

노외 감시자를 이용한 압력용기 중성자 조사량 결정

유춘성*, 박종호

한국원자력연구원*, 충남대학교

2007년 10월 8일 접수 / 2007년 11월 6일 채택

본 논문의 목적은 노외 중성자 선량 감시자를 이용하여 원자로 압력용기 중성자 조사취화의 핵심 요인이 되는 고속중성자 ($1 \geq \text{MeV}$) 조사량 평가 방법을 제시하고 적용성을 검증하는 것이다. 다양한 중성자 반응에너지를 갖는 다수의 선량감시자를 원자로 외벽 보온 단열재와 1차 생물학적 차폐체 사이의 공간에 설치하고 한 주기 동안 조사시킨 후 인출하여 생성핵종에 대한 방사선을 측정하여 반응률을 도출하였다. 또한 상업용 코드를 이용한 중성자 수송계산을 통해 감시자 위치에서의 중성자 스펙트럼을 계산하였다. 두 결과로부터 감시자에 대한 반응률을 직접 비교할 수 있었으며 또한 최소자승 조정 절차를 통해 최적의 중성자 스펙트럼도 도출할 수 있었다. 감시자 측정 결과와 해석적으로 계산한 중성자 조사량 사이에는 관련 규정에서 제시한 $\pm 30\%$ 이내의 오차를 보였다.

중심어 : 고속중성자, 조사취화, 선량감시자, 수송코드, DORT

1. 서론

원자로 압력용기는 발전소 운전 중에 원자로 냉각수가 밖으로 누출되지 않도록 고온, 고압을 견뎌야 하는 가장 핵심적인 기기이다. 압력용기 재료는 가동 중 노심에서 발생하는 고속중성자에 조사됨으로써 재료의 기계적인 성질이 변하게 되어 파괴저항성이 떨어진다. 조사과정에서 높은 에너지를 갖는 속중성자와의 충돌에 의해 재료의 구성원자가 이동하게 되는데 이러한 외부의 힘에 의한 격자원자의 이동으로 재료가 갖고 있는 고유의 특성이 변하여 취약화 된다. 일반적으로 저 합금 페라이트계 압력용기 재료는 운동에너지가 1 MeV 이상인 속중성자 조사량이 대략 $1.0 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 이상일 때부터 재료의 성질이 나빠진다고 판단하고 있으며 속중성자 조사에 의한 재료의 물성변화는 강도(strength)와 경도(hardness)의 증가와 연성(ductility) 및 인성(toughness)이 감소하는 취화현상으로 나타나며 그 결과 수명이 단축된다.

원자로 용기 중성자 조사취화는 원전 기기재료의 다양한 노화 메커니즘 중에서도 가장 최우선적인 관리 대상이 되고 있다. 따라서 상업용 원전에서는 감시시험(surveillance test)을 통해 원자로 용기 재료의 가동시간에 따른 조사취화 정도 및 그것이 원자로에 미치는 영향을 주기적으로 평가하도록 규정하고 있다[1].

원자로 용기 재료의 중성자 조사취화 평가는 속중성자의 영향을 가장 심각하게 받는 노심대부위의 각 재료별, 위치 별

중성자 조사량에 대한 정확한 정보가 기준점이 된다. 따라서 관련 규정[2]에서는 원자로 수명기간 동안 압력용기 중성자 조사량을 지속적으로 감시할 수 있는 중성자 선량감시 시스템을 갖추도록 요구하고 있으며, 동 요건에 따라 현재 운전되고 있는 모든 원자로에는 원자로내에 압력용기 재료시험편과 중성자 선량측정 감시자로 구성된 감시용기(surveillance capsule)를 가동 전에 삽입시키고 가동 중 원자로용기 감시시험계획에 따라 압력용기의 수명 말 속중성자 조사량과 관련된 조사손상을 주기적으로 평가하고 있다. 감시용기 내에 삽입한 중성자 선량감시자는 수치해석 코드를 이용하여 해석적으로 구한 중성자 조사 환경을 검증하고 압력용기 취약 위치에 대한 최적의 중성자 조사량을 도출하는데 이용된다.

발전소 가동전에 삽입한 감시용기의 개수는 통상 6개이며 감시용기 위치에서의 중성자 조사량이 압력용기 위치의 최대 조사량보다 약 3-5배 이상 높으므로 원전 가동 후 약 15년 정도면 원자로의 수명말(30년 또는 40년)에 해당하는 조사량까지 조사취화 평가가 가능하며 이때까지 통상 5번의 감시시험을 수행하고 나머지 1개는 인출하여 예비용으로 보관하게 된다. 감시용기가 모두 인출되고 나면 원자로 내부에는 더 이상 중성자 선량을 감시할 수 있는 감시자가 존재하지 않기 때문에 이를 대체할 수 있는 선량감시자가 필요하다.

본 논문에서는 국내 3-Loop 발전소(영광 1호기 제 15주기 및 16주기)를 대상으로 노외 중성자 선량 감시자 시스템을 이용한 원자로 압력용기 중성자 조사량 평가 방법을 제시한다. 압력용기 외벽 보온 단열재(reactor vessel reflective insulation)와 1차 생물학적 차폐체(primary biological shield) 사이의 공간에 다양한 중성자 반응 에너지를 갖는 다수의 중성자 선량감시자를 설치하고 한 주기 동안 중성자 조사 후

책임저자 : 유춘성, csyoo@kaeri.re.kr, 한국원자력연구원
305-353 대전시 유성구 덕진동 150 한국원자력연구원 원자로감시시험팀

인출하여 생성 핵종에 대한 방사능을 측정함으로써 각 감시자의 반응률을 결정하였으며 또한 중성자 수송계산 결과로부터 감시자 설치 위치에서의 반응률을 해석적으로 계산한 다음 두 결과의 비교를 통해 노의 중성자 선량감시자의 적용성을 확인하였다.

2. 재료 및 방법

2.1 노외선량감시자 시스템 구성

원자로용기 외벽 공동부에 설치된 감시자 시스템은 다음 두 가지로 구성된다. 하나는 알루미늄으로 제작된 중성자 선량감시자 캡슐로서 이 캡슐에 다양한 감시자들이 장전되어 원자로 공동부에 일정한 간격의 위치에 설치되어 압력용기 노심대부위 전체에 걸쳐 중성자 조사량 및 에너지 스펙트럼의 특성을 파악할 수 있으며, 다른 하나는 스테인레스강으로 된 축 구배 감시용 비드체인(gradient chain)으로 중성자 선량감시자 캡슐에 축 방향으로 연결되어 원자로 압력용기 축 방향으로의 중성자 조사량 구배를 평가할 수 있다.

