2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

차폐 해석용 라이브러리 KASHIL-E6의 재작성 및 검증 계산

Update of a KASHIL-E6 Library for Shielding Analysis and Benchmark Calculations

김도헌, 길충섭, 장종화
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

다양한 차폐 및 원자로 압력 용기 선량 계산을 위한 MATXS 포맷의 중성자 · 광자 연계 라이브러리가 ENDF/B-VI의 최종판인 release 8을 기반으로 생산되었다. 이는 ENDF/B-VI.5를 사용했던 기존의 KASHIL-E6 라이브러리에 대한 업데이트 작업의 일환으로 진행 중이다. 중성자 및 광자에 대한 가중 함수, Legendre 차수 등은 KASHIL-E6와 동일한 값을 사용하였지만, 에너지 군 구조로는 중성자 175군, 광자 42군의 VITAMIN-J 구조를 사용했던 KASHIL-E6와는 달리 중성자 199군, 광자 42군의 VITAMIN-B6 구조를 사용하였다. 새로운 라이브러리의 검증을 위해 경수로 압력 용기 시설 검증을 위한 PCA-REPLICA와 NESDIP-2, 철 자료의 검증을 위한 Winfrith Iron88, 흑연 자료의 검증을 위한 Winfrith Graphite 실험 자료에 대한 벤치마크 계산을 TRANSX/DANTSYS 코드 시스템을 사용하여 수행하였다. 또한, 차폐 해석에서 매우 중요한 핵종들인 철, 크롬, 구리, 니켈 자료를 JENDL-3.3 및 JEFF-3.0 라이브러리로 대체한 후 벤치마크 계산을 수행하여 이들이 계산 결과에 미치는 영향을 살펴보았다.

Abstract

For various shielding and reactor pressure vessel dosimetry applications, a pseudo-problem-independent neutron-photon coupled MATXS-format library based on the last release of ENDF/B-VI has been generated as a part of the update program for KASHIL-E6, which was based on ENDF/B-VI.5. It has VITAMIN-B6 neutron and photon energy group structures, i.e., 199 groups for neutron and 42 groups for photon. The neutron and photon weighting functions and the Legendre order of scattering are same as KASHIL-E6. The library has been validated through some benchmarks: the PCA-REPLICA and NESDIP-2 experiments for LWR pressure vessel facility benchmark, the Winfrith Iron88 experiment for validation of iron data, and the Winfrith Graphite experiment for validation of graphite data. These calculations were performed by the TRANSX/DANTSYS code system. In addition, the substitutions of the JENDL-3.3 and JEFF-3.0 data for Fe, Cr, Cu and Ni, which are very important nuclides for shielding analyses, were investigated to estimate the effects on the benchmark calculation results.

1. 서 론

차폐 해석에 주로 사용되고 있는 BUGLE-96[1]은 미국의 ORNL (Oak Ridge National Laboratory)에서 처리, 작성된 것으로 중성자 47군, 광자 20군의 군 구조를 지니고 있다. 이는 ENDF/B-VI를 사용하여 중성자 199군, 광자 42군의 상세군으로 처리된 VITAMIN-B6 라이브러리로부터 경수로의 차폐 및 압력 용기 선량 계산을 목적으로 축약된 자료이므로, 상기 목적에 부합한 차폐 구조체의 해석에만 유용하다고 볼 수 있다. 따라서, 다른 구조의 차폐체 해석을 위해서는 상세군 라이브러리를 그 목적에 맞게 축약하여 사용하여야 한다.

본 랩에서는 군축약 등 자료의 처리에 용이하고 TRANSX[2]/DANTSYS[3] 코드 시스템과 쉽게 연계하여 사용할 수 있는 MATXS 포맷의 상세군 라이브러리인 KASHIL-E6[4-6]를 생산하여 NEA Data Bank를 통해 배포, 사용해오고 있다. KASHIL-E6는 VITAMIN-J와 동일한 군 구조인 중성자 175군, 광자 42군으로 되어 있다. 179개 핵종들에 대한 자료가 ENDF/B-VI.5로부터 생산되었으며, 공명 영역에서의 자기 차폐 효과를 고려하기 위한 6 ~ 8개의 배경 단면적과 300, 600, 1000, 2100 K의 온도 자료, $P_5 \sim P_7$의 Legendre 차수에서의 자료를 포함하고 있다.

