

인공신경 회로망을 이용한 압력용기 중성자 조사취화 평가

유춘성*, 박종호
한국원자력연구원*, 충남대학교

2007년 10월 8일 접수 / 2007년 11월 19일 채택

본 논문에서는 노심설계 단계에서 선정된 다양한 노심 장전모형 중에서 압력용기 중성자 조사취화 관점에서 가장 최적의 노심 장전모형을 선정할 수 있도록 신속하게 압력용기 취약위치에 대한 속중성자속을 예측할 수 있는 방법을 제시하였다. 인공신경 회로망 기법을 통해 노심 반경방향 및 축방향 출력분포만을 이용하여 압력용기내벽 취약위치에서의 중성자 스펙트럼을 신속하게 평가할 수 있도록 중성자속 가중치를 생산하였고 데이터베이스를 구축하였다. 이 방법은 중성자 수송코드를 이용한 수송 계산을 직접 수행하지 않고도 신속하게 압력용기 위치에서의 중성자 조사환경을 평가할 수 있으며 소송코드 결과와 비교하여 상대오차 3.4% 이내의 정확도를 보였다.

중심어 : 신경회로망, 고속중성자, 조사취화, 수송코드, DORT

1. 서론

핵연료의 핵분열 때 발생하는 속중성자는 대부분 노심내 부에서 에너지가 감쇄된 후 열중성자로 다시 흡수되지만 일부는 노심 밖으로 누출되어 압력용기 벽에 충돌함으로써 구성원자의 배열에 변위를 일으켜 압력용기의 수명을 단축시키는 중성자 조사취화 현상을 야기한다. 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. 따라서 상업용 원전에서는 감시시험(surveillance test)을 통해 원자로 용기 재료의 가동시간에 따른 조사취화 정도 및 그것이 원자로에 미치는 영향을 주기적으로 평가하도록 규정하고 있다.

일반적으로 감시시험에서는 시험 수행 시점까지의 속중성자 조사량에 따른 조사취화 정도를 평가하고 그 결과를 바탕으로 설계 수명말까지 압력용기 재료의 건전성을 판단하며 압력용기 재료에 대한 기계적 특성 시험결과, 해석적 방법을 통해 얻어진 취약위치에 대한 중성자 조사량 그리고 선량감시자를 통해 얻어진 중성자 조사량 측정 결과 등이 평가의 기준이 된다. 이미 제작된 압력용기 재료의 조사취화 특성은 불변하기 때문에 결국 압력용기 수명은 향후 압력용기가 받게 될 취약 위치에서의 최대 속중성자 조사량에 의해 결정된다고 볼 수 있다.

노심 밖으로 누출되는 중성자의 양과 에너지 분포는 원자로의 기하학적 구조와 핵연료의 반경방향 및 축방향 출력분포 등에 의존한다. 원자로의 기하학적 구조는 발전소의 건설과 동시에 결정되지만 핵연료의 출력분포는 노심설계 단계에서 구축한 핵연료 장전모형에 따라 매주기마다 다르게 나타난다. 따라서 가동중인 발전소의 압력용기 중성자 조사취화 경향은 노심출력분포에 의해 결정된다고 할 수 있다.

1977년 고리1호기의 상업운전을 시작으로 우리나라에는 2007년 현재까지 총 16개의 가압경수형 원전이 가동중에 있으며, 고리1호기는 이미 30년의 설계수명을 마치고 현재는 계속운전을 위한 인허가 갱신을 추진 중에 있다. 고리1호기를 제외한 나머지 원전의 설계수명은 40년이지만 선진국의 예를 볼 때 설계수명을 넘어 계속운전을 추진하는 것은 당연한 것으로 받아들여지고 있다. 계속운전을 위한 인허가 갱신은 통상 매 10년 단위로 이루어지고 있으며 부존 자원의 부족에도 불구하고 신규 원자력 발전소 건설이 어려운 우리나라의 현황을 고려할 때 기존 원전에 대한 가동 수명 극대화는 국가 에너지 전략 차원에서 매우 중요하며 나아가 인허가 갱신의 핵심 요소인 압력용기 수명관리의 중요도는 더욱 증가할 수밖에 없다.

따라서 지금까지의 압력용기 조사취화 평가가 단순히 감시시험을 통해 설계수명까지의 건전성을 판단하는 것이었다면 앞으로는 10년 단위로 이루어지는 인허가 갱신을 염두에 두고 가동수명을 극대화하기 위한 정보를 제공하고 전략을 수립할 수 있는 적극적인 수명관리 시스템으로 진일보해야 한다.

본 연구에서는 이 같은 적극적 수명관리의 일환으로 노심설계 단계에서 선정된 다양한 후보 장전 모형에 대해 시간과 비용이 많이 드는 중성자 수송계산을 직접 수행하지 않고 인공신경 회로망 기법을 이용하여 신속하게 압력용기 취약위치에 대한 중성자 조사량을 평가하여 수명관리 관점에서 최적

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

의 장전모형을 선정할 수 있는 방법을 제시한다.

2. 재료 및 방법

2.1 신경회로망 모델

압력용기 중성자 조사취화 평가를 위한 중성자 스펙트럼 계산에서는 일반적으로 중성자 에너지를 총 47군으로 세분하고 3차원 합성법[1]에 근거하여 원하는 위치에서의 중성자속을 유도한다. 3차원 합성법으로 제시된 중성자속을 에너지별로 세분하여 쓰면 (2-1)식과 같이 쓸 수 있으며 이 때 첨자 j 는 에너지군으로 1군에서 47군까지를 나타낸다.

$$\phi_j(r, \theta, z) = \phi_j(r, \theta) \cdot \frac{\phi_j(r, z)}{\phi_j(r)} \quad (2-1)$$

여기서,

- $\phi_j(r, \theta, z)$: 에너지 j 군의 합성된 3차원 중성자속 분포
- $\phi_j(r, \theta)$: r, θ 기하 구조에서 에너지 j 군의 중성자속
- $\phi_j(r, z)$: r, z 기하 구조에서 에너지 j 군의 중성자속
- $\phi_j(r)$: r 기하 구조에서 에너지 j 군의 중성자속

위 식에서 $\phi_j(r, \theta)$, $\phi_j(r, z)$, $\phi_j(r)$ 은 중성자수송계산 코드인 DORT3.1[2]을 이용하면 때 핵주기별로 수치 계산이 가능하며 원자로 기하구조 모델링과 출력분포 등에 대한 입력자료를 모두 작성한 후 순수한 컴퓨터 수행 시간만 약 1시간 정도 소요된다. 따라서 노심 설계단계에서 선정된 다양한 후보장전모형에 대한 신속한 조사량 평가를 위해서 중성자 수송계산을 직접 수행하는 것은 효율적이지 못하며 정확도를 유지하면서도 신속한 평가를 가능하게 하는 신경회로망 중성자 수송모델이 필요한 것이다.