2.1.1 중성자 선량감시자 캡슐

노의 중성자 선량감시자 시스템에 사용한 감시자 재료는 ASTM 중성자 선량감시자 기준규격[3-9]에 추천된 선량감시자 재료로 구성하였으며 해당 각 감시자 재료의 핵적 특성을 표 1에 정리하였다. 이 표의 첫번째 열은 감시자 재료를 나타내며 두번째 열은 감시자에 포함된 동위원소와 중성자와의 핵반응을 나타낸다. 또한 세번째 열은 감시자 위치에서 해당 핵반응의 90%가 일어나는 중성자 에너지 범위를 나타내며 네번째는 해당 핵반응으로 생성된 동위원소로부터 방출되는 감마선 방사능의 반감기이다. 우라늄과 넵티늄 감시자는 핵분열 감시자로서 ^{137}Cs 동위원소를 추적함으로써 반응률을 구하였다. 이와 같은 방법으로 표 1과 같이 다양한 반응 에너지 범위를 갖는 여러 종류의 감시자를 동시에 중성자에 조사시킨 다음 방사능을 측정함으로써 중성자 스펙트럼을 유도해 낼 수 있다.

본 논문에서는 7종류의 감시자를 하나의 세트로 구성하여 그림 1과 같은 $2.54 \times 1.27 \times 9.84$ 센치 크기의 알루미늄 캡

슐에 장입시켰는데 알루미늄 캡슐은 조작 및 운반 시 방사선 준위를 낮추고 중성자 교란을 최소화하기 위하여 사용했다. 그림 1과 같이 선량감시자 캡슐의 상, 중, 하에 각각 흠을 내고 다음의 감시자 재료를 각각의 흠에 장입하였다.

- 선량감시자캡슐 상단: Fe 및 Co-Al 박막
- 선량감시자캡슐 중앙: 카드뮴 차폐 Cu, Ti, Fe, Ni 및 Co-Al 박막
- 선량감시자캡슐 하단: 카드뮴 차폐 ^{238}U 및 ^{237}Np 산화물

선량감시자 캡슐은 압력용기의 속중성자 조사량이 최대가 되는 방위각 0° 위치를 포함하여 15° , 30° 및 45° 의 4개 방위각 위치에 대하여 총 6개가 설치되었다. 원자로 방위각 0° 위치에는 유효노심의 상부, 중간 및 하부 위치에 걸쳐 3개의 선량감시자 캡슐을 설치하고 나머지 3개의 방위각(15° , 30° 및 45°) 위치에는 유효노심 중간에 각 1개씩의 선량감시자 캡슐을 설치하였다. 방위각 0° 의 상부와 하부에 설치된 감시자 캡슐은 축방향으로의 설치 위치에 대한 검증을 위해 설치한 것이다.

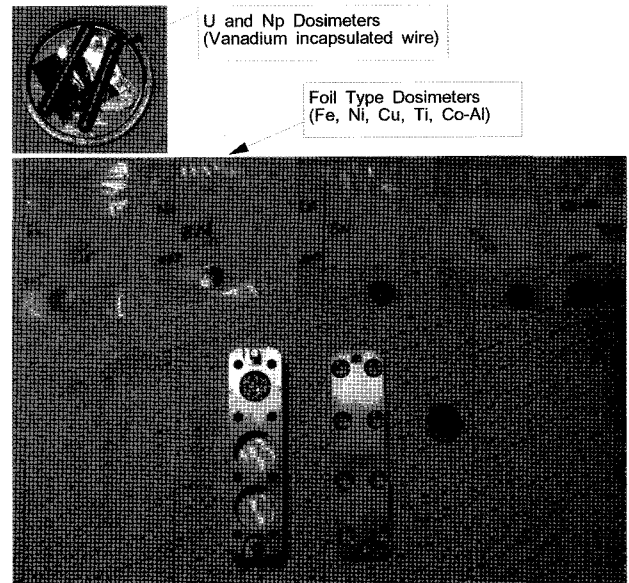


Fig. 1. Wire and Foil Type Sensor Sets for Ex-vessel Neutron Measurements

Table 1. Neutron Reactions in Radiometric Monitors

Material	Reaction of Interest	Neutron Energy Response*	Product Half Life
Copper	$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	4.53-11 MeV	5.271 yr
Titanium	$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$	3.70-9.43 MeV	83.79 dy
Iron	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	2.27-7.54 MeV	312.3 dy
Nickel	$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	1.98-7.51 MeV	70.82 dy
Uranium	$^{238}\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}$	1.44-6.69 MeV	30.07 yr
Neptunium	$^{237}\text{Np}(n,f)^{137}\text{Cs}$	0.68-5.61 MeV	30.07 yr
Cobalt	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	Thermal	5.271 yr

* Energies between of which 90% of activity is produced

2.1.2 축구배 감시용 비드체인

축방향 구배 감시용 비드체인은 스텐인레스강으로 만들어진 비드 형 감시체인으로서 선량 감시자 캡슐을 원자로심 축 방향으로 연결 및 지탱한다. 이 비드체인에 함유된 Fe, Ni 및 Co 감시자는 중성자속의 축 방향 구배를 결정하는데 사용된다.

2.2 선량 평가 방법

중성자 선량측정 감시자로는 관심 위치에서의 에너지 별 중성자속을 직접 측정할 수 없고 방사화 또는 핵분열 과정을 통하여 조사시간 동안 표적물질에 대한 시간, 에너지 별 중성자속의 적분된 효과를 측정하게 된다. 따라서 선량 감시자가 겪게 되는 정확한 평균 중성자속의 준위와 이에 따른 누적된 플루언스를 알기 위해서는 감시자의 특성과 조사변수를 잘 알아야 하며 특히 다음의 변수가 매우 중요하다.

- 각 감시자의 측정된 비방사능(specific activity)
- 감시자의 물리적 특성
- 원자로의 운전 이력
- 각 감시자의 중성자 에너지 응답
- 감시자 위치에서의 중성자 에너지 스펙트럼

2.2.1 감시자 반응률 결정

감시자 시스템에 포함된 각각의 선량 감시자로부터 비방사능의 측정은 ASTM 절차[3~9]에 준하여 수행하였다. 먼저 조사가 끝난 감시자 세트를 인출하여 해체한 다음 방사화된 감시자의 질량을 정밀 측정한다. 그리고 고감도 감마분광계(high resolution gamma spectrometer)를 이용하여 감시자에서 발생하는 관심 핵종에 대한 방사능을 측정한다. 감마분광계의 효율 교정을 위해서 각 감시자 형태별로 표준시료를 제작하였으며 제작된 표준시료의 사진을 그림 2에 제시하였다. 위쪽에 보이는 첫 번째 시료는 박막 형태 감시자에 대한 선량

