

'98 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

영광 원자력발전소 원자로 건물내 중성자 스펙트럼 측정

손중권, 신상운, 조찬희
한국전력공사 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

출력 운전중 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼의 분포를 살펴보기 위해 중성자 스펙트럼 측정을 수행하였다. 영광4호기 원자로 건물내 100ft 상에서 4곳, 122ft 상에서 4곳, 144 ft 상에서 8곳을 Bonner Multisphere Spectrometer(BMS) 시스템을 이용하여 중성자 스펙트럼을 측정하였다. BMS는 Cf-252 선원으로 교정하였으며 측정된 데이터는 BUNKI 코드를 이용하여 unfolding 하여 에너지 스펙트럼을 얻었다. 분석 결과 100 ft의 경우 평균 중성자 에너지는 0.100 ~ 1.954 MeV, Fluence는 $4.913 \times 10^2 \sim 1.478 \times 10^4$ n/cm², 선량율은 0.56 ~ 289.37 mrem/hr의 분포를, 122 ft의 경우 평균 중성자 에너지는 0.122 ~ 0.320 MeV, Fluence는 $4.586 \times 10^0 \sim 7.743 \times 10^3$ n/cm², 선량율은 0.05 ~ 201.46 mrem/hr의 분포를, 144 ft의 경우 평균 중성자 에너지는 0.062 ~ 0.578 MeV, Fluence는 $7.922 \times 10^0 \sim 1.703 \times 10^3$ n/cm², 선량율은 0.10 ~ 45.58 mrem/hr의 분포를 보였다.

1. 서론

원자력발전소 출력운전 중에 기기점검이나 보수 등의 목적으로 원자로 건물내를 출입하는 방사선 작업자의 보호를 위해 중성자에 의한 피폭선량을 정확하게 평가하여야 하는데, 중성자 피폭선량을 정확하게 평가하기 위해서는 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼을 출력별, 위치별로 평가하고 있어야 한다. 그러나 우리 나라에서는 아직까지 원자력발전소내 중성자 에너지 스펙트럼을 전혀 측정하지 않고 있다. 비록 국내 원자력발전소에서 열형광선량계(TLD)와 Pocket Dosimeter, Remball 등을 사용하여 작업자의 중성자 피폭선량을 평가하고, 이를 토대로 작업계획을 수립하고는 있으나, 각 기기의 측정치간의 편차가 심해 현장 방사선 작업 관리에 여러 가지 어려움을 겪고 있는 실정이다. 또한 1990년 개정된 ICRP 60에서는 중성자에 의한 피폭선량을 중성자 에너지 구간별로 평가하도록 권고하고 있다.[1] 즉, 중성자 에너지 구간을 세분화 시켜 각 구간별로 방사선 가중치를 새로 도입하여 중성자에 의한 피폭선량을 보다 엄격하게 평가하도록 평가방법을 강화하였으며, 국내 규제기관에서도 곧 ICRP 권고를 시행할 예정으로 있다. 따라서 ICRP 60의 권고기준을 만족시킬 수 있도록 중성자 선량평가 방법을 개선하고 원자로 건물내를 출입하는 방사선 작업자의 안전을 보장하기 위해 중성자에 의한 피폭선량을 정확하게 계산하여야 하며, 이를 위해서는 원자로 건물내 중성자 에너지 스펙트럼을 정확히 예측하는 것이 필수적이다.

1980년대 초반 미국 NRC는 PWR과 BWR형 상용 원자력 발전소 6곳을 선정하여 원자로 건물내에서의 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하였으며, 캐나다는 1990년대에 들어 CANDU 형 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하는 등 세계 각국에서 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하여 선량 평가에 활용하고 있다. 그러나 아직까지 우리 나라에서는 원자력 발전소 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼을 한 번도 측정해보지 않은 상황이다. 따라서 정확한 중성자 피폭 선량평가를 위해 PWR 형인 영광원자력발전소 제4호기의 원자로 건물내 16 곳에서 중성자 스펙트럼을 측정하였다