2.1.1 에너지 감쇄확률

압력용기에 도달하는 모든 중성자는 노심 내부에서 핵분열에 의해 생성된 것이며 중간에 단 한번의 충돌도 없이 직접 압력용기에 도달할 수도 있고 여러 번의 충돌과정을 겪으면서 압력용기에 도달할 수도 있다. 노심내 어떤 위치에서 E_1 의 운동에너지를 갖고 출발한 중성자가 단 한번의 충돌도 없이 압력용기에 도달한다면 중성자의 에너지는 E_1 으로 불변하지만 이동하는 동안 충돌을 거듭할수록 에너지는 계속적으로 감쇄되고 그림 1에서 보는 바와 같이 처음 출발한 에너지보다는 작은 모든 에너지를 갖게 될 확률이 존재한다.

중성자 에너지를 47군으로 세분하고 가장 높은 에너지를 1군, 그리고 가장 낮은 에너지를 47군이라 하면 에너지감쇄확률($f_{i,j}$)을 다음과 같이 정의할 수 있다.

$f_{i,j} \equiv$ 출발시점에 i 군의 에너지를 갖은 중성자가 j 군의 에너지를 갖고 도착할 확률
(i 는 1부터 47까지, j 는 i 부터 47까지)

위 에너지감쇄확률은 출발 위치와 도착 위치에 의존하는 함수이고 본 연구에서는 하나의 집합체는 모두 같은 위치로 간주하며 도착위치는 압력용기의 원하는 모든 지점이 될 수 있다. 또한 중성자끼리 충돌하여 한쪽이 에너지를 얻는 경우는 무시한다. 핵연료 A위치에서 임의의 에너지 E_1 을 가지고 출발한 중성자가 압력용기 G 위치에 도달할 때 임의의 에너지 E_2 를 갖게 될 확률은 A위치와 B위치 사이에 존재하는 매질 즉 핵연료, 냉각수, 내부구조물 등의 핵적 특성에 의존하며 핵연료의 출력밀도와는 무관하다고 볼 수 있다. 즉 이 확률값은 원자로 기하구조나 가동온도 등이 바뀌지 않는 한 원자로 운전 주기와는 무관한 값이 된다.

2.1.2 핵분열 중성자 수밀도

한 번의 핵분열로 발생되는 평균 중성자 개수를 ν , 핵분열에 의해 방출되는 중성자의 에너지 확률밀도함수를 $x(E)$ 라 하면 본 연구에서는 모든 중성자의 에너지를 47개 군으로 세분하므로 $x(E)$ 를 x_1, x_2, \dots, x_{47} 로 세분하여 쓸 수 있으며 x_i 는 핵분열중성자가 i 군의 에너지를 가질 확률이다. 또한 한 번의 핵분열로 발생되는 열에너지를 E_f 라 하면, i 군의 에너지를 가진 핵분열 중성자의 수밀도는 다음식과 같이 쓸 수 있다.

$$N_i = \chi_i \nu \frac{1}{E_f} P \quad (2-2)$$

여기서,

- N_i = i 군의 에너지를 가진 중성자 수밀도(n/cm^3)
- χ_i = 핵분열 중성자가 i 군의 에너지를 가질 확률 밀도
- ν = 한 번의 핵분열로 발생되는 평균 중성자 개수
- E_f = 핵분열당 발생 에너지(MeV/fission)
- P = 핵연료 출력 밀도(MeV/cm³)

(2-2)식의 우변에서 핵연료의 출력밀도는 핵연료마다 다르지만 나머지 상수들은 핵연료와는 상관없이 모두 일정하다고 볼 수 있다. 물론 χ_i, ν, E_f 등의 값들이 핵연료의 연소가 진행되면서 플루토늄 생성에 따라 약간씩 다른 값을 가질 수는 있지만 그 변화가 무시할 정도이며 전체적인 계산 결과에는 영향을 주지 못한다.

2.1.3 압력용기 중성자속

위에서 설명한 에너지감쇄확률과 핵분열 중성자 수밀도를 이용하여 그림 1과 같이 A 위치에서 출발한 중성자가 G 위치에 도달할 때 갖는 에너지별 중성자 수밀도를 구하면 다음과 같다.

- 1군의 에너지를 갖는 중성자 수밀도 = $Nf_{1,1}$
- 2군의 에너지를 갖는 중성자 수밀도 = $Nf_{1,2} + Nf_{2,2}$
- 3군의 에너지를 갖는 중성자 수밀도 = $Nf_{1,3} + Nf_{2,3} + Nf_{3,3}$

따라서 A 위치에서 출발한 중성자 중에서 G 위치에 도달하는 j 군의 에너지를 갖는 중성자 수밀도는 다음 식과 같다.

$$N_j^G = \sum_{i=1}^j N_i^A f_{i,j} \quad (2-3)$$

여기서,

N_j^G = G 위치에서 j 군의 에너지를 가진 중성자 수밀도(n/cm^3)

N_i^A = A 위치에서 i 군의 에너지를 가진 중성자 수밀도(n/cm^3)

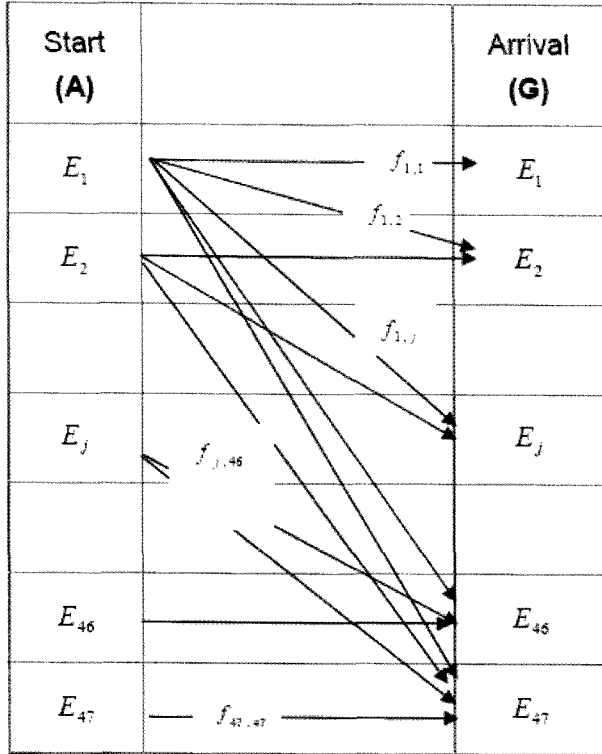


Fig. 1. Neutron Energy Attenuation Probability

(2-2)식을 이용하여 (2-3)식을 다시 쓰면

$$N_j^G = \sum_{i=1}^j \chi_i \nu \frac{1}{E_f} f_{i,j} P^A \quad (2-4)$$

와 같고 여기서 P^A 는 A위치에 있는 핵연료의 출력 밀도이다.

