

‘95 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

핵자료개선에 따른 울진 3,4호기 압력용기 중성자조사량 평가

문복자, 황해룡
한국원자력연구소

요 약

원자로 수명기간동안 압력용기의 중성자 조사량 계산은 사용된 핵단면적자료, 모델링시의 기하학적인 단순화 및 가정, 그리고 선원항 선정에 있어서의 가정 등에 의한 불확실성을 포함하고 있다. 이중 핵단면적자료는 이론 및 실험의 발전에 따라 계속 개선되고 있으며 Regulatory Guide[1]에서는 압력용기에서의 중성자 조사량 계산시 가장 최근의 핵자료를 적용할 것을 명시하고 있다. 특히 기존의 ENDF/B-IV나 ENDF/B-V에 포함된 철 핵단면적이 중성자 투과를 작게 평가하고 있음이 밝혀지면서[2] 새로운 핵단면적의 채택이 필요하게되었다. ENDF/B-VI 핵자료는 개선된 철의 핵단면적을 포함하여 여러가지 최근의 계산 및 실험치를 바탕으로 생산되었다. 따라서 ENDF/B-VI를 근거로 하고 있는 BUGLE93[3]을 이용하여 원자로 내부구조물 및 압력용기에서의 고속중성자속 계산을 수행하였다. 그리고 기존의 핵자료를 근거로 예측한 울진 3,4호기 원자로의 수명기간 중 압력용기 중성자 조사량 계산의 타당성을 검토하였다.

1. 서 론

기존의 ENDF/B-IV나 ENDF/B-V 핵자료를 이용한 압력용기 중성자속 계산 결과들이 측정치와 비교하여 중성자속을 적게 예측하고 있음이 발표된 이후로 ENDF의 여러 핵자료들을 이용한 압력용기 중성자속 계산 결과들이 실험치와 비교 분석되었는데 이러한 과정을 통해 ENDF/B-V 이전의 핵자료는 철을 포함하는 물질에 대한 고속중성자속의 투과를 작게 평가하고 있음이 알려졌다. 철의 핵단면적 변화가 압력용기에 조사되는 중성자속에 미치는 영향은 여러 보고서에서 찾을 수 있는데 특히 90년대초에 철의 비탄성산란단면적을 작게 조정된 ENDF/B-V Mod 3 철 핵단면적을 적용한 계산들이 많이 발표되었다. 이 후 철의 핵단면적에 대한 재평가가 이루어져 ENDF/B-VI 핵자료가 보급되었는데 Williams 등[4]에 따르면 이 핵자료는 기존의 ENDF/B-IV나

ENDF/B-V 보다는 철을 포함하는 물질에서의 중성자 투과를 크게 계산하지만 ENDF/B-V Mod 3 보다는 오히려 작게 계산하고 있으며 실측치와의 비교에서도 ENDF/B-VI 핵자료가 실측치를 가장 잘 예측함을 알 수 있다. 따라서 가장 최근의 핵자료인 ENDF/B-VI를 근거로 생산된 BUGLE93 핵단면적자료를 이용하여 울진3,4호기 원자로를 대상으로 원자로 내부구조물 및 압력용기에서의 고속중성자조사량을 계산하고 기존의 핵자료로 계산된 결과와 비교 분석하였다.

2. 본 론

2.1 핵단면적자료

BUGLE93 핵단면적자료는 120개의 핵종에 대한 자료를 포함하고 있으며 ENDF/B-VI로부터 유도된 상세군 핵단면적자료인 VITAMIN-B6로부터 생산되었다. BUGLE93 핵단면적자료는 PWR 및 BWR의 특정 위치에서의 스펙트럼을 가중함수로 하여 핵종들의 해당영역에 따른 단면적을 제공하는데 PWR 및 BWR의 노심영역과 PWR의 downcomer 영역, 압력용기 1/4 두께 지점, 콘크리트 차폐벽, stainless steel 과 carbon steel 등에서의 스펙트럼을 가중함수로 사용하였다. BUGLE93 핵단면적자료는 $Z < 30$ 인 핵종에 대해서는 Legendre P_7 전개, 그 이외의 핵종에 대해서는 P_5 전개로 되어 있는데 본계산에서는 기존 계산결과와의 비교를 위해 P_3 전개를 적용하였다. 현재 울진 3,4호기 설계[5]에는 ENDF/B-II와 ENDF/B-III를 근거로 한 CASK 핵단면적자료가 사용되었다.