2. Bonner Multisphere Spectrometer 시스템(BMS)과 스펙트럼 unfolding

BMS는 높은 중성자 검출효율, 광범위한 측정영역(열중성자 ~ 수백 MeV), 등방성과 쉬운 작동법 등의 이유로 널리 사용되며 보건물리와 차폐 연구의 목적에 이용된다. BMS는 스펙트럼 분해능이 좋지는 않지만 일반적으로 선량당량 결정에 충분히 사용될 수 있다. 측정 데이터로부터 컴퓨터 코드를 이용해 중성자 스펙트럼을 unfolding 해야하는 데이터 처리의 복잡성이 BMS의 단점이

다. 상기 특징과 훌륭한 감마 식별력은 중성자 스펙트럼 측정에 매우 유용하며 본 연구에는 한국원자력연구소의 BMS가 이용되었다.[2]

한국원자력연구소의 BMS는 7개의 검출기로 구성되며 1번은 감속구를 사용하지 않는다. 검출기 2번에서 7번까지의 폴리에틸렌 감속구의 반경은 각각 2", 3", 5", 8", 10", 12"이며 그 밀도는 0.95 g/cm³이다. 열중성자 검출기로는 ⁶Li(Eu) 섬광체를 사용하며, 열중성자의 존재 유무를 측정하기 위하여 검출기에 Cd 덮개를 씌워 측정하는 경우도 있다. 이 경우 검출기의 열중성자에 대한 반응도를 줄일 수 있기 때문에 상대적으로 양호한 에너지 분해능을 얻을 수 있다. 감속구가 작을수록 저에너지 중성자에 잘 반응하며, 감속구가 클수록 고에너지 중성자를 효과적으로 감속하기 때문에 고에너지 중성자에 잘 반응한다. 각각의 검출기가 서로 다른 에너지에 대해 반응하기 때문에 각 검출기의 측정 데이터를 모아 unfolding 하면 완전한 중성자 에너지 스펙트럼을 구할 수 있다.

4 × 4 mm ⁶Li(Eu)로 구성된 BMS의 반응함수 값으로 HASL-267[3]의 것을 사용하였다. 감속구 크기가(반경 8" 이상) 증가하면서 고에너지 중성자에 대한 반응 peak가 나타나고 있으며 반경 10"의 감속구가 갖는 반응도는 ICRP 21에서의 선량환산인자와 유사하여 중성자 선량내에서 신속하게 선량당량을 측정할 때 사용한다. 각 감속구의 중성자 에너지에 대한 반응값의 변화가 완만하기 때문에 이를 이용하여 unfolding한 에너지 스펙트럼의 분해능이 나쁘다는 것을 알 수 있으며 특히 20 eV ~ 300 keV 영역에 peak가 존재하지 않기 때문에 이 범위에서 자세한 에너지 정보를 알 수 없다는 것이 BMS의 단점이다.

BMS의 각 검출기와 실제의 에너지 스펙트럼과의 관계를 식으로 표현하면

$$M_i = \int_{E_{min}}^{E_{max}} R_i(E) \phi(E) dE \quad (1)$$

- M_i : 검출기(BMS)의 측정값(counts)
- $R_i(E)$: 에너지 E를 갖는 중성자에 대한 검출기 i의 반응값(counts · cm²/neutron)
- $\phi(E)$: 중성자선속(neutron/cm²)

이다.

$\phi(E)$ 를 구하기 위하여 연속함수인 $\phi(E)$ 와 $R_i(E)$ 는 불연속 분할값인 ϕ_g 와 $R_{i,g}$ 로 근사화될 수 있다고 가정한다. 즉 검출기 반응값이 n개의 분할된 에너지 그룹으로 되어 있다면 위 식은

$$M_i = \sum_{g=1}^n R_{i,g} \phi_g \Delta E_g \quad (2)$$

- $R_{i,g}$: i 검출기의 에너지 그룹 g에 대한 반응값
- ϕ_g : 에너지 그룹 g의 에너지 스펙트럼
- ΔE_g : 에너지 그룹 g의 폭

이 된다.