그림 2는 두개의 서로 다른 위치에서 출발한 중성자가 G 위치에 도달하는 경우를 모사하고 있다. 이 경우 A위치에서 출발한 중성자와 B 위치에서 출발한 중성자가 중간에서 서로 충돌하는 경우를 무시한다면 G 위치에 도달하는 j 군의 중성자 수밀도를 다음과 같이 쓸 수 있다.

$$N_j^G = \sum_{i=1}^j \chi_i \nu \frac{1}{E_f} f_{i,j}^A P^A + \sum_{i=1}^j \chi_i \nu \frac{1}{E_f} f_{i,j}^B P^B \quad (2-5)$$

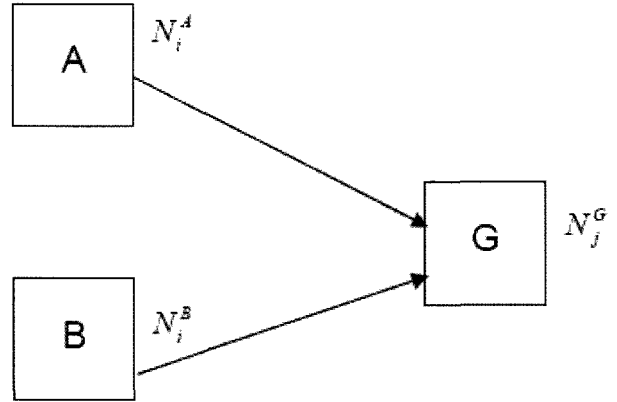


Fig. 2. Neutron Transport from Fuel Assemblies

중성자 조사취화 평가에 사용되는 중성자속은 중성자의 수밀도와 속도의 곱이므로 (2-5)식에서 각 에너지군에 해당하는 중성자의 속도를 곱하면

$$\phi_j^G = \nu_j \sum_{i=1}^j \chi_i \nu \frac{1}{E_f} f_{i,j}^A P^A + \nu_j \sum_{i=1}^j \chi_i \nu \frac{1}{E_f} f_{i,j}^B P^B \quad (2-6)$$

와 같이 중성자속을 나타낼 수 있다.

(2-6)식에서 P^A 와 P^B 를 제외한 나머지 변수들은 상수이거나 핵연료 주기와는 무관한 함수로서 원자로의 기하구조가 바뀌지 않는 이상 변하지 않는 값이다. 따라서 (2-6)식을 다음과 같이 간단히 바꿔 쓸 수 있다.

$$\phi_j^G = W_j^A P^A + W_j^B P^B \quad (2-7)$$

$$W_j^A = \nu_j \sum_{i=1}^j \chi_i \nu \frac{1}{E_f} f_{i,j}^A \quad (2-8)$$

$$W_j^B = \nu_j \sum_{i=1}^j \chi_i \nu \frac{1}{E_f} f_{i,j}^B \quad (2-9)$$

(2-7)식에서 A와 B는 원자로 내부의 핵연료 집합체로 간주할 수 있으며 노심에 존재하는 핵연료의 총 개수를 k 라 하고 일반화된 식으로 다시 쓰면 다음과 같다.

$$\phi_j^G = \sum_{i=1}^k W_j^i P^i \quad (2-10)$$

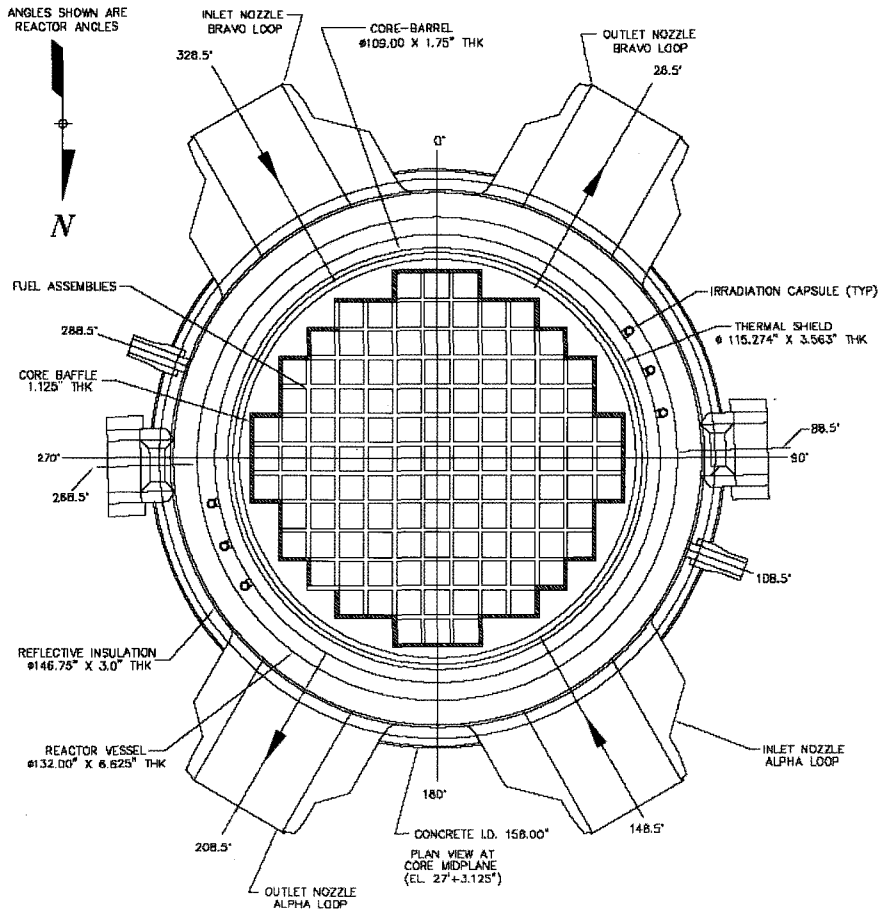


Fig. 3. Reactor Geometry for Kori Unit 1

본 연구에서는 (2-10)식의 W 를 중성자속 가중치라 명명한다. 이 값은 핵연료 주기와는 무관하기 때문에 최적화된 값으로 한 번만 계산해 놓으면 중성자 수송계산 코드를 직접 사용하지 않고도 빠르게 중성자속을 평가할 수 있다. 위 (2-10)식은 신경회로망의 수학적 모델식[3]과 같은 구조로 되어있으며 신경회로망에서 입력신호는 각 핵연료 집합체의 출력이며 뉴런의 연결강도에 해당하는 가중치는 중성자속 가중치에 해당한다. 본 연구에서 사용하는 가중치는 1.0으로 정규화된 가중치를 의미하는 것은 아니며 노심출력 분포로부터 중성자속을 유도해내는 비례상수와 같은 의미로 볼 수 있다.