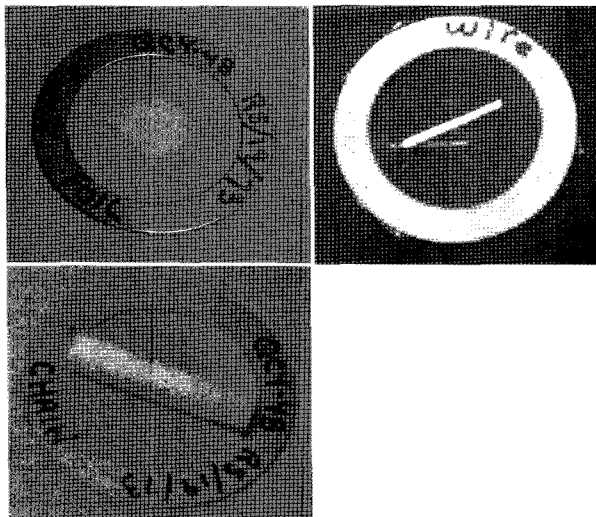


Fig. 2. Standard Source for Efficiency Calibration of Gamma Spectrometer

측정용 표준시료이며 두 번째는 우라늄과 넵티늄 감시자 측정용이고 아래쪽은 비드체인에 대한 측정용 표준시료이다. 이와 같이 각 감시자의 형태와 유사하게 표준시료를 제작하였으며 측정 중 불감시간은 10% 미만이 되도록 계측기와 감시자 사이의 거리를 유지하였다.

실측된 비방사능과 노심의 운전이력 및 감시자의 물리적 특성을 알고 있다면, 전 출력에 상응하는 감시자의 반응률은 FCALC[10] 코드에서 사용하는 다음 방정식으로 결정된다.

$$R = \frac{A}{N_0 F Y \sum \frac{P_j}{P_{ref}} C_j [1 - e^{-\lambda_j t_j}] [e^{-\lambda_j t_d}]} \quad (2-1)$$

여기서,

R = 노심출력 P_{ref} 로 환산된 조사기간 중의 평균 반응률 (rps/nucleus)

A = 실측 비방사능 (dps/gm)

N_0 = 감시자 표적원소의 수밀도

F = 감시자 물질에 포함된 표적원소의 질량비

Y = 반응당 자핵종 생성량

P_j = 조사기간 j 동안의 평균 노심 출력 (MW)

P_{ref} = 원자로 기준 (또는 최대) 출력 (MW)

C_j = 매 조사기간 j 동안의 Flux(E) 1.0MeV와 전 조사기간의 평균 Flux(E) 1.0MeV의 비 (계산 값)

λ = 자핵종의 붕괴상수 (1/sec)

t_j = 조사기간 j 동안의 시간 (sec)

t_d = 조사기간 j 이후의 붕괴기간 (sec)

위 식에서 합계는 전체 조사기간을 구성하는 일간 조사기간의 합으로 구하였으며 P_j/P_{ref} 는 해당 주기 동안 원자로 출력의 변화를 보정해 주기 위해서 사용하였다. C_j 는 매 주기 별로 원자로의 공간적 출력 분포가 달라지기 때문에 각 해당 주기 값을 사용하게 된다. 한 개 주기만 조사된 경우에는 C_j 값으로 1.0을 사용하나 여러 주기를 분석하는 경우, 특히 저누출 장전모형을 사용하는 노심의 경우에는 이 변수를 반드시 사용해야 한다. 동일한 노심출력이라 하더라도 저누출 장전모형과 그렇지 않은 장전모형에서 나오는 중성자 스펙트럼은 상당히 다르며 결국 여러 주기에 걸쳐 조사되는 중성자량은 크게 달라지기 때문이다.

2.3 중성자 수송계산

노외 중성자 선량감시자 위치에 대한 중성자속의 수치해를 구하기 위해 2차원 수송계산과 1차원 수송계산을 합성하는 3차원 합성법(3-D synthesis technique)[11]을 이용하였다. 3차원합성법은 (2-2)식과 같이 3차원 에너지의존 중성자속($\phi(r, \theta, z, E)$)을 2차원 에너지의존 중성자속($\phi(r, \theta, E)$, $\phi(r, z, E)$)과 1차원 에너지의존 중성자속($\phi(r, E)$)을 이용하여 합성하는 방법이다.

$$\phi(r, \theta, z, E) = \phi(r, \theta, E) \cdot \frac{\phi(r, z, E)}{\phi(r, E)} \quad (2-2)$$

여기서,

- $\phi(r, \theta, z, E)$: 합성된 3차원 중성자속 분포
- $\phi(r, \theta, E)$: r, θ 기하 구조에서의 중성자속의 해
- $\phi(r, z, E)$: r, z 기하 구조에서의 중성자속의 해
- $\phi(r, E)$: r 기하 구조에서의 중성자속의 해

이와 같은 3차원 합성 방법은 축방향으로 핵연료집합체의 농축도 변화가 적은 경우에 계산의 신뢰성이 높은 것으로 알려져 있다[11]. 본 논문에서 선정된 영광 1호기의 경우 유효 핵연료 높이에서 한가지의 농축도만 사용하고 있기 때문에 이 3차원 합성방법을 원자로용기 내부와 외부의 감시자 위치에 대해 적용할 수 있다. 3차원 합성법을 이용하기 위해서는 에너지별 중성자속의 해를 원자로 기하구조 모델별로 계산해야 하며 이 때 중성자 수송계산은 불연속각분할법(Discrete Ordinates Method) 코드인 DORT 3.1[12]과 ENDF/B-VI 기반의 단면적 자료집 BUGLE-96[13] 군수 라이브러리를 사용하였다. BUGLE-96은 경수로 해석을 위해 생산된 67군(중성자 에너지 47군, 감마 에너지 20군) 구조의 중성자 및 감마 단면적 라이브러리이다. DORT 해석에서 비등방 산란의 경우 산란 단면적은 P_3 전개까지, 각 분할은 S_{16} 구적(quadrature)까지 사용하였다. 먼저 수송코드를 이용한 수치계산을 위해서는 먼저 원자로 기하구조에 대한 모델링을 해야 하며 본 연구에서 수행한 수송계산 모델링은 다음과 같다.

2.3.1 기하구조

국내 3-Loop 발전소의 노심 중앙 높이에서 (r, θ) 모델 단면도를 그림 3에 제시하였다. 이 그림에서 노심은 1/8 대칭성을 가지므로 감시용기 부착 형태는 $0^\circ \sim 45^\circ$ 각도만 보여 준다.