따라서 7개의 선형방정식을 7개의 검출기에 의해 얻어진 측정값(M_i)과 반응함수($R_{i,g}$)를 이용하여 풀 수 있다. 이 때 분할된 에너지 그룹이 많으면 많을수록 unfolding된 스펙트럼의 에너지 분해능을 높일 수 있다. BMS 측정 결과로부터 unfolding을 수행하기 위하여 여러 가지 전산프로그램이 만들어졌다. 대부분 iterative 기법에 의한 matrix 변환법을 사용하거나 몬테칼로 모의기법을 사용하여 unfolding을 수행한다[3]. 본 연구에서는 BMS 측정값을 unfolding 하기 위하여 미국 NRL(Naval Research Laboratory)에서 개발한 BUNKI 프로그램을 사용하였다[4].

3. 중성자 스펙트럼 측정

원자력발전소에서 작업자가 받는 중성자 피폭의 주요 원인은 핵분열에 의해 생성되어 원자로 차폐체를 뚫고 나오는 중성자이다. 발생 선원에 관계없이 원자력 발전소에 존재하는 모든 중성자는 콘크리트, 물, 철강 등의 차폐체를 통과하거나 산란된 중성자이며 따라서 차폐체의 구조와 양은 한 위치에서 유일하기 때문에 여러 위치에서의 중성자 에너지 스펙트럼 측정이 필요하다.

영광 출력 운전중 작업자의 중성자 피폭이 우려되는 곳을 현장 실무자와의 협의를 통해 결정하여 정상운전 상태에서 가압 경수로형 발전소인 영광원자력발전소 제4호기의 원자로 건물내 16곳에서 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하였다. 과피폭이 우려되어 100 ft 4곳, 122 ft 4곳만 측정하였으며 144 ft 8곳을 측정하였다. 100 ft와 122 ft의 경우 측정 위치는 적지만 원자로 건물의 대칭성 때문에 다른 위치에서의 중성자 에너지 스펙트럼도 예측할 수 있다.

각 위치에서 감속구를 매번 교체하면서 7회씩 측정하였고, 선량율에 따른 시스템의 불감시간을 고려하여 위치별로 측정 시간을 다르게 설정하였다. 정상운전 중인 원자로 건물내에서의 측정이며

로 모든 장비는 비닐로 오염방지 포장을 하였고, BMS를 설치한 후 측정자는 저선량 구역으로 이동하여 작업을 수행하였다.

4. 중성자 에너지 스펙트럼

(1) 100 ft에서의 중성자 에너지 스펙트럼

가동중인 원자로 건물내 100 ft에서 측정된 4개 지역을 그림 1에 나타내었으며 Total Fluence, 평균에너지, 선량율, 선질계수를 표 1에 요약하였다. 표 1에서 볼 수 있는 바와 같이 bioshield 안에서는 약 290 mrem/hr의 높은 선량율을 보였고 bioshield 밖은 약 0.5 ~ 6 mrem/hr의 선량율을 보였다. 이는 원자로에서 발생하는 중성자가 bioshield 내에서 차폐되지 않고 산란되다가 bioshield를 지나며 차폐되어 감속되었기 때문이다.