2.2 중성자속 가중치

2.2.1 장전모형과 출력분포

신경회로망 모델에서 가중치의 물리적 의미는 각각의 입력신호가 출력신호 전체에 미치는 영향력이다. 중성자 수송 관점에서 보면 입력신호는 핵연료에서 발생한 출력밀도이고 출력신호는 압력용기 위치의 중성자속이다. 본 연구에서는 모든 핵연료집합체의 출력밀도에 대한 평균값이 1.0이 되도록 정규화하고 각 핵연료집합체의 출력을 1.0에 대한 상대값으로 나타낸 상대 출력분포를 사용한다. 이것은 노심설계에서 핵연료 출력분포를 표시하는 일반적으로 방법이다. 따라서 (2-10)식의 P 는 1.0으로 정규화된 상대출력을 의미하며 실

제 원자로에서 이 값은 대략 0.4~1.4 사이의 값을 갖는다.

그림 3은 고리1호기의 원자로 구조를 보여주고 있다. 그림에서 보는 바와 같이 핵연료 배치모형은 8분대칭 (octant symmetry) 구조로 되어 있으며 따라서 중성자 조사취화 평가에서는 그림 4와 같이 1/8노심 출력분포만 이용하며 나머지는 대칭으로 간주한다.

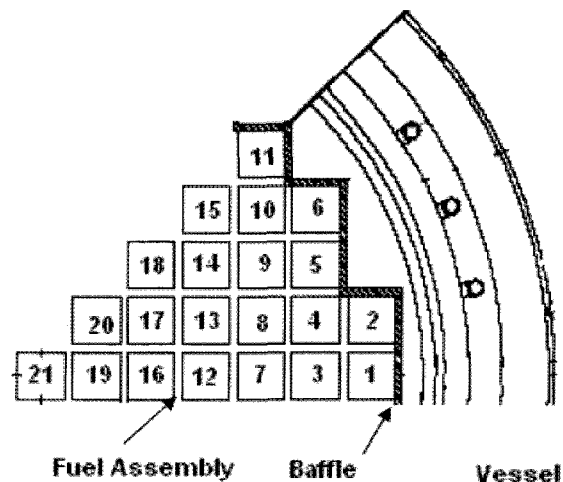


Fig. 4. Octant Core Geometry and Corresponding Assemblies for Kori Unit 1

2.2.2 중성자속 가중치 학습

(2-10)식에서 모든 연료에 대해 풀어 쓰면 다음과 같다.

$$\phi^G = W^1 P^1 + W^2 P^2 + W^3 P^3 + \dots + W^k P^k \quad (2-11)$$

여기서 첨자 G는 압력용기의 관심 있는 위치로서 조사취화에 취약한 위치가 될 수 있다.

위 (2-11)식에서 1번 집합체를 제외한 나머지 핵연료의 출력이 모두 0이라면

$$\phi^G = W^1 P^1 + 0 + 0 + \dots + 0 \quad (2-12)$$

가 되고 1번 집합체 상대출력을 1.0으로 가정하면 구하고자 하는 1번 집합체의 중성자속 가중치는 다음과 같다.

$$W^1 = \phi^G, \text{ when } P^1 = 1.0 \text{ and } P^{other} = 0.0 \quad (2-13)$$

즉, 1번 집합체의 상대출력을 1.0, 나머지 집합체의 상대출력은 모두 0으로 가정한 상태에서 원하는 위치에서의 에너지 의존 중성자속을 구할 수 있다면 그 값이 바로 중성자속 가중치가 되는 것이다. 실제 노심에서는 이런 일이 일어날 수 없지만 수치계산을 통해 모사계산은 가능하므로 수송계산 코드를 이용하여 중성자속 가중치를 얻을 수 있다.

같은 방법으로 원하는 집합체의 상대출력만 1.0으로 가정하고 나머지는 모두 0으로 하여 수송계산을 수행하면 모든 집합체에 대한 중성자속 가중치를 얻을 수 있다. 이러한 방식으로 (r, θ) 기하구조의 모든 위치에 대해 중성자속 가중치를 계산할 수 있으며 계산된 중성자속 가중치는 핵연료 주기와는 무관한 함수이므로 임의의 주기에 대해 한번만 계산하면 모든 주기에 대해 적용 가능하다. 만약 고리 1호기와 같이 8분 대칭 노심 구조에 포함된 핵연료집합체의 수가 21개라면 (r, θ) 기하구조에 대한 중성자속에 대한 신경회로망 모델의 해는 다음과 같다.

$$\phi(r, \theta) = \sum_{i=1}^{21} W^i(r, \theta) P^i \quad (2-14)$$

2.2.3 축방향 출력분포

각 핵연료집합체의 축방향 출력분포는 집합체마다 조금씩 다르지만 일반적인 노심설계나 조사취화 수송계산에서는 모든 집합체가 똑 같은 노심평균 축방향 출력분포를 갖는다고 가정한다. 노심평균 축방향 출력분포는 주기별, 연소도별로 차이가 나고 같은 주기 및 같은 연소도에서도 냉각재 온도, 수용성 봉산 농도, 제어봉 삽입 여부 등에 따라 달라질 수 있다. 그러나 중성자 조사취화 평가에서는 노심 내부의

천이 상태로 인한 갑작스런 중성자 조사량 증가 등을 평가하는 것이 아니며, 장기적인 중성자 조사로 인한 수명말까지의 누적된 취화 정도를 평가하는 것이므로 순간적인 출력분포의 변화 등은 무시한다. 따라서 주기초와 주기말의 평균값을 한 주기의 대표값으로 삼는다. 그림 5는 고리1호기 제 23주기의 주기초(BOL)와 주기중(MOL) 그리고 주기말(EOL)의 축방향 출력분포를 보여주고 있다. 주기초에 노심 상부쪽에 높은 침투출력이 발생했다가 연소가 진행 되면서 이 부분의 출력이 점점 감소하면서 점차 평탄한 출력분포를 갖게 된다. 대부분의 핵연료 주기에서 이런 공통된 현상을 보이며 노심의 최상부와 최하부에서 출력이 급히 감소하는 것은 이 부분에서 노심의 상부쪽과 하부쪽 방향으로 중성자 누출이 급격하게 증가하기 때문이다.

