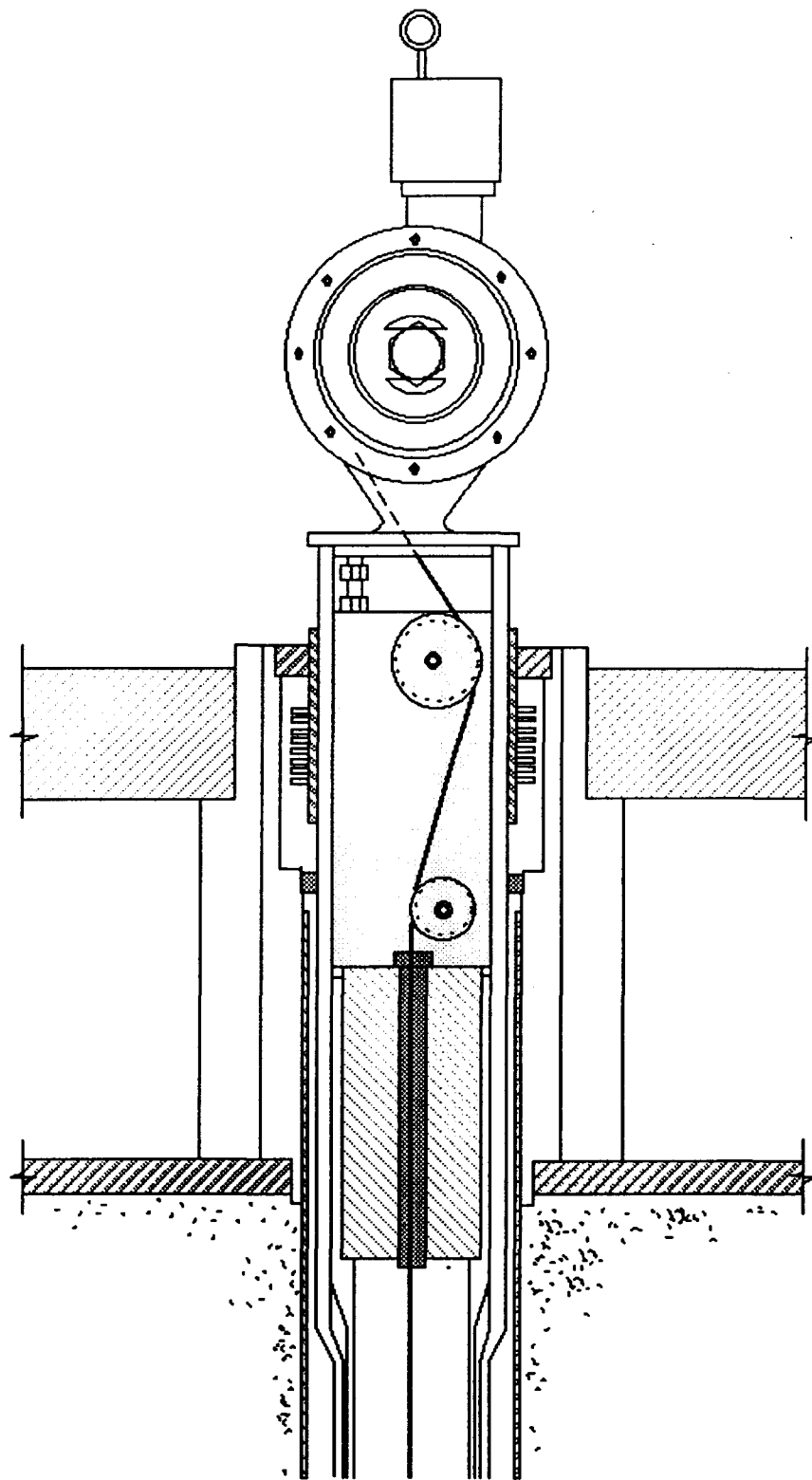


Figure A-1. Adjuster