2001 ~ 2002년에 걸쳐서 최신의 평가 핵자료집인 ENDF/B-VI.8[7], JENDL-3.3[8], JEFF-3.0[9] 등이 배포되어 사용되고 있다. ENDF/B-VI는 2005년으로 예정된 ENDF/B-VII이 발표되기 이전의 최종판이라는데 의미가 있다. 또한, JENDL-3.3과 JEFF-3.0은 일부 핵종들에 대한 핵자료가 이전 버전에 비해 비교적 많이 수정되었다. 본 연구에서는 기존의 KASHIL-E6 라이브러리에 대한 업데이트 작업의 일환으로 ENDF/B-VI.8에 근거한 차폐 해석용 라이브러리를 생산하고자 하였다. 이 라이브러리는 KASHIL-E6에서 채택한 VITAMIN-J의 군 구조에 비해 다소 개선된 상세군 구조인 VITAMIN-B6 구조로 되어 있다. 생산된 라이브러리의 검증을 위해 4종의 중요 차폐 벤치마크 실험에 대한 검증 계산이 TRANSX/DANTSYS 코드 시스템을 통해 수행되었다. 또한, JENDL-3.3 및 JEFF-3.0 라이브러리의 철, 크롬, 구리, 니켈 등의 핵자료가 차폐 계산에 미치는 영향을 살펴보기 위한 민감도 계산을 수행하였다.

2장에서는 차폐 해석용 라이브러리의 생산 과정을 간단히 소개하였다. 3장에서는 라이브러리의 검증에 사용된 차폐 벤치마크 실험에 대한 간단한 소개, 계산 과정, 계산 결과 등을 기술하였다. 마지막으로 4장에서는 본 논문을 요약하였다.

2. 차폐 해석용 라이브러리 생산

본 연구에서는 기존의 차폐 해석용 라이브러리인 KASHIL-E6에 대한 업데이트 작업의 일환으로 미국의 ENDF/B-VI.8 평가 핵자료집을 사용한 라이브러리를 생산하고자 하였다. 핵자료의 처리에는 최신 처리 코드인 NJOY99.90[10]을 사용하였고, 차폐 벤치마크 계산에 필요한 일부 핵종들에 대한 처리를 우선적으로 수행하였다. 차폐체의 주 재료로 사용되며 차폐 해석에서 중요한 핵종들인 철, 크롬, 구리, 니켈 등은 JENDL-3.3 및 JEFF-3.0 평가 핵자료집을 사용한 라이브러리도 함께 생산하여 핵자료집의 변경에 따라 계산 결과에 미치는 영향을

살펴보고자 하였다. 참고로, JEFF-3.0의 Fe-56 자료의 경우 에너지 · 각 분포 자료 (MF=6) 처리 도중 에러가 발생하여 MATXS 포맷 라이브러리를 생산할 수 없었다. 따라서, 본 연구에서는 JEF-2.2의 Fe-56 자료를 사용한 벤치마크 계산을 우선 수행하였고, JEFF-3.0의 Fe-56 자료에 대한 처리 문제를 해결하기 위한 방안을 지속적으로 검토할 예정이다. 본 라이브러리 생산에서 고려된 온도 및 배경 단면적은 KASHIL-E6와 동일하며, 300, 600, 1000, 2100 K의 온도에서 핵종에 따라 6 ~ 8개의 배경 단면적 자료를 생산하였다. 또한, 산란 매트릭스를 위한 Legendre 차수도 $P_5 \sim P_7$의 자료를 생산한 KASHIL-E6와 같게 하였다.

중성자 및 광자에 대한 에너지 군 구조로는 중성자 175군, 광자 42군인 VITAMIN-J 구조를 선택했던 KASHIL-E6와는 달리, 본 연구에서는 중성자 199군, 광자 42군인 VITAMIN-B6 구조를 선택하였다. VITAMIN-B6의 중성자 군 구조는 차폐 해석에서 관심있는 고속 중성자 수송에 적합한 구조로 되어 있다. 이 구조는 VITAMIN-J 구조에 근거하여 개발되었으며 열중성자 영역의 군 개수를 증가시킴으로써 보다 다양한 분야에 유용하게 적용될 수 있도록 하였다. 상한 에너지 5.043 eV인 열중성자 에너지 영역의 군 개수는 VITAMIN-J 구조가 12개인데 반해 36군으로 크게 증가되어 열 및 고속 원자로 계통을 포함한 다양한 원자로 차폐 설계에 적용될 수 있을 것으로 판단된다. 광자에 대한 군 개수는 두 경우가 동일하지만 군 구조 자체에는 약간의 변화가 있다.