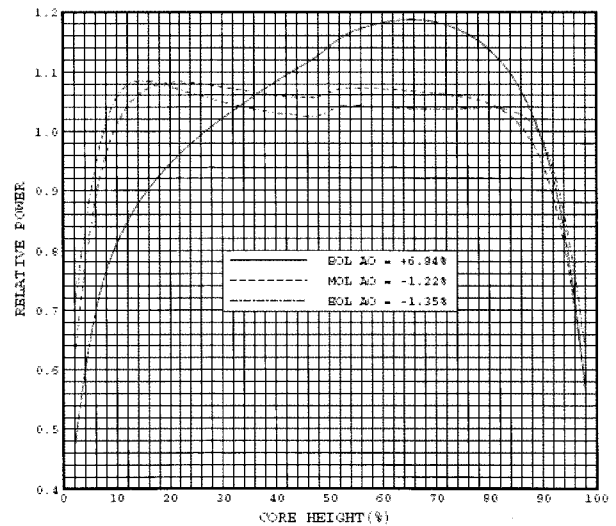


Fig. 5. Core Average Axial Power Distribution (Kori Unit 1 Cycle 23)

(2-10)식으로 표현되는 에너지의존 중성자속에 대한 신경회로망 모델을 축방향에 대해서도 동일하게 적용하며 이 때 그림 6과 같이 노심쪽 축방향 출력분포는 13개 노드로 나누며 반면에 압력용기쪽 축방향 노드는 155개로 세분하여 고찰한다. 그러면 노심 중앙으로부터 반경방향으로 r 만큼 떨어진 압력용기 위치에서 축방향으로의 중성자속은 다음과 같이 쓸 수 있다.

$$\phi(r, z) = \sum_{i=1}^{13} W^i(r, z) P^i \quad (2-15)$$

여기서

$\phi(r, z)$ = 압력용기 (r, z) 위치에서 중성자속

P^i = 노심축방향 i 노드의 상대출력

$W^i(r, z)$ = 축방향 중성자속 가중치

(2-11)식부터 (2-13)식까지의 학습방법을 적용하면 축방

항 중성자속 가중치는 다음과 쓸 수 있다.

$$W^i(r, z) = \phi(r, z), \text{ when } P^i = 1.0 \text{ and } P^{other} = 0.0 \quad (2-16)$$

위 축방향 중성자속 가중치는 원자로 (r, z) 기하구조에 대해 중성자 수송 코드를 이용한 수치계산을 노심의 축방향 노드 수만큼 수행함으로써 모든 위치에 대해 구할 수 있다.

2.2.4 3차원 합성계수

(2-1)식에서 $\phi(r, z)/\phi(r)$ 를 3차원 합성계수라 하며 이 3차원 합성계수는 노심 축방향 출력분포가 압력용기 위치에서 축방향으로의 중성자속분포에 미치는 영향을 나타낸다. $\phi(r, z)$ 는 (r, z)원자로 구조에서 계산된 2차원 중성자속의 해이며, $\phi(r)$ 는 위 (r, z)원자로 구조에서 노심부분만을 축방향으로 단위 길이 가 되도록 압축하여 평균한 1차원 중성자속의 해이다. 신경회로망 모델에 대한 $\phi(r, z)$ 중성자속은 앞 절에서 제시한 방법으로 계산이 가능하기 때문에 그 결과를 축방향으로 적분한 값을 이용하여 $\phi(r)$ 에 대한 신경회로망 모델의 해를 구할 수 있으며 본 연구에서는 다음 식을 만족하는 조정인자(correction factor)를 정의한다.

$$\phi(r) = CF(r) \cdot \int \phi(r, z) dz \quad (2-17)$$

(r, z)기하구조에서 (z) 방향으로 핵연료가 시작되는 노드와 끝나는 노드를 각각 n1, n2 라고 할 때 위 식에의 조정인자 CF(r)는 다음식과 같이 쓸 수 있다.

$$CF(r) = \frac{\phi(r)}{\sum_{k=n1}^{n2} \phi(r, z) \Delta z_k} \quad (2-18)$$

고리1호기 중성자 수송계산의 경우 n1은 5 이며 n2는 139이다. 또한 Δz_k 는 k번째 축방향 노드의 길이이다.

위 식에서 $\phi(r)$ 를 임의의 주기에 대해 수송코드를 이용하여 계산하고 동시에 그 주기에 대해 분모를 (2-15)식으로부터 계산하면 CF(r)를 얻을 수 있다. 결국 고리1호기의 경우 (r)기하구조에 대한 1차원 신경회로망 수송모델의 해는 다음과 같다.

$$\phi(r) = CF(r) \cdot \sum_{k=5}^{139} \left(\sum_{i=1}^{13} W^i(r, z) P^i \right) \Delta z_k \quad (2-19)$$

그리고 (2-14), (2-15), (2-19)식을 이용하여 신경회로망 모델에 대한 3차원합성 중성자속을 다시 쓰면 다음식과 같다.

$$\phi(r, \theta, z) = \sum_{i=1}^{21} W^i(r, \theta) PR^i \cdot \frac{\sum_{i=1}^{13} W^i(r, z) PA^i}{CF(r) \cdot \sum_{k=5}^{139} \left(\sum_{i=1}^{13} W^i(r, z) PA^i \right) \Delta z_k} \quad (2-20)$$

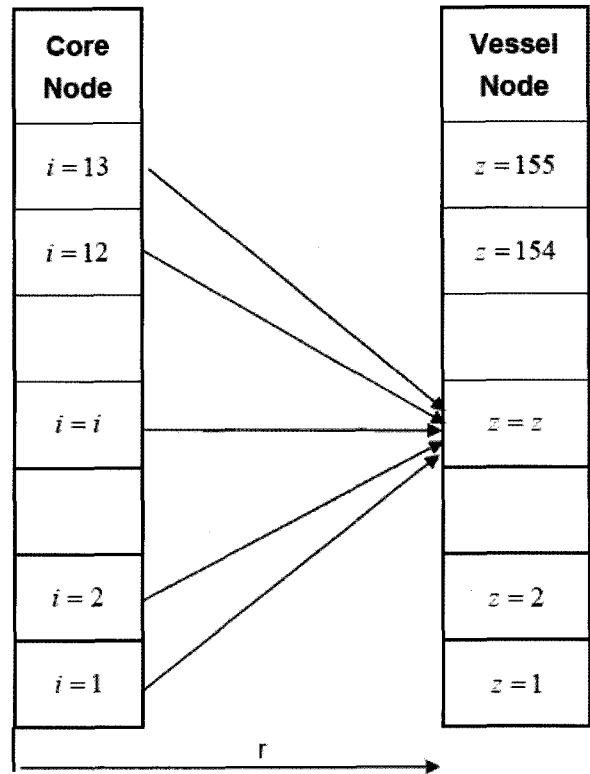


Fig. 6. Axial Node Structure for Core and Pressure Vessel

위식에서 반경방향 출력(PR)과 축방향출력(PA)을 구분하였다.