원자로 노심, 내부 구조물, 압력용기 및 생물학적 차폐체와 더불어 감시용기, 압력용기 피복재, 외부 단열재뿐만 아니라 특히 노의 중성자 감시자가 설치된 원자로 공동부에 대한 기하학적 구조를 상세히 묘사하고 있다. 그림 3의 (r, θ) 해석 모델에 사용된 구조물에 대한 수치는 공칭 설계 수치에 해당하며, 제작 수치가 있는 경우에는 정확한 제작 수치를 사용하였다. 그러나 대부분의 경우 원자로 노심 부위의 제작 수치는 확보가 어려워서 설계 수치를 사용하였다. 노심 하강유로에서의 냉각수 온도 및 밀도는 전출력 상태의 대표 값을 사용하였고 노심 자체는 핵연료, 피복재, 냉각수와 핵연료 그리드, 유도관 등의 균질 혼합물로 취급하였다. 그림 3에서 (r, θ) 해석 모델에는 (r) 방향으로 148개, (θ) 방향으로 105개의 간격을 사용하였으며 내부 반복법의 중성자속 수렴 한계는 0.001로 설정하였다. 또한 중성자 반응 단면적이 큰 물질 영역과 물질 경계에서는 좀 더 좁은 간격의 격자를 선택하였다.

그림 4는 원자로의 (r, z) 모델이다. 여기서 (r, z) 모델은 반경 방향으로는 노심의 중심선에서부터 주요 생물학적 차폐 영역까지, 그리고 축 방향으로는 실제 연료 구역으로부터 아래쪽 0.4피트에서 연료 위쪽 1.3피트까지를 포함하고 있다. 이 경우에도 (r, θ) 모델처럼 구조물들에 대한 데이터는 설계 값을 사용하였고 냉각재 밀도는 100% 정격 출력의 대표 값을 사용하였으며 노심은 실제 노심과 부피가 똑같은 원통형 균질 노심으로 취급하였다. 원자로 배플과 배럴(barrel) 사이에 위치한 스텐인레스 강 재질의 포머플레이트(former plate) 역시 계산 모델에 포함시켰다. 이 계산 모델에서는 (r, z) 방향으로 각각 127개와 155개의 간격으로 분할하였으며 수렴 기준은 (r, θ) 모델과 같이 0.001로 정하였다.

합성 절차에 사용된 1차원 반경 방향 모델은 상기 (r, z) 모

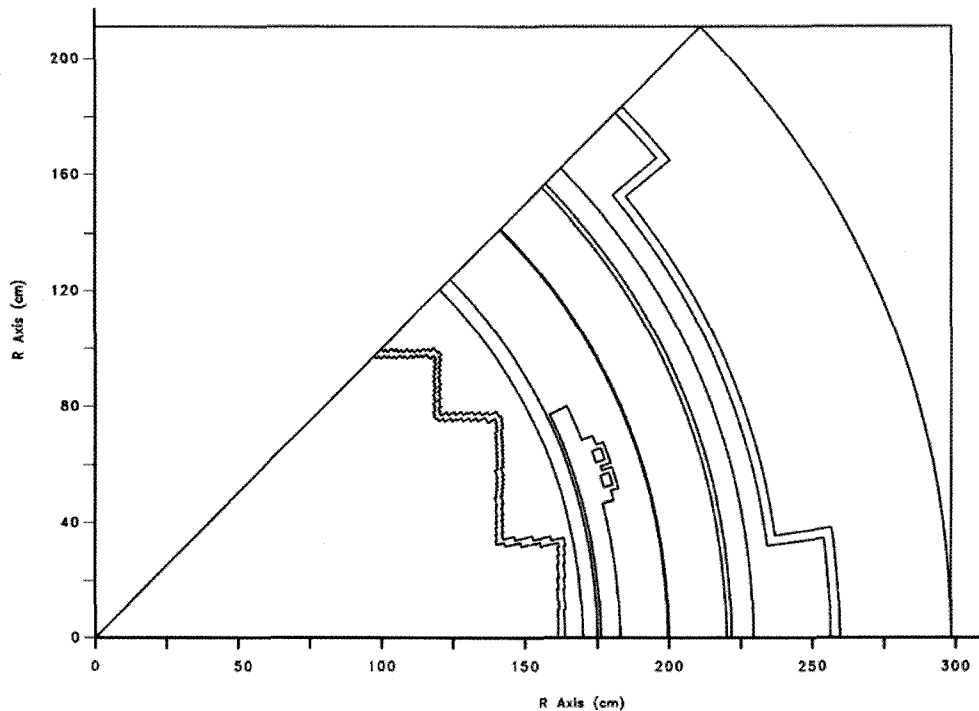


Fig. 3. R-θ Reactor Geometry of Neutron Transport Calculation for 3-Loop Plant

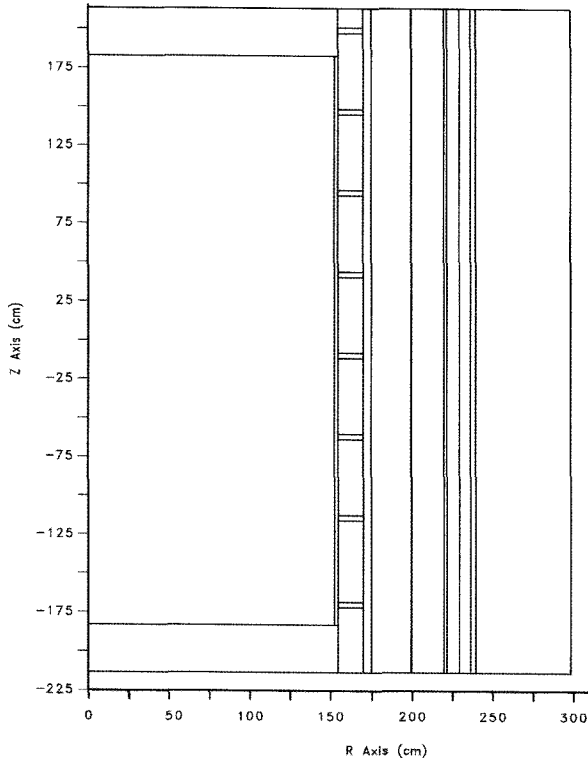


Fig. 4. R-Z Reactor Geometry of Neutron Transport Calculation for 3-Loop Plant

델을 포함하는 127개의 반경 방향 격자로 이루어져 있으며 이로부터 기하학적 구조 내의 모든 격자에 대해서 반경 방향의 합성 계수가 결정된다.

2.3.2 선원분포

중성자 수송계산에 사용될 중성자 선원 분포는 노심 내부의 모든 위치에서 핵분열에 의해 발생하는 중성자의 에너지 별 수밀도 분포를 의미한다. 한번의 핵분열에 의해 발생하는 중성자의 평균 개수 및 그의 에너지 분포 (fission spectrum)는 핵분열을 일으키는 동위원소에 따라 다르기 때문에 각 핵연료 위치에서 핵분열을 일으키는 동위원소 비율을 계산해야 하며 이 값은 핵연료의 초기 농축도 및 평균 연소도를 바탕으로 계산할 수 있다. 또한 노심 전체의 핵분열율과 핵연료 각 위치에서의 핵분열율의 비는 각 핵연료집합체의 상대 출력 분포 및 평균 연소도로부터 계산할 수 있다.