Unit Penetration Shielding Arrangement

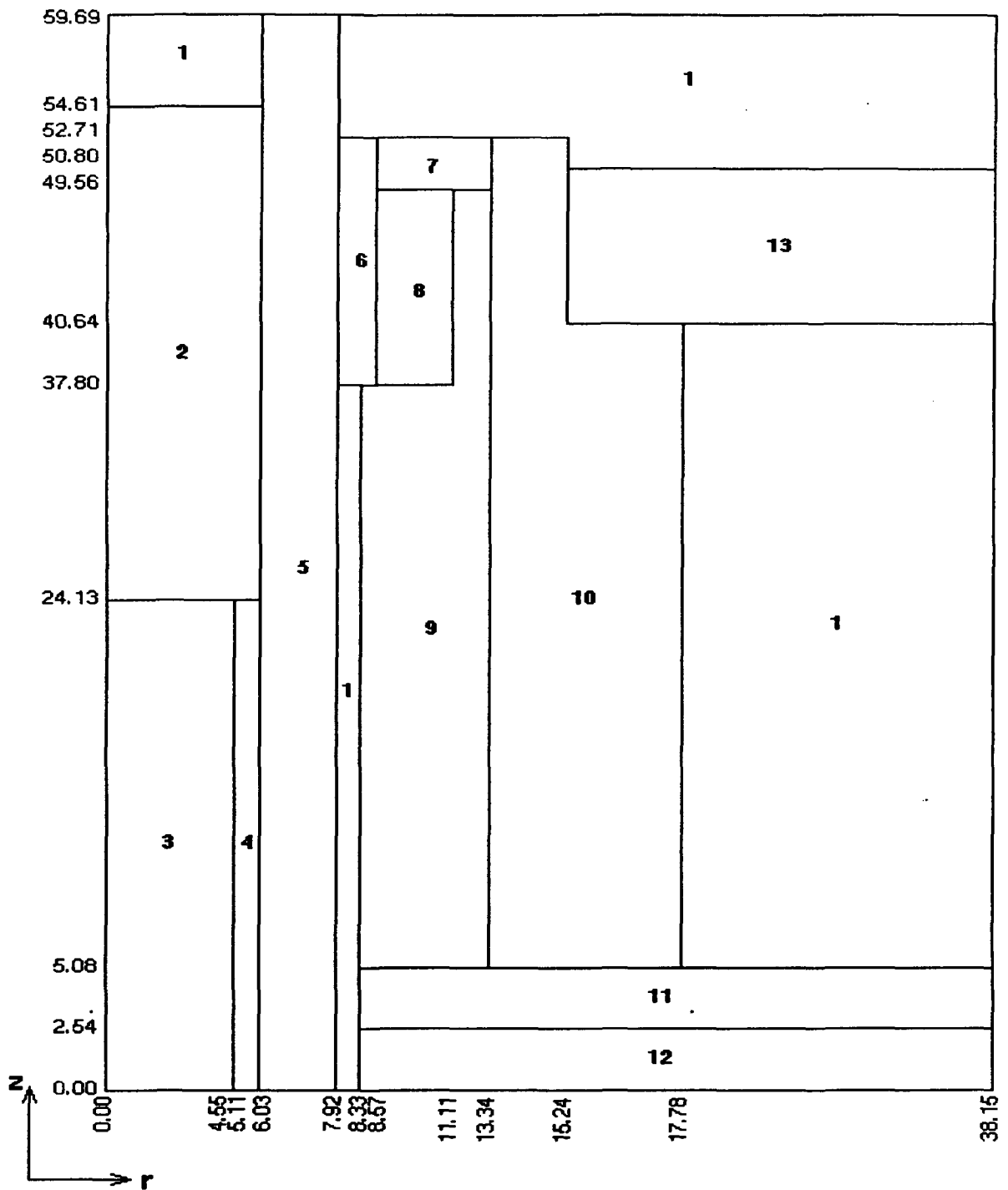