(2-20)식은 편의상 1/8노심의 집합체 수를 21개로, 노심 축방향 출력분포의 노드수를 13개로, 핵연료 장전 위치의 축방향 노드를 5 ~ 139로 표시하였지만 실제 적용에서는 변경 가능하며 위에서 제시한 학습방법에 따라 임의의 한 주기에서 중성자속 가중치와 조정인자를 계산해서 데이터베이스를 구축하면 노심설계에서 계산된 반경방향 및 축방향 노심출력 분포로부터 손쉽게 원하는 압력용기 위치에서의 에너지의존 중성자속을 계산할 수 있다.

다음 절에서는 위에서 설명한 방법을 이용하여 고리1호기 중성자속 가중치와 조정인자를 계산하여 데이터베이스를 구축하고 이것을 바탕으로 제 1주기부터 23주기의 노심 출력 분포만을 이용하여 압력용기 각 위치에 대한 중성자속을 구한다. 다음 실제 중성자 수송계산으로부터 얻은 결과와 비교함으로써 신경회로망 기법의 타당성을 검증하고자한다.

3. 결과 및 논의

3.1 반경방향 중성자속 가중치 계산

앞 절에서 제시한 학습방법에 따라 그림 4와 같은 고리1호기 1/8노심의 (r, θ) 기하구조에 포함된 21개 핵연료집합에 대해 반경방향 중성자속 가중치를 계산하였다. 즉, 21개의 핵연료집합체에 대해 순차적으로 1개씩 상대출력을 1.0, 나머지는 출력이 없는 것으로 가정하여 중성자 수송계산을 수행하여 중성자 에너지군별로 중성자속을 계산한 것이다. 수송계산은 2차원 불

연속각분할법(Discrete Ordinates Method) 코드인 DORT 3.1[2]과 ENDF/B-VI 기반의 단면적 자료집 BUGLE-96[5] 군정수 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. 이 때 핵연료집합체의 연소도 분포는 편의상 22 주기의 것을 사용하였으며 그 결과 (r, θ) 기하구조에 포함된 압력용기 모든 위치에 대해 47개 에너지군별로 반경방향 중성자속 가중치가 계산되었으며 조사취화 평가에서 가장 취약한 위치인 압력용기 내벽면 방위각 0° 대해 데이터베이스를 구축하였다.

표 1은 핵연료집합체 1번부터 7번까지의 중성자속 가중치를 보여주고 있으며 편의상 1군부터 30군까지만 제시하였

으며 1군부터 18군까지가 1 MeV 이상의 에너지군이다. 1번과 2번 핵연료의 위치는 방위각 0° 가장 가깝기 때문에 이 위치에 대한 기여도가 높고 결국 표 1에 나타난 것처럼 가중치도 다른 집합체에 비해 높은 값을 가진다.

반경방향 중성자속 가중치와 핵연료 집합체의 상대출력과의 상관관계를 확인하기 위해 핵연료집합체의 상대출력을 1.0 대신 0.5으로 가정한 다음 위 모든 계산을 반복 수행한 뒤 결과를 비교해 보았다. 그 결과 모든 위치에서 0.1% 이내로 서로 일치하는 것을 확인함으로써 에너지감쇄확률이 출력밀도와는 무관함을 확인할 수 있었다.

이렇게 얻어진 반경방향 중성자속 가중치를 핵연료집합체의 상대출력과 함께 (2-14)식에 적용하면 (r, θ) 기하구조에 대해 에너지의존 중성자속을 얻을 수 있다.

Table 1. Flux Weighting Factors for the Location of Maximum Fast Neutron Flux at the Kori-1 Reactor Pressure Vessel

Group	Assembly Number						
	1	2	3	4	5	6	7
1	5.17E+06	6.61E+06	6.85E+05	1.01E+06	3.48E+05	1.65E+05	1.16E+05
2	1.66E+07	2.10E+07	2.10E+06	3.04E+06	1.02E+06	4.45E+05	3.25E+05
3	7.24E+07	9.06E+07	8.51E+06	1.22E+07	3.89E+06	1.55E+06	1.18E+06
4	1.43E+08	1.78E+08	1.62E+07	2.30E+07	7.14E+06	2.67E+06	2.18E+06
5	2.52E+08	3.11E+08	2.72E+07	3.81E+07	1.14E+07	3.90E+06	3.44E+06
6	6.25E+08	7.63E+08	6.77E+07	9.39E+07	2.67E+07	8.34E+06	8.40E+06
7	9.75E+08	1.17E+09	9.69E+07	1.33E+08	3.66E+07	1.05E+07	1.11E+07
8	2.00E+09	2.37E+09	1.72E+08	2.31E+08	6.23E+07	1.67E+07	1.76E+07
9	1.57E+09	1.84E+09	1.24E+08	1.66E+08	4.41E+07	1.13E+07	1.22E+07
10	1.18E+09	1.39E+09	9.28E+07	1.23E+08	3.27E+07	8.13E+06	8.81E+06
11	1.40E+09	1.64E+09	1.08E+08	1.44E+08	3.79E+07	9.27E+06	1.01E+07
12	7.03E+08	8.27E+08	5.46E+07	7.23E+07	1.91E+07	4.60E+06	5.07E+06
13	1.88E+08	2.22E+08	1.48E+07	1.97E+07	5.24E+06	1.25E+06	1.37E+06
14	9.19E+08	1.09E+09	7.19E+07	9.55E+07	2.54E+07	6.09E+06	6.66E+06
15	2.45E+09	2.89E+09	1.88E+08	2.49E+08	6.65E+07	1.61E+07	1.73E+07
16	2.69E+09	3.19E+09	2.03E+08	2.69E+08	7.24E+07	1.76E+07	1.86E+07
17	3.91E+09	4.65E+09	2.91E+08	3.87E+08	1.05E+08	2.56E+07	2.65E+07
18	6.22E+09	7.47E+09	4.58E+08	6.13E+08	1.70E+08	4.36E+07	4.18E+07
19	4.10E+09	5.01E+09	3.01E+08	4.06E+08	1.17E+08	3.26E+07	2.75E+07
20	2.22E+09	2.68E+09	1.60E+08	2.15E+08	6.08E+07	1.61E+07	1.45E+07
21	6.17E+09	7.75E+09	4.48E+08	6.15E+08	1.91E+08	6.25E+07	4.08E+07
22	5.04E+09	6.34E+09	3.61E+08	4.97E+08	1.57E+08	5.34E+07	3.27E+07
23	5.76E+09	7.23E+09	4.13E+08	5.66E+08	1.78E+08	6.17E+07	3.74E+07
24	5.40E+09	7.10E+09	3.92E+08	5.55E+08	1.99E+08	8.87E+07	3.60E+07
25	7.44E+09	9.46E+09	5.29E+08	7.33E+08	2.46E+08	1.02E+08	4.77E+07
26	6.95E+09	9.04E+09	4.95E+08	6.96E+08	2.51E+08	1.21E+08	4.48E+07
27	5.09E+09	6.50E+09	3.58E+08	4.97E+08	1.73E+08	7.93E+07	3.21E+07
28	4.35E+09	5.47E+09	3.02E+08	4.17E+08	1.39E+08	5.96E+07	2.69E+07
29	1.69E+09	2.07E+09	1.16E+08	1.58E+08	4.98E+07	1.90E+07	1.02E+07
30	9.82E+08	1.19E+09	6.71E+07	9.03E+07	2.74E+07	9.50E+06	5.88E+06