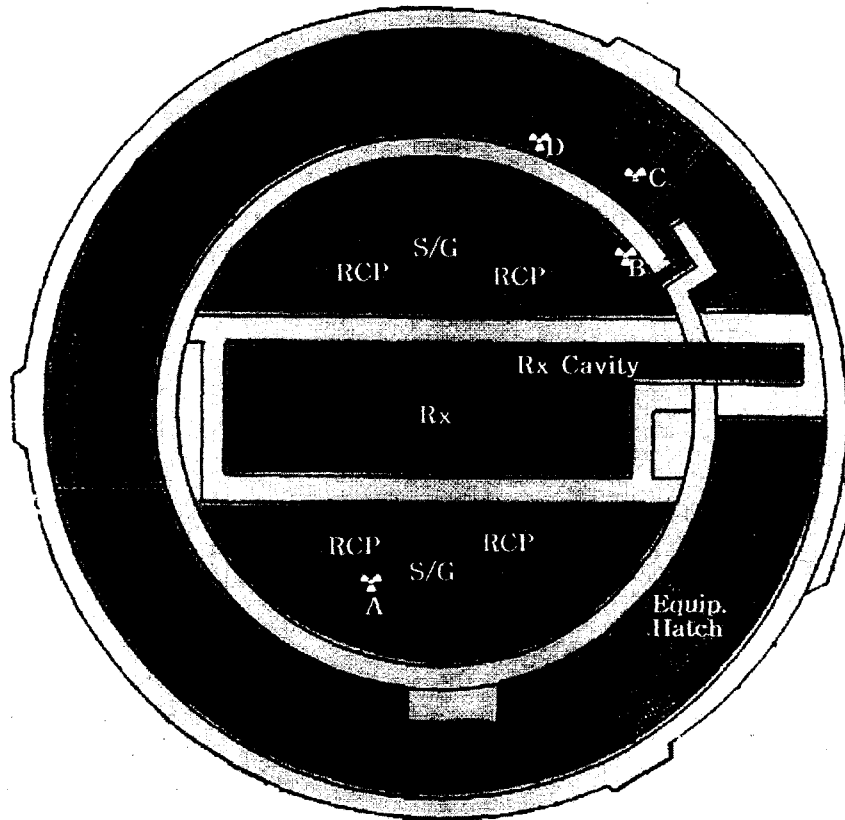


그림 1. 100 ft에서의 측정 위치

표 1. 각 측정 위치에서의 Fluence, 평균에너지, 선량율, 선질계수

측정위치	Total Fluence (n/cm ²)	Average Energy (MeV)	Dose Rate (mrem/hr)	Quality Factor
100-A	1.478 × 10 ⁴	0.182	288.40	5.81
100-B	1.180 × 10 ⁴	0.194	289.37	6.60
100-C	4.913 × 10 ⁴	0.100	0.56	4.20
100-D	1.048 × 10 ⁴	1.954	5.70	4.58

(2) 122 ft에서의 중성자 에너지 스펙트럼

가동중인 원자로 건물내 122 ft에서 측정된 4개 지역을 그림 2에 나타내었으며 Total Fluence, 평균에너지, 선량율, 선질계수를 표 2에 요약하였다. 표 2에서 볼 수 있는 바와 같이 Bioshield 안에서는 약 200 ~100 mrem/hr의 높은 선량율을 보였고 bioshield 밖은 약 0.05 ~ 1 mrem/hr의 선량율을 보였다. 이 또한 원자로에서 발생하는 중성자가 bioshield 내에서 차폐되지 않고 산란되다가 bioshield를 지나며 차폐되어 감속되었기 때문이다. 특히 Steam Generator 바로 뒤인 B에서 높은 선량율을 보였는데 1차측 냉각재의 영향을 받았기 때문이라 생각된다. 그림 1과 2에서 볼 수 있듯이 bioshield 안은 S/G RCP 등이 있는 고선량 지역으로 대칭성을 보이고 있기 때문에 중성자 에너지 스펙트럼 분포를 알 수 있다. bioshield 밖의 통로 부분중 bioshield 근처는 유출된 중성자로 인하여 중성자 스펙트럼을 구할 수 있었지만 외벽 쪽에는 중성자가 거의 검출되지 않았다.