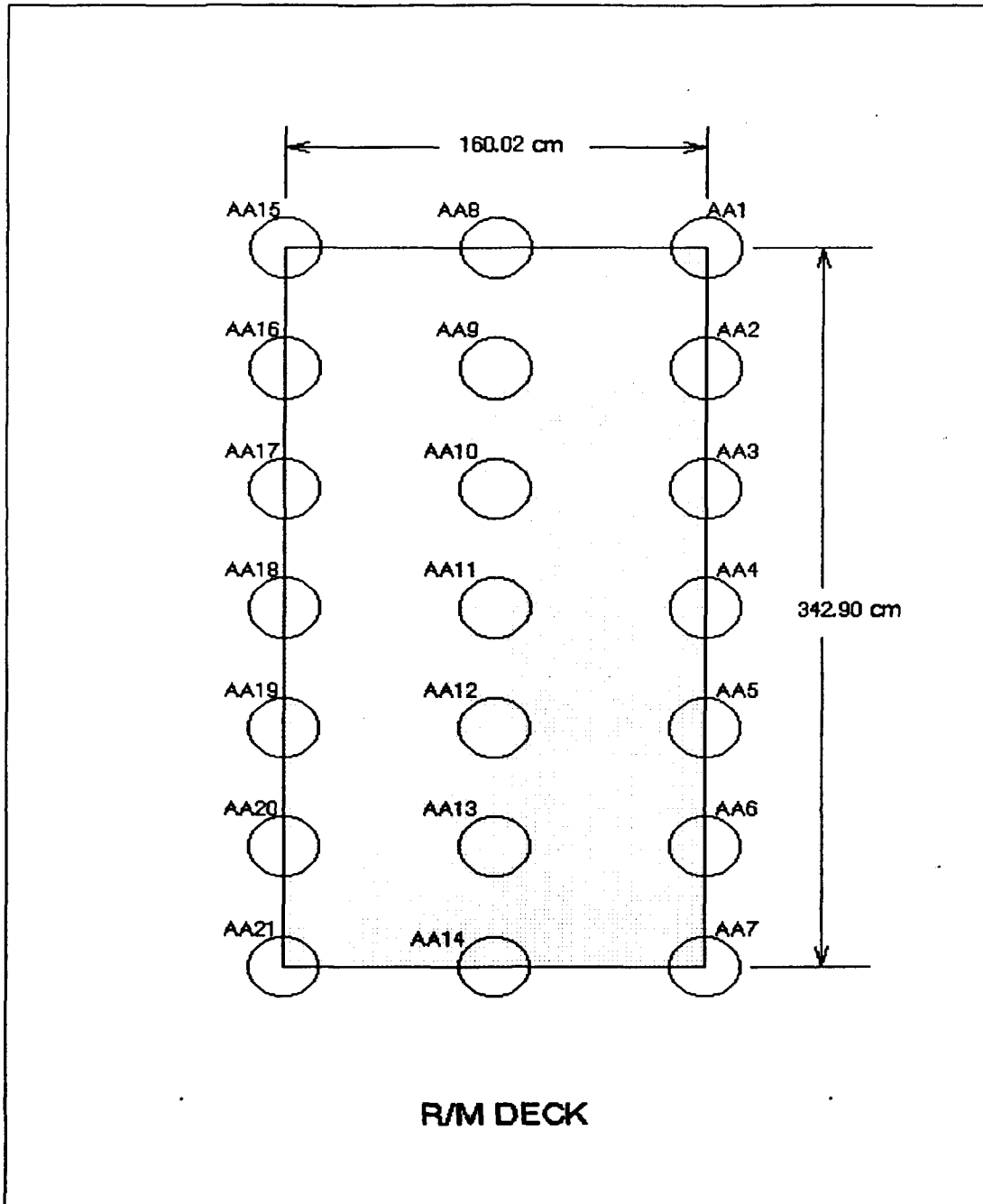