중성자 및 광자 군정수를 위한 가중 함수로는 원자로 차폐 문제에 전형적으로 적용되고 있는 형태를 취했는데, 이는 KASHIL-E6에서와 동일한 형태이다. 중성자의 경우, 열중성자 영역에서는 Maxwellian 스펙트럼, 감속 영역에서는 1/E 스펙트럼, 고에너지 영역에서는 핵분열 스펙트럼의 조합으로 구성된다. (NJOY GROUPR 모듈의 IWT=4) 광자의 경우, 광전자 흡수 에너지 영역에서는 1/E 스펙트럼을 보이다가 고에너지 영역으로 가며 차츰 감소하는 형태의 스펙트럼을 보인다. (NJOY GAMINR 모듈의 IWT=3)

3. 벤치마크 계산

본 연구에서는 영국의 Winfrith에 있는 최대 출력 30 kW의 NESTOR 원자로에 설치되어 있는 ASPIS 차폐 시설에서 수행된 4개의 벤치마크 실험에 대한 검증 계산을 수행하였다.[6] 또한, 철, 크롬, 구리, 니켈 자료에 대한 평가 핵자료집 변경에 따른 영향도 살펴 보았다.

3.1. 차폐 벤치마크 실험

ASPIS 차폐 시설은 180cm×190cm 사각형 면이 NESTOR 원자로의 흑연 반사체와 접속할 수 있게 되어 있는 물로 채워진 강철 탱크를 두꺼운 콘크리트 차폐벽이 둘러싸고 있으며, 길이는 390cm이다. 검증 계산을 위해 선택한 실험은 경수로 압력 용기 시설 검증을 위한 PCA-REPLICA와 NESDIP-2, 철 자료의 검증을 위한 Winfrith Iron88, 흑연 자료의 검증을 위한 Winfrith Graphite 실험이다.

(1) PCA-REPLICA

미국 ORNL의 PCA (Pool Critical Assembly)에서 LWR Pressure Vessel Surveillance Dosimetry Improvement Program (LWR-PV-SDIP)으로 수행되었던 노심 ~ 열 차폐체, 열 차폐체 ~ RPV (Reactor Pressure Vessel) 사이 물의 두께를 각각 12cm, 13cm로 한 12/13 configuration을 그대로 복제한 실험 설비이다. 중성자원은 NESTOR 원자로에 의해 조사된 얇은 핵분열판으로서 U-235가 93.0 wt%로 고 농축된 알루미늄 합금으로 만들어졌다. 세 종류의 문턱에너지 검출기가 중심 수평축을 따라 10곳에 설치되었다. 즉, Rh-103 (n,n′) Rh-103m, In-115 (n,n′) In-115m, S-32 (n,p) P-32이며 이들의 문턱에너지는 각각 0.04, 0.34, 0.95 MeV이다.

(2) NESDIP-2

PCA-REPLICA 실험과 유사한 구조로 되어 있으며, 일부 차폐체의 두께 및 배치가 다소 변경되었다. 검출기도 PCA-REPLICA와 동일하다.

(3) Winfrith Iron88

원자력 시설의 구조재와 차폐체로 쓰이는 철 자료의 벤치마크를 위한 실험이다. 이 실험에서는 문턱에너지가 1.9 MeV인 Al-27 (n, α) Na-24 반응율 측정치도 추가되었다.

(4) Winfrith Graphite

원자로 감속재나 반사체로 쓰이는 흑연의 벤치마크를 위한 실험으로, 검출기는 Winfrith Iron88과 동일하다.

3.2. 계산 과정

각각의 벤치마크 실험에 대한 중성자 수송 계산을 위해 TRANSX/DANTSYS 코드 시스템을 사용하였다. 199군의 MATXS 포맷 중성자 라이브러리와 TRANSX 코드를 이용하여 영역별 거시 단면적을 생산하고, 이를 사용한 1차원 수송 계산을 수행하였다. 여기서 계산된 199군의 영역별 중성자속은 BUGLE-96과 동일한 구조인 47군의 영역별 거시 단면적 자료를 생산하기 위한 가중 함수로 사용되었다. 이들 47군 거시 단면적 자료를 사용하여 원자로 및 차폐 시설에 대한 2차원 수송 계산을 수행하였다.