3.2 축방향 중성자속 가중치 계산

본 논문의 2.2절에서 제시한 방법에 따라 축방향 중성자속 가중치를 계산하였다. 노심 축방향 출력분포는 13개노드로 나누고 압력용기 위치는 총 155개의 노드로 세분하여 나눈 뒤 (r, z) 기하구조에 대한 중성자 수송모형을 구축한 다음 축방향 상대출력을 순차적으로 1.0으로 가정한 뒤 수송계산을 수행하였다. 그 결과로부터 47개 중성자군에 대한 축방향 중성자속 가중치를 계산하여 데이터베이스를 구축하였다. 그림 7은 압력용기 내벽위치에 대한 1 MeV 이상의 가중치를 모두 적분한 값으로서 노심 축방향 13개 노드중 편이상 홀수노드에 대한 결과만 제시하였다. 이 그림은 핵연료집합체 13개 노드위치에서 각각 발생한 중성자가 압력용기 축방향으로 155개 노드에 미치는 기여도를 의미하며 양쪽 끝부분에 위치한 노드의 경우 다른 것과 비교하여 상대적으로 작은 이유는 노심 축방향 출력분포의 양쪽 끝부분에서 출력분포의 구배가 매우 심하기 때문에 가급적 세밀하게 분할하여 이 부분에 배치된 노드의 크기가 작기 때문이다. 이렇게 얻어진 축방향 중성자속 가중치를 노심 축방향 출력분포와 함께 (2-15)식에 적용하면 (r, z)기하구조에 대해 에너지의존 중성자속을 얻을 수 있다.

3.3 3차원 합성 조정인자 계산

본 논문 2.2절에서 제시한 학습방법을 바탕으로 3차원 합성계수를 계산하기 위한 조정인자(correction factor)를 생산하였다. 고리 1호기 제22주기를 학습을 위한 대상 노심으로 선정하고 (r, z) 및 (r) 기하구조 수송계산을 직접 수행한 다음 그 결과로부터 (2-18)식을 이용하여 조정인자를 계산하여 데이터베이스를 구축하였다. 표 2는 각각의 에너지군별 압력용기 내벽면에서 계산된 조정인자이다. 이렇게 얻어진 조정인자와 (r, z) 기하구조에 대한 신경회로망 수송모형을 이용하

Table 2. Correction Factors for 3-D Synthesis Technique

Energy Group	Correction Factor	Energy Group	Correction Factor
1	3.02E-03	25	2.91E-03
2	3.02E-03	26	2.91E-03
3	3.01E-03	27	2.91E-03
4	3.00E-03	28	2.90E-03
5	3.00E-03	29	2.89E-03
6	3.00E-03	30	2.88E-03
7	2.99E-03	31	2.93E-03
8	2.98E-03	32	2.93E-03
9	2.97E-03	33	2.91E-03
10	2.96E-03	34	2.89E-03
11	2.95E-03	35	2.89E-03
12	2.95E-03	36	2.88E-03
13	2.94E-03	37	2.88E-03
14	2.94E-03	38	2.87E-03
15	2.94E-03	39	2.87E-03
16	2.93E-03	40	2.87E-03
17	2.93E-03	41	2.86E-03
18	2.92E-03	42	2.86E-03
19	2.92E-03	43	2.85E-03
20	2.91E-03	44	2.85E-03
21	2.91E-03	45	2.85E-03
22	2.91E-03	46	2.85E-03
23	2.91E-03	47	2.82E-03
24	2.92E-03		

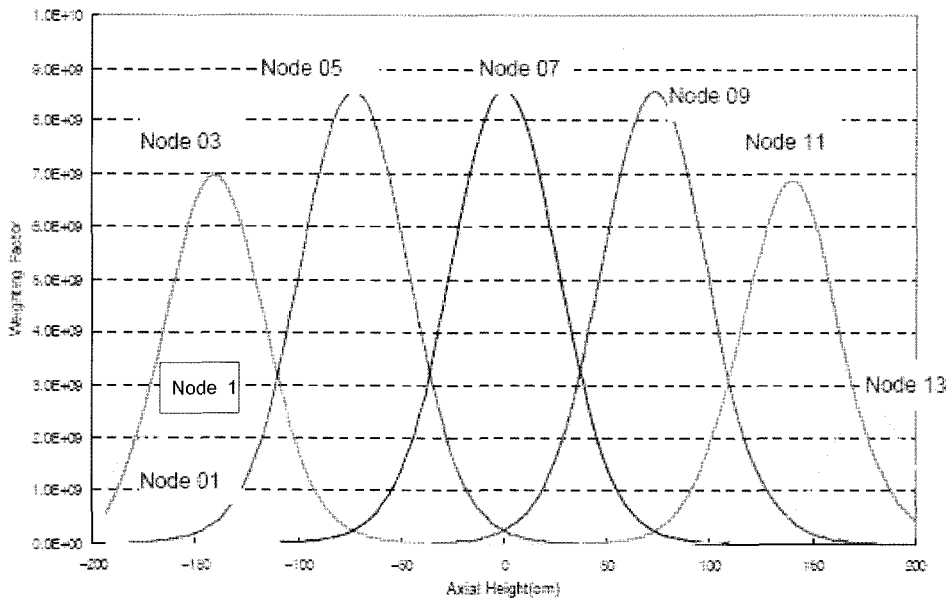


Fig. 7. Axial Flux Weighting Factor($E \geq 1$ MeV) for Pressure Vessel Inner Diameter by Axial Node