Figure A-2. DOT Model of Adjuster Unit Penetration Shielding Arrangement



note : AA Adjuster

Figure A-3. The Locations of Adjuster Unit Holes in the R/M Deck

Table A-1. Element Atomic Number Densities for the Materials Used in GIP Calculation

#	Material	Element	Atomic Number Density*
1	Air**	O	4.536E-5
2	304lss	C	1.387E-4
		Si	1.271E-3
		Cr	1.734E-2
		Mn	1.732E-3
		Fe	5.812E-2
		Ni	8.107E-3
3	10% 304lss	C	1.387E-5
		Si	1.271E-4
		Cr	1.734E-3
		Mn	1.732E-4
		Fe	5.812E-3
		Ni	8.107E-4
4	Carbon Steel	C	1.299E-3
		Si	4.209E-4
		Mn	8.350E-4
		Fe	8.336E-2
5	Ordinary Concrete	H	9.583E-3
		C	1.148E-2
		O	4.533E-2
		Mg	6.018E-3
		Al	1.534E-4
		Si	1.783E-3
		Ca	7.498E-3
		Fe	1.112E-4

* See Reference 12

** Treated as oxygen.

Table A-2. Region Identification and Region Materials Used in DOT Model

Region Number	Region	Material
1	Air Space	air
2	Upper Shield Plug	3041ss
3	Lower Shield Plug	3041ss
4	Guide Tube Extension	3041ss
5	Thimble	3041ss
6	Bellows Sleeve	3041ss
7	Bellows Sleeve/Collar	carbon steel
8	Bellows Sleeve/Insert	10% 3041ss
9	R/M Deck Insert	carbon steel
10	Collar	3041ss
11	Upper Deck Plate	3041ss
12	Concrete	ordinary concrete
13	Tread Plate	3041ss

Table A-3. Streaming Currents at the Foot and Top of the Duct

Group	E_n (eV)	Neutron and Gamma Current J' at Calandria Inner Surface [Particles/cm ² · s]	DOT4.2 Fixed Boundary Source ϕ at the Bottom of Lower Shield Plug [Particles/cm ² · s]	Group Structure
1	1.49E+07	5.381E+05	6.97E+04	Fast
2	1.22E+07	6.939E+05	8.99E+04	
3	1.11E+07	4.577E+07	5.93E+06	
4	6.07E+06	7.920E+07	1.03E+07	
5	3.68E+06	6.788E+07	8.80E+06	
6	2.23E+06	3.276E+07	4.25E+06	
7	1.35E+06	1.804E+07	2.34E+06	
8	8.21E+05	1.985E+07	2.57E+06	Intermediate
9	4.98E+05	1.619E+07	2.10E+06	
10	3.02E+05	2.106E+07	2.73E+06	
11	1.83E+05	5.274E+07	6.84E+06	
12	6.74E+04	3.043E+07	3.94E+06	
13	4.09E+04	3.300E+07	4.28E+06	
14	2.48E+04	3.489E+07	4.52E+06	
15	1.50E+04	7.754E+07	1.00E+07	
16	5.53E+03	8.984E+07	1.16E+07	
17	2.03E+03	1.039E+08	1.35E+07	
18	7.49E+02	1.209E+08	1.57E+07	
19	2.75E+02	1.418E+08	1.84E+07	
20	1.01E+02	1.206E+08	1.56E+07	
21	4.79E+01	1.362E+08	1.76E+07	
22	2.26E+01	1.524E+08	1.98E+07	
23	1.07E+01	2.380E+08	3.08E+07	
24	3.93E+00	2.785E+08	3.61E+07	
25	1.45E+00	2.371E+08	3.07E+07	
26	6.83E-01	1.724E+08	2.23E+07	
27	4.14E-01	4.724E+12	6.12E+11	Thermal
28	1.40E+07	6.580E+04	8.53E+03	Gamma
29	1.00E+07	1.600E+10	2.07E+09	
30	7.00E+06	4.806E+10	6.23E+09	
31	5.00E+06	9.987E+10	1.29E+10	
32	3.00E+06	1.515E+11	1.96E+10	
33	2.00E+06	1.155E+11	1.50E+10	
34	1.50E+06	1.756E+11	2.28E+10	
35	1.00E+06	5.809E+11	7.53E+10	
36	4.00E+05	5.714E+11	7.41E+10	
37	2.00E+05	8.521E+11	1.10E+11	
38	1.00E+05	8.742E+10	1.13E+10	

Table A-4. Neutron and Gamma Flux Distributions near Adjuster Unit Drive Mechanism

Radial Distance from the Center of DOT Model [cm]	Flux at z = 53.66 cm [#/cm ² · s]	
	Neutron	Gamma
8.668	18.96	176.88
10.265	17.91	190.56
11.855	16.58	186.86
13.285	15.43	186.67
14.607	14.97	207.10
16.087	15.84	243.42
17.866	15.97	270.66
19.817	15.64	294.36
21.854	15.30	309.26
23.891	15.04	311.08
25.928	14.84	303.10
28.009	14.67	289.80

Table A-5. Neutron and Gamma Dose Rate Distributions near Adjuster Unit Drive Mechanism