일반적인 수송 계산에서는 계산 모델을 3차원으로 묘사할 경우 보다 정확한 결과를 얻을 수 있다고 여겨지고 있다. 그러나, 전산기의 성능이 좋지 않던 수년 전까지만 하더라도 1차원 및 2차원 수송 계산을 수행한 후 그 결과를 이용하여 3차원 계산과 유사한 효과를 얻기 위한 방법이 주로 사용되었다. 이는 3D-Equivalent Flux Synthesis 방법이라고 불리는데, 합성된 3차원 중성자속은 다음 식을 통해 계산된다.

$$\phi(x,y,z) = \phi(x,z) \times \phi(y,z) / \phi(z)$$

모든 계산에서는 P_3, S_8이 사용되었고, mesh의 간격은 1cm를 넘지 않도록 묘사하였다. 검출기의 선량 반응율 계산을 위한 Rh-103 (n,n′), In-115 (n,n′), S-32 (n,p), Al-27 (n, α)의 단면적 자료로는

IRDF-90 version 2의 자료가 사용되었다. 이들 문턱 선량 반응율 단면적 자료는 검출기 위치에서의 영역별 199군 중성자속을 가중 함수로 이용하여 47군 자료로 축약, 생산된다.

3.3.계산 결과

각각의 벤치마크 실험에 대한 3D-Equivalent Flux Synthesis 방법을 통해 생산된 중성자속과 선량 단면적 자료를 이용하여 각각의 중성자 반응에 대한 선량 반응율을 계산하였고, 이를 실험값과 비교하여 표 1 ~ 4에 수록하였다.

PCA-REPLICA 실험의 선량 반응율 중 차폐체 앞뒤의 물 위치에서 측정된 Rh-103의 반응율은 계산값과 실험값이 약 10% 이내의 차이를 보이고 있다. RPV에서의 반응율은 Rh-103의 경우 실험값에 비해 약 10% 정도 크게 계산되었으며, T/4 위치에서 13% 정도 크게 계산된 In-115 반응율을 제외하면 In-115 및 S-32 반응율은 실험값과 잘 일치하고 있음을 알 수 있다. Cavity에서의 반응율도 8 ~ 12% 정도의 차이만을 보이고 있다. 각각의 반응율들에 대한 평균 C/M (Calculated-to-Measured) 비 (ratio)를 살펴보면 벤치마크 계산 결과는 3% 이내의 작은 차이를 보이며 실험값과 일치하고 있음을 알 수 있다.

NESDIP-2 실험에서는 차폐체 앞뒤의 물 위치에서 계산된 Rh-103 반응율이 실험값과 최고 22%의 차이를 보여 PCA-REPLICA에 비해 나쁜 결과를 보였다. 반면, RPV에서는 모든 반응율이 실험값과 잘 일치하고 있다. Cavity에서는 S-32 반응율이 실험값과 정확히 일치한데 반해 나머지 반응율들은 비교적 큰 차이를 보였다. 각각의 반응율들에 대한 평균 C/M 비를 살펴보면 NESDIP-2는 PCA-REPLICA에 비해 대체로 나쁜 결과를 보이고 있음을 알 수 있다. 특히, Rh-103 반응율은 PCA-REPLICA에 비해 12% 정도 낮게 계산되었다.

Winfrith Iron88 실험에서는 Rh-103 반응율이 철의 두께가 두꺼워질수록 실험값에 비해 감소하는 경향을 보였다. 즉, 약 40cm의 두께까지는 10% 이내의 차이를 보이다가 그 이상의 두께에서는 실험값에 비해 급격히 감소하여 약 61cm에서는 실험값에 비해 25% 정도 낮게 계산되었다. In-115 반응율도 철의 두께에 따라 점차 감소하는 경향을 보이는데, 전체적으로 실험값에 비해 낮은 값으로 유지되고 있다. 문턱에너지가 상대적으로 높은 S-32 반응율은 모든 위치에서 실험값에 비해 낮게 계산되고 있으나 철의 두께에 따른 변화를 보이진 않았다. Al-27 반응율은 실험값에 비해 평균적으로 약 24% 이상 크게 계산되었다.

Winfrith Graphite 실험에서는 계산 결과가 대체로 실험값과 큰 차이를 보이지 않았다. Rh-103과 In-115 반응율의 경우 Winfrith Iron88에서처럼 흑연의 두께가 두꺼워질수록 실험값에 비해 감소하는 경향을 보이고 있다. S-32 반응율은 대체로 실험값에 비해 높게 계산되고 있으며 흑연의 두께에 따른 변화는 나타나지 않았다. Al-27 반응율은 실험값에 비해 평균적으로 약 26% 이상 크게 계산되었다.