이 계산에 필요한 각 핵연료집합체의 초기 농축도, 상대 출력 분포 및 연소도 등 주요 핵설계 자료는 해당 주기의 핵설계보고서를 근거로 취득하였으며 노심의 외곽에 위치하는 핵연료집합체에 대해서는 집합체 내부의 핵연료봉(rod)별 상대 출력 분포까지 세분하여 계산하였으며 노심 내부의 핵연료집합체에 대해서는 핵연료봉(rod)별 출력 분포가 균등한 분포를 갖는 것으로 취급하여 노심 전체의 중성자 선원 분포를 계산하였다. SORCERY[14] 코드는 이와 같은 입력자료를

Table 2. Measured Activities and Corresponding Reaction Rates for 1st Ex-vessel Dosimetry Set

Reaction	Measured Activity (dps/g)			
	0 degree	15 degree	30 degree	45 degree
$^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$	9.670E+02	6.840E+02	7.910E+02	6.890E+02
$^{46}\text{Ti} (n,p) ^{46}\text{Sc}$	1.510E+04	9.270E+03	1.080E+04	9.360E+03
$^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$	3.675E+04	2.250E+04	2.290E+04	1.870E+04
$^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$	8.580E+05	5.230E+05	5.290E+05	4.300E+05
$^{238}\text{U} (n,f) ^{137}\text{Cs}$	2.190E+03	1.410E+03	1.310E+03	9.500E+02
$^{237}\text{Np} (n,f) ^{137}\text{Cs}$	3.750E+04	2.680E+04	1.890E+04	1.360E+04
$^{59}\text{Co} (n,\gamma) ^{60}\text{Co}$	5.440E+05	5.390E+05	3.490E+05	2.460E+05
$^{59}\text{Co} (n,\gamma) ^{60}\text{Co}^*$	4.410E+05	4.240E+05	2.720E+05	1.950E+05

Reaction	Reaction Rate (rps/atom)			
	0 degree	15 degree	30 degree	45 degree
$^{63}\text{Cu} (n,\alpha) ^{60}\text{Co}$	9.429E-19	6.669E-19	7.713E-19	6.718E-19
$^{46}\text{Ti} (n,p) ^{46}\text{Sc}$	1.495E-17	9.178E-18	1.069E-17	9.267E-18
$^{54}\text{Fe} (n,p) ^{54}\text{Mn}$	8.981E-17	5.499E-17	5.597E-17	4.571E-17
$^{58}\text{Ni} (n,p) ^{58}\text{Co}$	1.250E-16	7.622E-17	7.710E-17	6.267E-17
$^{238}\text{U} (n,f) ^{137}\text{Cs}$	5.562E-16	3.581E-16	3.327E-16	2.413E-16
$^{237}\text{Np} (n,f) ^{137}\text{Cs}$	9.322E-15	6.662E-15	4.698E-15	3.381E-15
$^{59}\text{Co} (n,\gamma) ^{60}\text{Co}$	7.769E-14	7.697E-14	4.984E-14	3.513E-14
$^{59}\text{Co} (n,\gamma) ^{60}\text{Co}^*$	6.298E-14	6.055E-14	3.884E-14	2.785E-14

* Cadmium Shielded Dosimeter

바탕으로 노심 전체의 선원분포를 계산하는 프로그램으로서 본 논문에서는 이 코드를 사용하였다.

2.3.3 수송 계산 및 최소자승 조정

위에서 생산된 선원분포를 이용하여 노외 선량 감시자가 설치된 2개 주기에 대해 각각 (r, θ) , (r, z) 그리고 (r) 기하구조의 수송계산을 수행하였다. 그 결과로부터 (2-2)식을 이용한 3차원 합성된 중성자 스펙트럼이 압력용기 모든 위치에 대해 얻어졌으며 또한 감시자 설치 위치에서의 스펙트럼도 계산되었다.

해석적인 방법으로 얻어진 중성자 스펙트럼과 그 위치에서 측정된 감시자의 반응을 자료를 확보한 경우 최소자승조정 방법에 따라 최적의 중성자 스펙트럼을 도출할 수 있으며 아울러 계산치와 측정치 사이의 반응을 오차도 평가할 수 있다[15]. 최소자승평가를 위해 FERRET[16] 코드를 사용하였으며 그 결과를 다음 절에서 고찰한다.

3. 결과 및 논의

3.1 선량 감시자 측정 결과

원자로 압력용기 외벽 보온 단열재와 1차 생물학적 차폐체 사이의 공간에 설치한 선량감시자 세트는 표 1과 같이 구

성되어 있으며 한주기 동안 중성자 조사 후 새로운 감시자로 교체하였고 다시 한주기 동안 조사 후에 인출하여 각각 생성된 동위원소의 방사능을 측정하였다. 측정에 사용된 감시자는 원자로 축방향으로 중앙위치에서 방위각 0°, 15°, 30°, 및 45°에 설치된 감시자로 한 주기씩 조사된 2세트의 측정 결과를 취득하였다. 이 측정 결과로부터 (2-1)식을 이용하여 반응을 산출할 수 있으며 FCALC101 코드를 이용하여 각각의 감시자에 대한 반응을 계산하여 표 2와 3에 제시하였다. 코발트 감시자의 경우는 카드뮴으로 차폐된 것과 차폐되지 않은 것 두 종류로 나누어서 분석을 수행하였으며 카드뮴으로 인하여 열중성자 차폐효과가 나타났으며 결국 반응률도 감소한 것을 알 수 있다.

3.2 중성자 수송 계산 및 최소자승 조정 결과

2.3절에서 기술한 3차원 합성방법에 따라 원자로 용기 모든 위치에서 중성자 스펙트럼을 계산하였으며 노외 선량감시자가 설치된 위치의 첫 번째 주기와 두 번째 주기의 결과를 그림 5와 6에 각각 제시하였다. 그림은 4개의 설치 방위각에 대해 각각 보여주고 있으며 방위각 0° 위치에서 최대값을 나타내고 있다. 따라서 이 부분의 중성자 조사취화가 가장 빠르게 진행되며 수명관리의 대상이 되고 있다. 다른 방위각에서의 스펙트럼을 살펴보면 방위각이 커질수록 중성자속은 감소하는 것으로 나타났으나 스펙트럼의 모양은 큰 차이가 없는 것으로 나타났다.