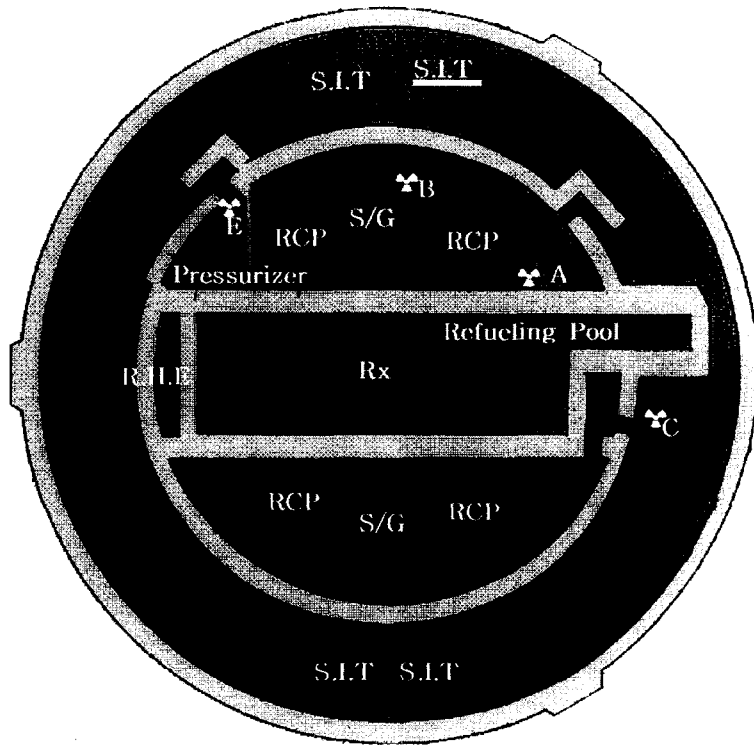


그림 2. 122 ft에서의 측정 위치

표 2. 각 측정 위치에서의 Fluence, 평균에너지, 선량율, 선질계수

측정위치	Total Fluence (n/cm ²)	Average Energy (MeV)	Dose Rate (mrem/hr)	Quality Factor
122-A	5.518×10 ⁹	0.122	94.86	5.55
122-B	7.743×10 ⁹	0.283	201.46	6.63
122-D	4.586×10 ¹⁰	0.130	0.05	4.08
122-E	3.601×10 ⁴	0.320	1.05	7.04

(3) 144 ft에서의 중성자 에너지 스펙트럼

가동중인 원자로 건물내 144 ft에서 측정된 8개 지역을 그림 3에 나타내었으며 Total Fluence, 평균에너지, 선량율, 선질계수를 표 3에 요약하였다. 표 3에서 볼 수 있는 바와 같이 선량율은 45 ~ 0.1 mrem/hr의 분포를 보인다. 144ft는 bioshield가 없는 개방된 지역이고 특별한 차폐체가 없으므로 원자로 상부에서 유출된 중성자는 refueling pool을 통해 streaming되어 144ft 전체 지역으로 산란된다. 따라서 refueling pool 주변은 높은 선량율을 보여주고 있으며 외벽 쪽으로 갈수록 선량율은 낮아진다. 비록 중성자가 streaming 되어 refueling pool을 나오면서 감속되어 refueling pool 주변은 bioshield 안보다 선량율이 낮지만 특별한 차폐체가 없어서 외벽 쪽에서도 중성자가 검출되었다.

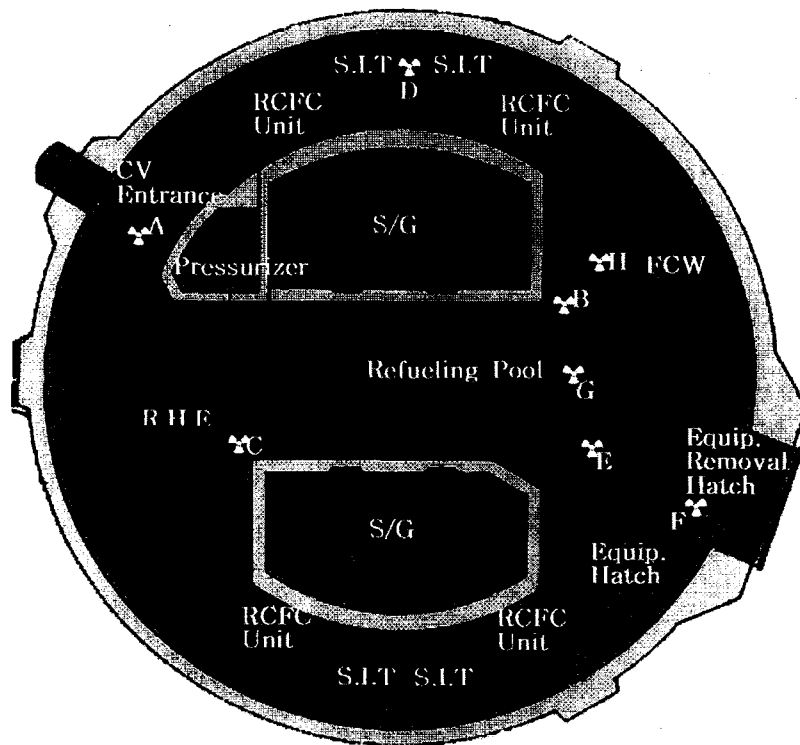


그림 3. 144 ft에서의 측정 위치

표 3. 각 측정 위치에서의 Fluence, 평균에너지, 선량율, 선질계수

측정위치	Total Fluence (n/cm ²)	Average Energy (MeV)	Dose Rate (mrem/hr)	Quality Factor
144-A	6.026×10^4	0.062	0.67	4.21
144-B	1.073×10^3	0.107	30.62	5.79
144-C	5.900×10^2	0.203	16.87	7.19
144-D	7.922×10^0	0.123	0.10	4.61
144-E	7.650×10^2	0.182	20.31	6.99
144-F	2.712×10^2	0.178	6.22	6.32
144-G	1.060×10^5	0.462	45.58	8.19
144-H	1.827×10^2	0.578	3.00	4.59