면 (2-19)식으로부터 (r)기하 구조에 대한 해를 얻을 수 있다. 결국 (2-20)식의 모든 중성자속 가중치와 조정인자의 계산이 완료되어 데이터베이스로 구축되었다. 따라서 고리1호기의 어떤 핵주기도 반경방향 상대 출력분포와 축방향 출력분포만 입력하면 중성자속이 최대가 되는 압력용기 내벽 위치에 대한 에너지의존 중성자속을 빠르게 평가할 수 있으며 그것을 가능하게 하는 전산 프로그램(NEURAL-FLUX)을 작성하였으며 전산 시간은 주기 당 1초 이내이다.

3.4 신경회로망 계산 결과

고리 1호기를 대상노심으로 제 1주기부터 23주기까지의 반경방향 및 축방향 출력분포만을 이용하여 최대 중성자속이 발생하는 압력용기 위치에서의 중성자 스펙트럼을 계산하였다. 압력용기 수명은 중성자 조사량이 최대가 되는 위치에서의 조사량 값에 의해 결정되므로 모든 위치에 대한 조사량 평가는 불필요하다. 이 결과로부터 1 MeV 이상의 중성자속을 적분하여 표 3에 실제 중성자 수송계산을 수행 결과와 비교하여 제시하였다.

표 3에서 보는 바와 같이 23주기 전체를 통해 상대 오차는 최대 3.4% 정도로 매우 정확히 일치하고 있는 것을 알 수 있다.

4. 결 론

본 연구에서는 노심설계단계에서 선정된 다양한 노심장전 모형 중에서 압력용기 중성자 조사취화 관점에서 가장 최적의 장전모형을 선택할 수 있도록 매우 신속하게 압력용기 취약위치에서의 중성자 스펙트럼을 평가하는 신경회로망 수송모형을 개발하였다. 노심 설계 코드로부터 생산된 반경방향 및 축방향 출력분포만을 이용하여 압력용기 부위의 최대 중성자 조사량 발생 위치에서 신속하게 스펙트럼 계산을 수행할 수 있으며 또한 이 결과로부터 1 MeV 이상의 속중성자속을 평가할 수 있다. 고리 1호기 제 1주기부터 23주기까지 적용하여 확인해본 결과 실제 중성자 수송코드를 이용한 결과와 비교하였을 때 상대오차 3.4% 이내로 매우 정확함을 확인하였다. 따라서 고리 1호기와 같이 중성자 조사취화가 과다하게 진행된 장기 가동 원전에 대해서는 본 연구의 결과를 활용하여 매주기 노심설계단계에서부터 압력용기 수명관리 전략을 수립함으로써 압력용기 수명을 극대화할 수 있을 것으로 기대된다. 그러나 최종적인 원자로 취화평가는 기존의 방법과 같이 원자로 운전 종료 후에 인출된 선량감시자 측정 결과와 운전 이력이 반영된 중성자 수송계산 결과를 바탕으로 검증이 이루어져야한다.

참고문헌

1. USNRC Regulatory Guide 1.190. Computational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel

Table 3. Maximum Fast Neutron Flux (n/cm²-s, E ≥ 1 MeV) at Reactor Pressure Vessel Inner Diameter of Kori Unit 1

Cycle	DORT	NeuralNetwork	% Error*
1	4.74E+10	4.87E+10	2.7
2	4.86E+10	5.02E+10	3.3
3	5.44E+10	5.59E+10	2.7
4	5.27E+10	5.45E+10	3.4
5	4.76E+10	4.90E+10	3.0
6	3.83E+10	3.88E+10	1.2
7	4.18E+10	4.25E+10	1.7
8	3.35E+10	3.29E+10	-1.9
9	4.31E+10	4.23E+10	-1.7
10	4.22E+10	4.08E+10	-3.2
11	3.35E+10	3.30E+10	-1.6
12	3.66E+10	3.63E+10	-0.8
13	4.25E+10	4.29E+10	0.9
14	4.15E+10	4.20E+10	1.1
15	4.28E+10	4.33E+10	1.1
16	3.82E+10	3.79E+10	-0.9
17	4.38E+10	4.41E+10	0.5
18	3.29E+10	3.21E+10	-2.6
19	3.77E+10	3.71E+10	-1.5
20	3.38E+10	3.31E+10	-2.1
21	3.20E+10	3.13E+10	-2.4
22	3.22E+10	3.14E+10	-2.5
23	3.22E+10	3.14E+10	-2.5

*% Error = (Neural Network - DORT)/DORT * 100

- Neutron Fluence. March 2001.
2. RSIC Computer Code Collection CCC-650, DOORS 3.1. One-Two and Three Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System. August 1996.
3. 유성식, 인공신경회로망과 초음파 유량계를 이용한 원자력발전소 급수유량 평가 연구. 충남대학교 기계공학과, 박사학위논문, 2003.
4. KEPCO Nuclear Fuel Co., Nuclear Design Report for Kori Unit 1 Cycle 23, KNF-K1C23-05009, 2005
5. 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.

Neutron Flux Evaluation on the Reactor Pressure Vessel by Using Neural Network

Choon Sung Yoo*, Jong-Ho Park

*Korea Atomic Energy Research Institute, Chungnam National University

Abstract - A neural network model to evaluate the neutron exposure on the reactor pressure vessel inner diameter was developed. By using the three dimensional synthesis method described in Regulatory Guide 1.190, a simple linear equation to calculate the neutron spectrum on the reactor pressure vessel was constructed. This model can be used in a quick estimation of fast neutron flux which is the most important parameter in the assessment of embrittlement of reactor pressure vessel. This model also used in the selection of an optimum core loading pattern without the neutron transport calculation. The maximum relative error of this model was less than 3.4% compared to the transport calculation for the calculations from cycle 1 to cycle 23 of Kori unit 1.

Keywords : Neural Network, Pressure Vessel, Neutron Transport, Dosimetry