Table 3. Measured Activities and Corresponding Reaction Rates for 2nd Ex-vessel Dosimetry Set

Reaction	Measured Activity (dps/g)			
	0 degree	15 degree	30 degree	45 degree
⁶³ Cu (n,α) ⁶⁰ Co	1.020E+03	6.290E+02	8.180E+02	7.720E+02
⁴⁶ Ti (n,p) ⁴⁶ Sc	1.490E+04	8.970E+03	1.140E+04	1.060E+04
⁵⁴ Fe (n,p) ⁵⁴ Mn	3.820E+04	2.280E+04	2.620E+04	2.345E+04
⁵⁸ Ni (n,p) ⁵⁸ Co	9.140E+05	5.460E+05	5.930E+05	5.230E+05
²³⁸ U (n,f) ¹³⁷ Cs	2.050E+03	1.330E+03	1.190E+03	1.010E+03
²³⁷ Np (n,f) ¹³⁷ Cs	3.620E+04	2.600E+04	1.860E+04	1.590E+04
⁵⁹ Co (n,γ) ⁶⁰ Co	5.140E+05	5.230E+05	3.460E+05	2.540E+05
⁵⁹ Co (n,γ) ⁶⁰ Co*	4.130E+05	4.070E+05	2.690E+05	2.000E+05

Reaction	Reaction Rate (rps/atom)			
	0 degree	15 degree	30 degree	45 degree
⁶³ Cu (n,α) ⁶⁰ Co	9.870E-19	6.087E-19	7.915E-19	7.470E-19
⁴⁶ Ti (n,p) ⁴⁶ Sc	1.478E-17	8.897E-18	1.131E-17	1.051E-17
⁵⁴ Fe (n,p) ⁵⁴ Mn	9.298E-17	5.550E-17	6.377E-17	5.708E-17
⁵⁸ Ni (n,p) ⁵⁸ Co	1.335E-16	7.977E-17	8.664E-17	7.641E-17
²³⁸ U (n,f) ¹³⁷ Cs	5.164E-16	3.350E-16	2.998E-16	2.544E-16
²³⁷ Np (n,f) ¹³⁷ Cs	8.924E-15	6.410E-15	4.585E-15	3.920E-15
⁵⁹ Co (n,γ) ⁶⁰ Co	7.285E-14	7.412E-14	4.904E-14	3.600E-14
⁵⁹ Co (n,γ) ⁶⁰ Co*	5.853E-14	5.768E-14	3.812E-14	2.834E-14