2.2 원자로 압력용기 중성자속 계산

BUGLE93은 각 핵종들의 동위원소별로 단면적이 나타나 있으므로 존재비를 고려하여 각 핵종의 수밀도를 계산하였고 각 핵종들이 속한 영역의 스펙트럼을 가중함수로하여 생산된 단면적을 적용하였다. 핵단면적자료의 미시핵단면적과 수밀도를 입력으로 GIP 코드를 사용하여 거시핵단면적을 계산하였다. 수송계산에는 2차원 각분할 수송 코드인 DOT 4.3을 사용하였는데 구적계수는 S_8 을 사용하였다. 원자로는 1/8 대칭을 가정하여 계산하였으며 그 형태는 그림 1과 같고 반경방향과 방위각방향으로 각각 92개와 86개의 mesh를 이용해 묘사되었다. 중성자 에너지 스펙트럼은 U-235 핵분열 스펙트럼인 Watt 스펙트럼을 사용하였다. 중성자 선원의 분포가 되는 원자로심의 출력분포는 원자로 압력용기 중성자 조사량 계산의 보수성을 고려하여 얻어진 핵연료봉 출력분포

가 사용되었다.

2.3 결과 분석

분석에 사용된 고속중성자속은 압력용기의 취화에 영향을 미치는 고속중성자(>1MeV)속만을 고려하였다. 그림 2는 BUGLE93으로 계산된 반경방향 고속중성자속 분포로 고속중성자속은 노심을 지나면서 급격히 감소하게 되는데 특히 물을 통과할 때 감소하는 경향이 더 커지며 이는 중성자 감속효과가 큰 수소입자 때문이다.

표 1에 BUGLE93으로 계산된 barrel 내벽과 압력용기 내벽 및 1/4 두께 지점에서의 고속중성자 집적량 계산 결과와 기존의 설계값을 비교하였다. 이 표로 볼 때 핵단면적 자료의 교체에 의한 효과는 거의 없음을 볼 수 있다. 이러한 압력용기에서의 고속중성자 조사량은 압력용기강 건전성평가에 필요한 무연성천이온도의 결정에 사용된다.

그림 3에 BUGLE93으로 계산된 압력용기를 포함한 원자로 내부구조물에서의 반경방향 고속중성자조사량을 기존의 설계값과 비교하였다. 이 그림을 보면 이미 예측했던대로 철 핵단면적의 개선으로 철의 함량이 큰 물질로 이루어진 shroud, barrel, 압력용기 등에서는 BUGLE93으로 계산된 고속중성자속이 더 큰 값을 보인다. 하지만 ENDF/B-IV나 ENDF/B-V 핵자료를 이용한 결과와는 달리 냉각재영역에서 오히려 기존의 계산값이 더 큰 값을 나타낸다. 따라서 이 두 효과가 서로 상쇄되어 압력용기의 건전성 평가에 필요한 압력용기 내벽이나 1/4 두께지점에서는 표 1에서도 이미 살펴 보았듯이 두 결과가 거의 일치하는 결과를 보여준다. 실제로 ENDF/B-IV나 ENDF/B-V에서 ENDF/B-VI로의 핵자료 개선이 이루어짐에 따라 철을 포함하는 물질에서의 중성자투과는 증가하였으나 현재 설계에는 ENDF/B-II와 ENDF/B-III를 근거로 생산된 CASK 핵단면적자료가 사용되고 있으며 냉각재와 철을 포함하는 물질에서의 상반된 효과로 냉각재와 접하는 barrel과 압력용기 내벽에서는 핵단면적 개선에 의한 고속중성자 조사량의 변화는 1% 미만으로 무시할 수 있을 것으로 판단된다. 따라서 현재 CASK로 계산된 수명기간동안 압력용기에서의 고속중성자 조사량계산 결과를 이용한 건전성 평가는 타당한 것으로 판단되지만 이러한 분석은 해당영역에서의 고속중성자 조사량 계산에 국한된 것이며 시편에서의 중성자조사량이나 노외구조물에서의 결과는 이와는 다를 것으로 판단된다.