Radial Distance from the Center of DOT Model [cm]	Dose Rate at z = 53.66 cm [μ Sv/hr]		
	Neutron	Gamma	Total
8.668	7.15	3.64	10.80
10.265	6.91	4.35	11.26
11.855	6.51	4.36	10.88
13.285	6.19	4.37	10.56
14.607	6.10	5.00	11.11
16.087	6.38	6.03	12.42
17.866	6.45	7.04	13.48
19.817	6.37	7.96	14.33
21.854	6.28	8.30	14.58
23.891	6.21	7.91	14.11
25.928	6.14	7.12	13.26
28.009	6.08	6.30	12.38

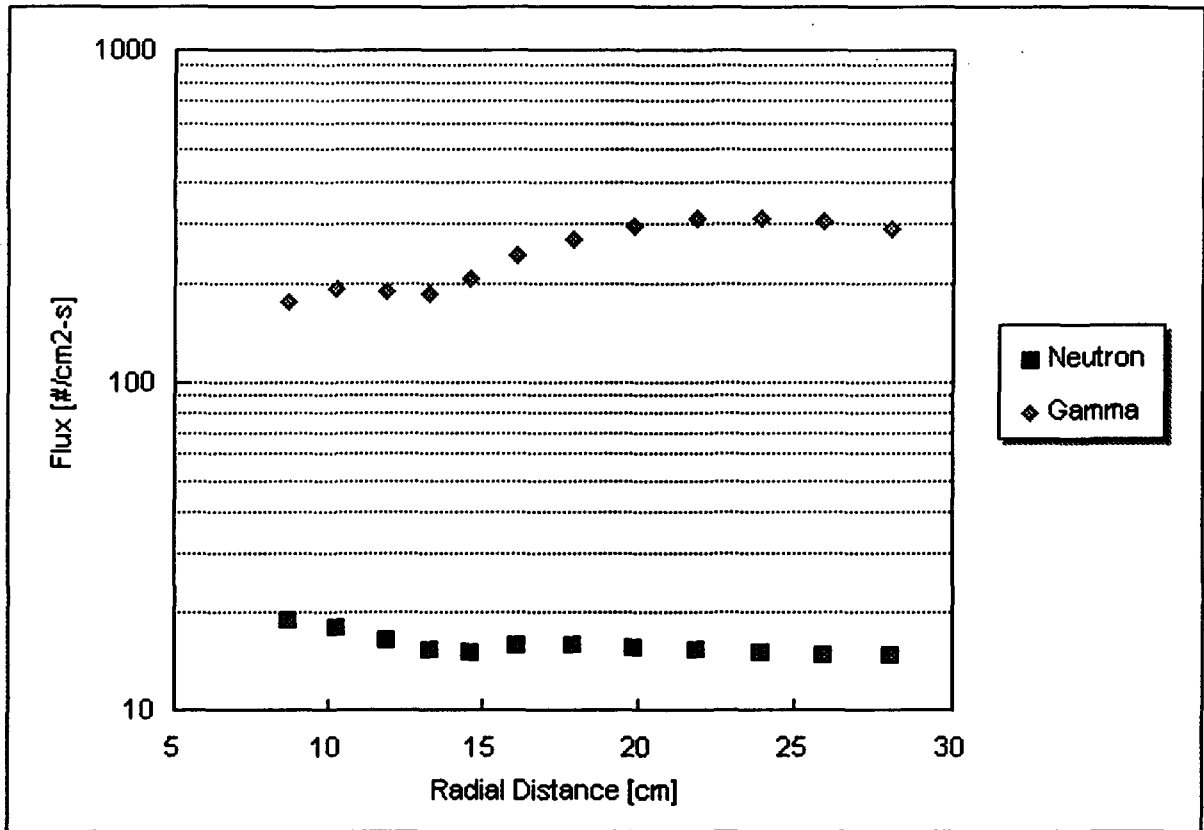


Figure A-4. Neutron and Gamma Flux Distributions near Adjuster Unit Drive Mechanism