7. 결론 및 향후 연구

BMS를 이용하여 PWR형 원전인 영광원전 4호기의 주요 중성자 피폭 예상지역의 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하였으며 출력 운전중 원자로 건물내의 중성자 에너지 스펙트럼의 분포를 살펴 보기 위해 중성자 스펙트럼 Mapping을 수행하였다. 영광4호기 원자로 건물내 100 ft 상에서 4곳, 122 ft 상에서 4곳, 144 ft 상에서 8곳을 Bonner Multi-sphere Spectrometry(BMS) 시스템을 이용하여 중성자 스펙트럼을 측정하였다. BMS는 Cf-252 선원으로 교정하였으며 측정된 데이터는 BUNKI 코드를 이용하여 unfolding 하여 에너지 스펙트럼을 얻었다. 분석 결과 100 ft의 경우 평균 중성자 에너지는 0.100 ~ 1.954 MeV, Fluence는 $4.913 \times 10^2 \sim 1.478 \times 10^4$ n/cm², 선량율은 0.56 ~ 289.37 mrem/hr의 분포를, 122 ft의 경우 평균 중성자 에너지는 0.122 ~ 0.320 MeV, Fluence는 $4.586 \times 10^0 \sim 7.743 \times 10^3$ n/cm², 선량율은 0.05 ~ 201.46 mrem/hr의 분포를, 144 ft의 경우 평균 중성자 에너지는 0.062 ~ 0.578 MeV, Fluence는 $7.922 \times 10^0 \sim 1.703 \times 10^3$ n/cm², 선량율은 0.10 ~ 45.58 mrem/hr의 분포를 보였다.

모든 지역의 평균에너지가 100 keV에서 2 MeV 사이에 들어가므로, ICRP 60을 적용하면 방사선 가중치가 두 배로 증가하게 되며, 이는 ICRP 60 신권고의 방사선 가중치를 적용할 때 중성자 선량이 증가할 수 있다는 것을 보여준다. ICRP 60 신권고가 1998년부터 원자력 관계 법령에 적용될 것으로 예상되므로, 하향 조정된 선량제한치와 상향 조정된 중성자 방사선 가중치를 반영한 선량평가를 하게되면 원전의 방사선 관리에 어려움이 예상된다.

중성자의 경우 열중성자에서 핵융합반응에서 생성되는 중성자 에너지에 이르기까지 광범위한 에너지 영역에 걸쳐 분포하기 때문에 만족스럽게 반응하는 검출기가 존재하지 않을 뿐만 아니라 에너지에 따라 큰 폭으로 변화하는 선량환산인자로 인하여 정확한 선량의 측정 및 평가를 위한 에너지 스펙트럼의 측정은 필수적이다. 따라서 정확한 중성자 에너지 스펙트럼을 측정하여 구한 선량 환산인자를 선량평가에 적용해야한다. 차후 측정 스펙트럼을 분석한 후 선량 및 선량환산인자를 계산하여 방사선 안전관리에 적용하여야 한다.

참 고 문 헌

1. ICRP, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication 60(1990)
2. 장시영 외, "방사선 방어 및 측정기술 개발", 과학기술처, KAERI/RR-1512/94(1994)
3. R.S. Sanna, "Thirty One Group Response Matrices for the Multisphere Neutron Spectrometer Over the Energy Ranges from thermal to 400 MeV", Health and Safety Lab, U.S. Atomic Energy Commission, NY, HASL-267(1973)
4. K.A. Lowry and T.L. Johnson, "Modification Recursion Unfolding Algorithms and Computer Codes to find more Appropriate Neutron Spectra", NRL MR-5340(1984)