3. 결 론

BUGLE93 핵단면적자료를 사용하여 올진 3,4호기 원자로를 대상으로 압력용기를 포함한 원자로 내부에서의 고속중성자속을 계산하였다. 계산 결과 BUGLE93 핵단면적 자료를 이용한 고속중성자속은 구조물에 따라 약간씩의 차이를 보이고 있다. 하지만 압력용기 내벽에서는 핵단면적자료 교체에 의한 효과가 1% 미만으로 거의 무시될 수 있었다. 중성자 패드나 열차폐체의 유무 등 대상 원자로의 구조에 따라 핵자료 개선효과는 달라질 것이며 올진 3,4호기 원자로의 경우에도 시편에서의 중성자 조사량이나 압력용기 밖의 노외 구조물에 대한 효과는 다를 것으로 판단된다.

4. 참 고 문 헌

- 1) Regulatory Guide DG-1025, "Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence," US NRC, Sep. 1993.
- 2) C. Y. Fu, et al., "Evaluation and Testing of Double Differential Fe(n,n') Cross Sections," Trans. Am. Nucl. Soc., Vol. 53, 409, 1986.
- 3) D. T. Ingersoll, et al., "Production and Testing of the VITAMIN-B6 Fine-Group and the BUGLE-93 Broad-Group Neutron/Photon Cross Section Libraries Derived from ENDF/B-VI Nuclear Data," Draft, ORNL, Apr. 1994.
- 4) M. L. Williams, et al., "Transport Calculations of Neutron Transmission through Steel using ENDF/B-V, Revised ENDF/B-V, and ENDF/B-VI Iron Evaluations," NUREG/CR-5648, US NRC, Apr. 1991.
- 5) B. J. Moon, "UCN 3/4 Vessel Fluence Evaluation," N0291-N2-CA-120-9303, Rev. 01, KAERI, Mar. 1995.

표 1. 고속중성자 집적량 계산 비교

	원자로 수명중 고속중성자 집적량(neutrons/cm ²)		
	Barrel 내벽	압력용기 내벽	압력용기 1/4 두께 지점
NEW(BUGLE93)	2.48 x 10 ²¹	3.73 x 10 ¹⁹	2.19 x 10 ¹⁹
OLD(CASK)	2.47 x 10 ²¹	3.74 x 10 ¹⁹	2.17 x 10 ¹⁹