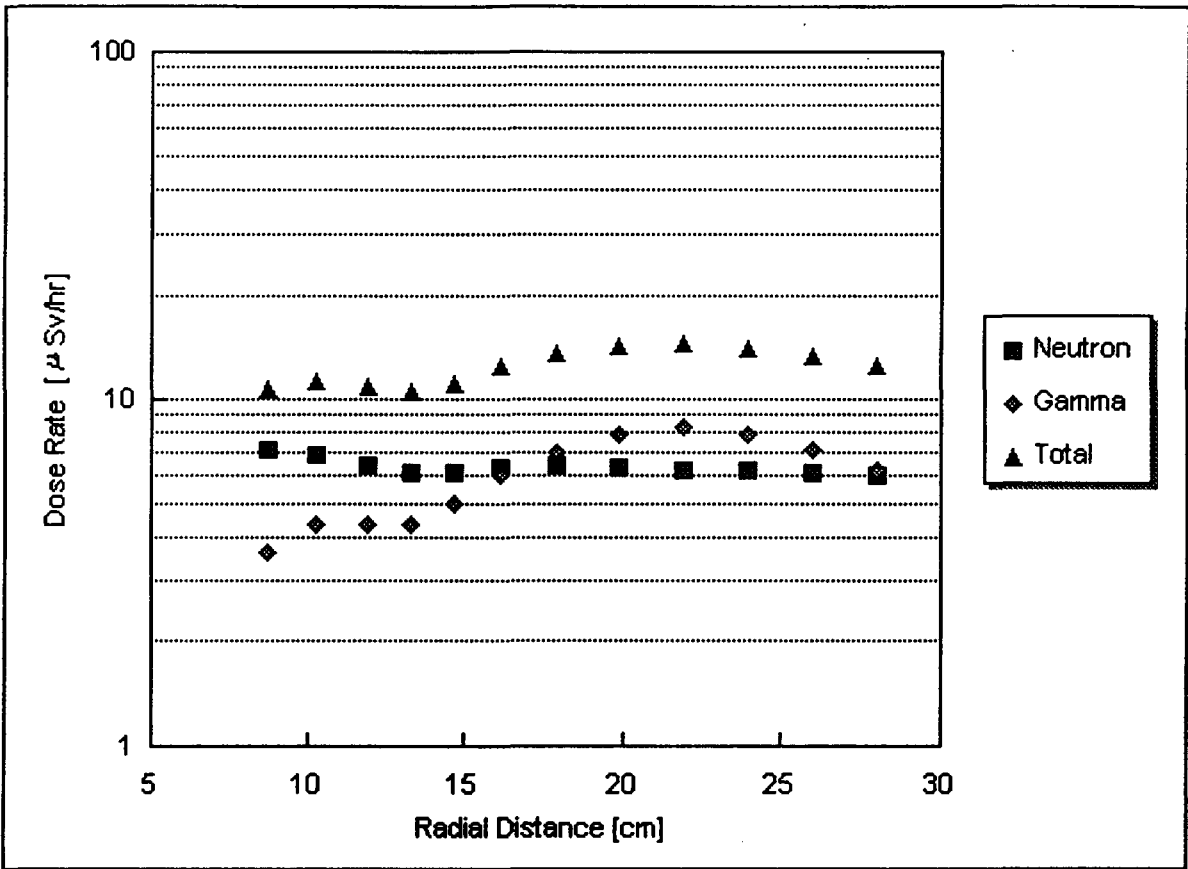


Figure A-5. Neutron and Gamma Dose Rate Distributions near Adjuster Unit Drive Mechanism