* Cadmium Shielded Dosimeter

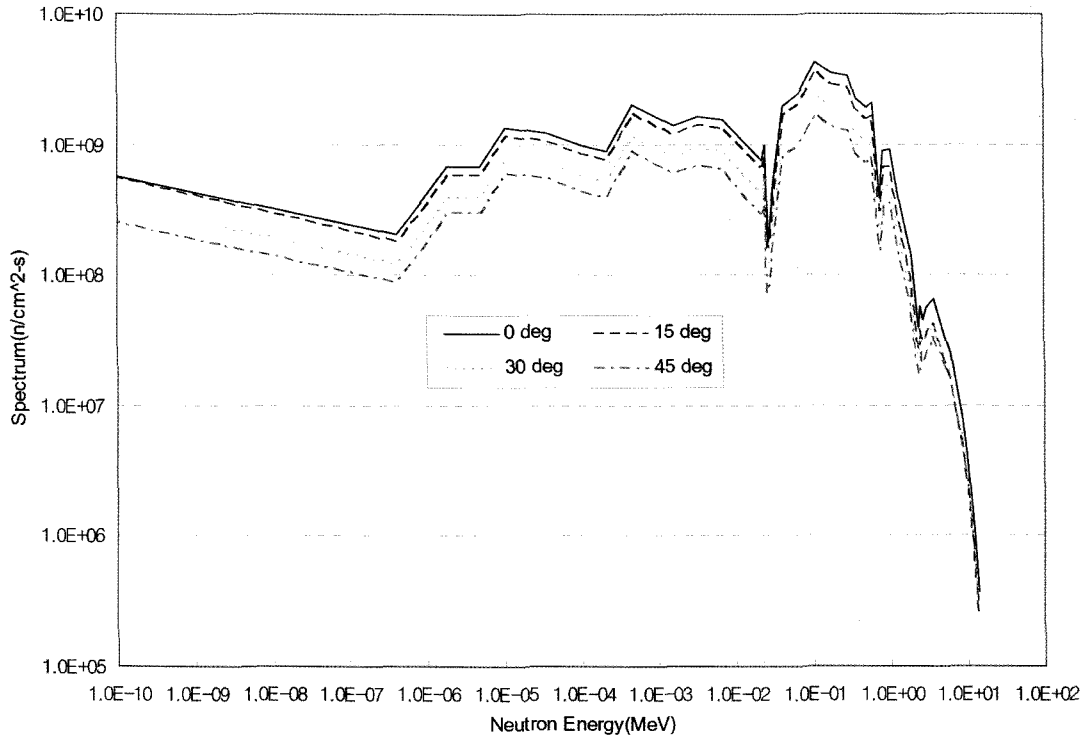


Fig. 5. Neutron Spectrum at the Location of 1st Ex-vessel Dosimetry

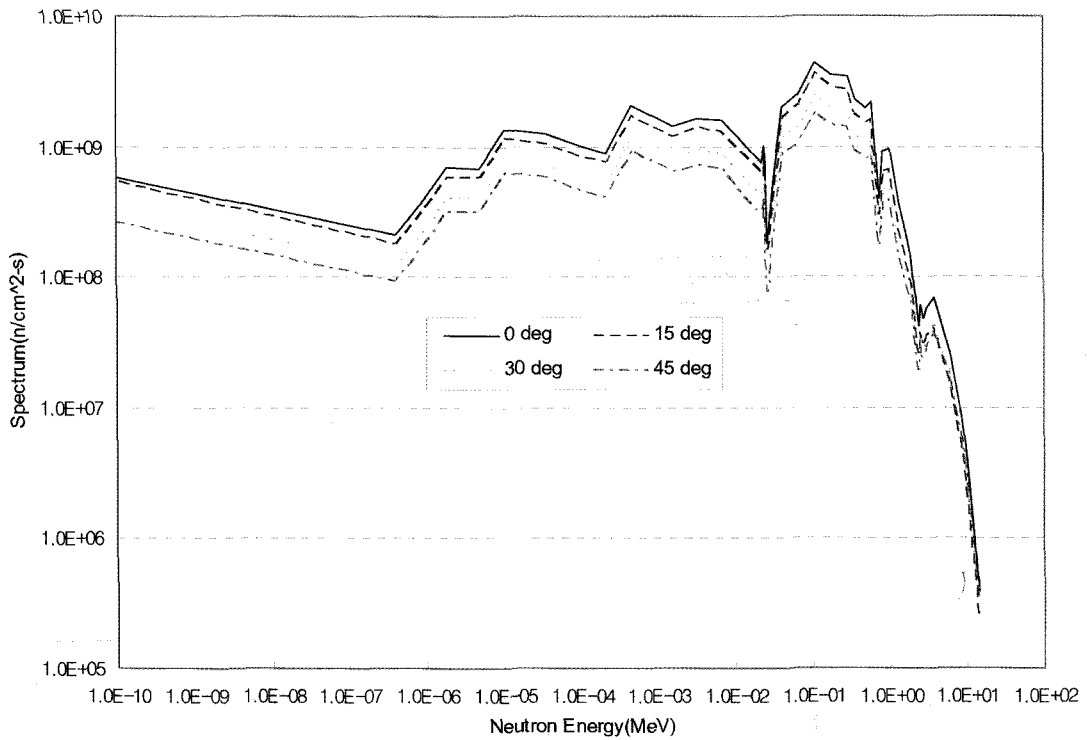


Fig. 6. Neutron Spectrum at the Location of 2nd Ex-vessel Dosimetry

이와 같이 중성자 수송계산을 통해 해석적으로 중성자 스펙트럼을 계산한 경우 여기에 감시자의 핵반응 단면적을 곱합시키면 그 위치에서 각각의 감시자별로 반응률을 얻을 수

있으며 반응률 계산 결과를 선량감시자 측정 결과와 비교함으로써 상호 검증이 가능하다. 또한 계산된 스펙트럼과 측정된 반응률로부터 최소자승조정을 통해 각각의 감시자에 대한

반응률 오차가 최소가 되는 최적의 스펙트럼도 도출할 수 있다. 이 최소자승평가를 위해 FERRET16I 코드를 사용하였으며 감시자 반응 단면적으로는 경수로의 중성자 평가를 위해 많이 사용되는 총 66개의 감시자에 대한 중성자 반응 단면적을 포함하고 있는 SNLRML17I 감시자 단면적 라이브러리가 사용되었다.

표 4는 1 MeV 이상의 핵반응 문턱에너지를 갖는 6개의 감시자에 대해 측정된 반응률과 계산으로 얻어진 반응률의 비를 비교하여 보여주고 있다. 첫 번째 주기의 경우 0.84 ~ 1.02 범위의 값을 보이고 있으며 24개 감시자 전체에 대해서는 평균이 0.95이다. 모든 감시자들에 대해 매우 일관성 있는 결과를 보이고 있으며 평균적으로 계산값이 약 5% 정도 크게 나타났다. 그 이유는 중성자 수송계산에 사용된 외곽 핵연료 집합체의 봉별 출력 분포를 전 주기에 대해 중성자 누출이 큰 출력 분포를 사용한 것과 가동온도를 100% 출력의 값으로 사용한 점을 들 수 있다. 실제 노심 운전에서는 외곽 핵연료의 봉별 출력 분포가 주기마다 또 주기중에도 약간씩 바뀌고 있으나 계산에서는 주기 전체에 대해 가장 중성자 누출이 큰 하나의 출력분포를 사용하였다. 설계 관점에서는 보수적인 평가를 위해 이 같은 방법을 사용하는 것이 일반적이다. 또한 실제 운전중에는 노심출력이 100% 출력을 유지하지 못하는 경우도 발생할 수 있고 이 경우 냉각재 온도가 감소하여 중성자 누출을 줄이기 때문에 측정되는 반응률을 감소시키는 결과를 초래한다. 그러나 실제계산에서는 100% 출력에 대한 냉각재 온도를 사용하였으며 이러한 영향들이 계산값을 증가시키는 결과로 나타난 것으로 판단된다. 두 번째 주기에 대한

반응률 비교도 첫 번째 주기와 거의 비슷한 결과를 보이고 있으며 24개 감시자 전체 평균이 0.94로서 이 또한 첫 번째 주기와 일관성 있는 결과를 보였다.

최소자승 조정에 따라 얻어진 최적의 중성자 스펙트럼과 계산에 사용된 스펙트럼의 비교를 그림 7에 제시하였다. 이 그림은 첫 번째 주기의 방위각 0°에 설치된 감시자에 대한 비교로서 그림에서 보는 바와 같이 전체 에너지 영역에서 매우 일치된 결과를 얻었으며 또한 1 MeV 이상의 중성자속의 비는 0.97로서 계산값이 약 3% 정도 높게 나타났다. 두 번째 주기에 설치된 감시자에 대한 평가도 첫 번째 주기와 비슷한 결과를 보였으며 이 때 1 MeV 이상의 중성자속의 비는 0.94였다.

4. 결론

발전소 건설 당시에 삽입한 감시용기가 모두 인출된 발전소의 경우 압력용기 중성자 조사취화 평가를 위해서는 이를 대체할 선량 감시시스템이 필요하다. 본 논문에서는 국내 3-Loop 발전소(영광1호기 제 15주기 및 16주기)를 대상으로 압력용기 외벽 보온단열재와 1차 생물학적 차폐체 사이의 공간에 노의 중성자 선량감시자를 설치한 후 각각 한 주기씩 2개 주기 동안 조사시킨 다음 인출하여 방사능을 측정하고 반응률을 도출한 다음 중성자 수송계산 결과와 비교하였다. 그 결과 관련요건[11]에서 요구하는 ±30% 이내로 두 결과가 일치함으로써 노의 선량감시자를 이용한 압력용기 중성자 조사취화 평가 방법에 대한 신뢰성을 입증하였다.

Table 4. Comparison of Measured and Calculated Reaction Rates for Fast Neutron Reaction (Measurement/Calculation)

Reaction	1st Ex-vessel Dosimetry			
	0 degree	15 degree	30 degree	45 degree
⁶³ Cu (n,α) ⁶⁰ Co	0.91	0.97	0.99	0.96
⁴⁶ Ti (n,p) ⁴⁶ Sc	0.99	0.94	0.99	0.98
⁵⁴ Fe (n,p) ⁵⁴ Mn	0.97	0.90	0.92	0.91
⁵⁸ Ni (n,p) ⁵⁸ Co	0.93	0.84	0.89	0.89
²³⁸ U (n,f) ¹³⁷ Cs	0.98	0.93	1.00	0.96
²³⁷ Np (n,f) ¹³⁷ Cs	1.02	0.93	0.94	0.94
Average	0.97	0.92	0.96	0.94
Reaction	2nd Ex-vessel Dosimetry			
	0 degree	15 degree	30 degree	45 degree
⁶³ Cu (n,α) ⁶⁰ Co	0.90	0.90	0.97	0.93
⁴⁶ Ti (n,p) ⁴⁶ Sc	0.94	0.92	1.00	0.96
⁵⁴ Fe (n,p) ⁵⁴ Mn	0.96	0.92	1.01	0.98
⁵⁸ Ni (n,p) ⁵⁸ Co	0.95	0.90	0.97	0.94
²³⁸ U (n,f) ¹³⁷ Cs	0.89	0.88	0.89	0.88
²³⁷ Np (n,f) ¹³⁷ Cs	0.96	0.93	0.90	0.98
Average	0.93	0.91	0.96	0.95