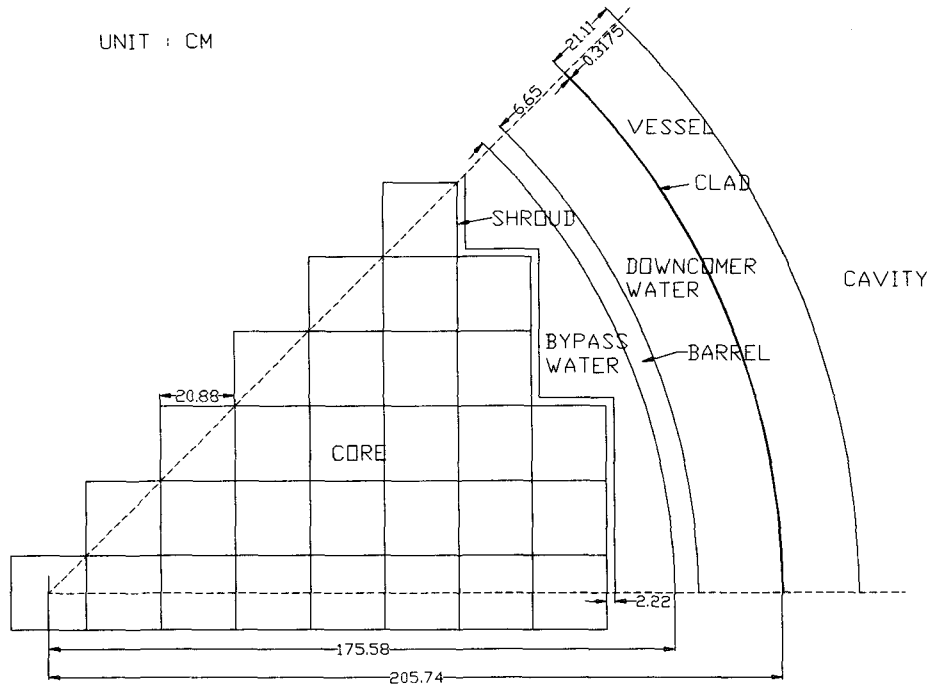


그림 1. 울진 3,4호기 원자로 형태

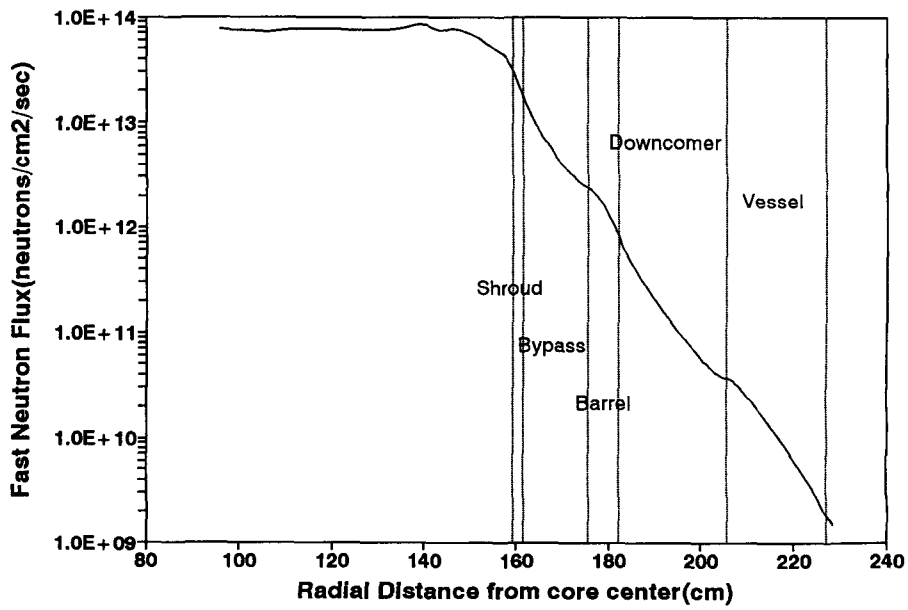
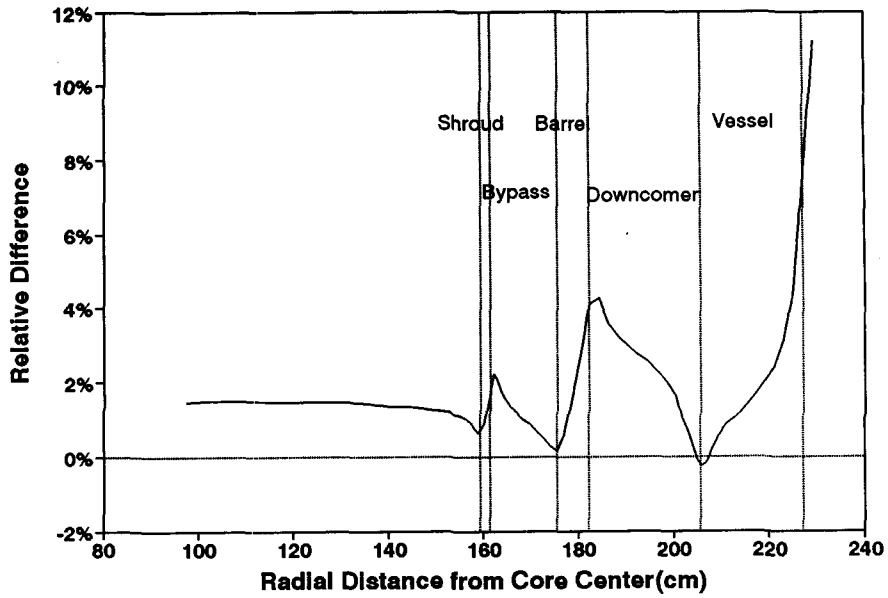


그림 2. BUGLE93으로 계산한 반경방향 고속중성자속 분포



$$\text{Relative Difference} = \frac{\text{Flux(BUGLE93)} - \text{Flux(CASK)}}{\text{Flux(CASK)}} \times 100$$

그림 3. BUGLE93과 CASK로 계산된 반경방향 고속중성자속의 상대적인 차이 비교