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드
KAERI/TR-738/96			
제목/부제	CANDU 6 원자로상단차폐해석기술개선		
연구책임자 및 부서명	김 교윤 (차세대노심설계분야)		
연구자 및 부서명	진 영권 (원자로공학분야) 김 용일 (원자로공학분야) 이 성희 (원자로공학분야) 문 복자 (원자로공학분야)		
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소 발행년 1996. 7
페이지	56p.	도표	있음(V), 없음() 크기 30 cm
참고사항			
비밀여부	공개(V), 대외비(), _ 급비밀	보고서종류	기술보고서
연구위탁기관		계약 번호	
초록 (15-20줄내외)	<p>월성 1 호기의 경우 방사선 차폐해석은 중성자 확산 전산코드와 1 차원 각분할법 전산 코드인 ANISN, 그리고 해석학적 방법 등이 이용되었다. 월성 2, 3, 4 호기와 같이 최근 건설되고 있는 발전소의 경우 중성자 확산 전산코드 대신 2 차원 각분할법 전산코드 DOT 가 방사선 차폐해석에 사용되었다. 다시 말하자면 CANDU 6 형 원자로의 방사선 차폐해석에 이용되는 방법 과 그 사용 전산코드가 개선되고 있는 상황이다.</p> <p>최근에는 대상 구조물을 3 차원으로 정확하게 묘사하고, 연속에너지 핵단면적을 이용할 수 있어서 방사선 물리분야나 다른 방사선 관련분야에서 몬테 칼로 전산코드 MCNP 가 널리 사용되고 있다. 근래에 몬테 칼로 방법이 방사선 차폐분야에서 각분할법과 경쟁관계에 있고 아주 복잡한 기하구조를 갖는 문제의 경우 각분할법보다 월등하다고 보고된다. 그렇지만 아직까지 CANDU 6 형 원자로의 방사선 차폐해석에는 도입되지 않고 있다.</p> <p>반응도제어기구 설치대 (Reactivity Mechanism Deck, R/M Deck) 에 설치되어 있는 수많은 반응도제어기구가 R/M Deck 에서 연장유도관 (Guide Tube Extensions) 들에 의해 노심까지 연결되어 있기 때문에 노심으로부터 도관을 통하여 R/M Deck 으로 중성자와 광자 방사선의 흐름이 예상된다. 이 설치대는 필요시 작업자가 출입할 수 있는 출입가능구역이므로 보다 정확한 방사선 흐름현상의 평가가 요구되고 있다. 따라서 본 연구에서는 MCNP 를 이용하여 CANDU 6 원자로의 상단차폐계통에 있는 반응도제어기구 설치대에서의 선량율을 평가하였다.</p>		
주제명키워드 (10단어내외)	CANDU 6, 몬테 칼로법, MCNP, 방사선흐름, 반응도제어기구		

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.		INIS Subject Code	
KAERI/TR-738/96							
Title/ Subtitle		Improvement of Top Shield Analysis Technology for CANDU 6 Reactor					
Project Manager and Department		KIM, KYO-YOUN (KNGR Core Design Dept.)					
Researcher and Department		JIN, YUNG-KWON (Reactor Engineering dept.) LEE, SEONG-HEE (Reactor Engineering dept.) MOON, BOK-JA (Reactor Engineering dept.) KIM, YONG-IL (Reactor Engineering dept.)					
Publication Place	Taejeon	Publisher	KAERI	Publication Date	1996.7		
Page	56p.	Fig. & Tab.	Yes(V), No ()	Size	30 cm		
Note							
Classified	Open(V), Restricted(), ___ Class		Report Type	Technical Report			
Sponsoring Org.				Contract No.			
Abstract (15-20 Lines)		<p>As for Wolsong NPP unit 1, radiation shielding analysis was performed by using neutron diffusion codes, one-dimensional discrete ordinates code ANISN, and analytical methods. But for Wolsong NPP unit 2, 3, and 4, two-dimensional discrete ordinates code DOT substituted for neutron diffusion codes. In other words, the method of analysis and computer codes used for radiation shielding of CANDU 6 type reactor have been improved.</p> <p>Recently Monte Carlo MCNP code has been widely utilized in the field of radiation physics and other radiation related areas because it can describe an object sophisticatedly by use of three-dimensional modelling and can adopt continuous energy cross-section library. Nowadays Monte Carlo method has been reported to be competitive to discrete ordinate method in the field of radiation shielding and the former has been known to be superior to the latter for complex geometry problem. However, Monte Carlo method had not been used for radiation streaming calculation in the shielding design of CANDU type reactor.</p> <p>Neutron and gamma radiations are expected to be streamed from calandria through the penetrations to reactivity mechanism deck (R/M deck) because many reactivity control units which are established on R/M deck extend from R/M deck to calandria within penetrations, which are provided by guide tube extensions. More precise estimation of radiation streaming is required because R/M deck is classified as an accessible area where atomic worker can access when necessary. Therefore neutron and gamma dose rates were estimated using MCNP code on the R/M deck in the top shield system of CANDU 6 reactor.</p>					
Subject Keywords (About 10 words)		CANDU 6, Monte carlo Method, MCNP, Radiation Streaming, R/M Deck					