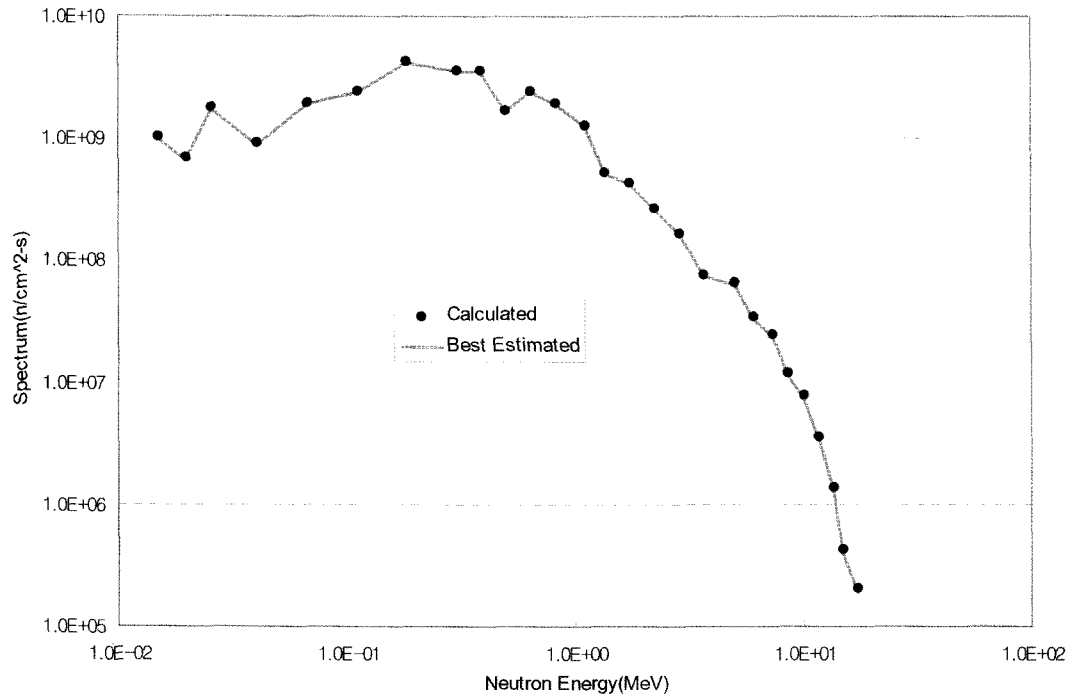


Fig. 7. Neutron Spectrum Comparisons of Calculated and Best Estimated by Least Square Evaluation for 1st Ex-vessel Dosimetry (Azimuthal Angle 0 degree)

참고문헌

- Code of Federal Regulations. 10 CFR 50.60, Acceptance Criteria for Fracture Prevention Measures for Lightwater Nuclear Power Reactors for Normal Operation.
- Code of Federal Regulations. Appendix H to 10 CFR Part 50, Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements.
- ASTM Designation E263-00. Standard Test Method for Measuring Fast-Neutron Reaction Rates by Radioactivation of Iron, in 2002 Annual Book of ASTM Standards, Volume 12.02, ASTM, West Conshohocken, PA, 2002.
- ASTM Designation E264-92 (Reapproved 1996). Standard Test Method for Measuring Fast-Neutron Reaction Rates by Radioactivation of Nickel, in 2002 Annual Book of ASTM Standards, Volume 12.02, ASTM, West Conshohocken, PA, 2002.
- ASTM Designation E481-97. Standard Test Method for Measuring Neutron Fluence Rate by Radioactivation of Cobalt and Silver, in 2002 Annual Book of ASTM Standards, Volume 12.02, ASTM, West Conshohocken, PA, 2002.
- ASTM Designation E523-01. Standard Test Method for Measuring Fast-Neutron Reaction Rates by Radioactivation Of Copper, in 2002 Annual Book of ASTM Standards, Volume 12.02, ASTM, West Conshohocken, PA, 2002.
- ASTM Designation E526-97. Standard Test Method for Measuring Fast-Neutron Reaction Rates by Radioactivation of Titanium, in 2002 Annual Book of ASTM Standards, Volume 12.02, ASTM, West Conshohocken, PA, 2002.
- ASTM Designation E704-96. Standard Test Method for Measuring Reaction Rates by Radioactivation of Uranium-238, in 2002 Annual Book of ASTM Standards, Volume 12.02, ASTM, West Conshohocken, PA, 2002.
- ASTM Designation E705-96. Standard Test Method for Measuring Reaction Rates by Radioactivation of Neptunium-237, in 2002 Annual Book of ASTM Standards, Volume 12.02, ASTM, West Conshohocken, PA, 2002.
- Fero AH. Release of FCALC6.1, Westinghouse, SAE-REA-97-161, November 10, 1997.
- USNRC Regulatory Guide 1.190. Computational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence, March 2001.
- RSIC Computer Code Collection CCC-650. DOORS 3.1, One-Two and Three Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System, August 1996.
- RSIC Data Library Collection DLC-185. BUGLE-96, Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross-Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications, March 1996.
- Westinghouse Electric Company LLC. SORCERY User Manual, December 2001.
- Westinghouse Electric LLC. Benchmark Testing of the FERRET Code for Least Squares Evaluation of Light Water Reactor Dosimetry, WCAP-16083-NP-A, May 2006.
- RSIC Code Package PSR-145. FERRET Least Squares Solution to Nuclear Data and Reactor Physics Problems, January 1980.
- RSIC Data Library Collection DLC-178. SNLRML Recommended Dosimetry Cross-Section Compendium, July 1994.

Fast Neutron Flux Determination by Using Ex-vessel Dosimetry

Choon Sung Yoo*, Jong-Ho Park

*Korea Atomic Energy Research Institute, Chungnam National University

Abstract - It is required that the neutron dosimetry be present to monitor the reactor vessel throughout its plant life. The Ex-vessel Neutron Dosimetry Systems which consist of sensor sets, radiometric monitors, gradient chains, and support hardware have been installed for 3-Loop plants after a complete withdrawal of all six in-vessel surveillance capsules. The systems have been installed in the reactor cavity annulus in order to characterize the neutron energy spectrum over the beltline region of the reactor vessel. The installed dosimetry were withdrawn and evaluated after a irradiation during one cycle and then compared to the cycle specific neutron transport calculations. The reaction rates from the measurement and calculation were compared and the results show good agreements each other.

Keywords : Vessel, Dosimetry, Cavity, Surveillance