본 연구에서는 철, 크롬, 구리, 니켈 자료에 대한 평가 핵자료집 변경에 따른 영향도 살펴보았다. 계산 결과, 크롬, 구리, 니켈 자료는 평균적으로 약 2% 이내의 작은 차이를 보이고

있음을 알 수 있었다. 그러나, 철 자료의 경우 벤치마크 실험의 종류에 따라 핵자료의 변경에 따른 영향이 크게 나타나기도 하였다. 표 5에는 각 벤치마크 실험에 대한 철 동위원소의 평가 핵자료집 변경에 따른 평균 C/M 선량 반응율 비를 수록하였다. PCA-REPLICA와 NESDIP-2의 경우, ENDF/B-VI.8과 JEFF-3.0을 사용한 계산 결과는 대체로 2% 이내의 매우 작은 차이를 보였지만 JENDL-3.3을 사용한 계산 결과는 S-32 반응율에서 ENDF/B-VI.8에 비해 최고 10% 정도 낮게 계산되었다. Winfrith Iron88의 경우, S-32 반응율을 제외하면 JENDL-3.3과 JEFF-3.0이 3% 이내의 작은 차이를 보였으며, ENDF/B-VI.8을 사용한 계산 결과는 이들보다 약간 크게 계산되었다. Winfrith Graphite의 경우에는 검출기 위치에 흑연만 존재하므로 철에 대한 핵자료의 영향은 전혀 나타나지 않았다.

본 연구에서 고려한 4종의 벤치마크 실험들의 전체 검출 위치에서 계산된 C/M 선량 반응율 비들의 평균값을 철의 평가 핵자료집을 변경해가며 계산해 보았다. 그 결과, ENDF/B-VI.8은 0.94, JENDL-3.3은 0.90, JEFF-3.0은 0.93의 C/M 비를 보였다. 즉, 아직까지도 원자로 차폐 해석용 라이브러리로는 ENDF/B-VI.8을 선택하는 것이 다소 유리할 것으로 판단된다.

4. 요약 및 검토

다양한 차폐 및 원자로 압력 용기 선량 계산을 위해 ENDF/B-VI.5에 근거하여 생산되었던 기존의 KASHIL-E6 라이브러리에 대한 업데이트 작업의 일환으로, ENDF/B-VI.8을 기반으로 한 VITAMIN-B6 군 구조의 MATXS 포맷 중성자 · 광자 연계 라이브러리를 생산하였다. 생산된 라이브러리의 검증을 위해 PCA-REPLICA, NESDIP-2, Winfrith Iron88, Winfrith Graphite 등 영국의 ASPIS 차폐 시설에서 수행된 벤치마크 실험 결과와 비교하였다. 경수로 압력 용기 시설 검증을 위한 PCA-REPLICA와 NESDIP-2 실험에서는 최고 22%의 차이를 보인 검출 위치가 존재하긴 하지만, 실험 오차 등을 고려해볼 때 대체로 만족한 결과를 보였다. Winfrith Iron88 및 Winfrith Graphite 실험에서도 철과 흑연의 두께가 두꺼워짐에 따라 일부 반응율에서 비교적 큰 차이를 보이긴 했지만 대체로 실험값과 10 ~ 20% 정도의 차이를 보였다. 본 연구에서는 철, 크롬, 구리, 니켈에 대한 평가 핵자료집을 변경해 가며 검증 계산을 수행해 보았다. 철 자료의 경우 핵자료집 변경에 따른 영향이 다른 핵종들에 비해 비교적 크게 나타났다. 대체로 ENDF/B-VI.8과 JEFF-3.0이 유사한 계산 결과를 보인데 반해, JENDL-3.3은 이들에 비해 다소 낮게 계산되는 경향을 보였다. 본 연구에서는 일부 핵종들에 대한 라이브러리를 우선적으로 생산하여 차폐 벤치마크 계산을 수행하였다. 추가 핵종들에 대한 라이브러리의 생산은 앞으로 계속 수행될 예정이다.

본 연구는 과학기술부의 원자력연구개발 중·장기계획사업 중 “원자력 연구개발용 핵자료 구축·평가” 과제의 일환으로 수행되었음.

참고문헌

1. ORNL, "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," DLC-185, RSIC Data Library Collection, Radiation Shielding Information Center (1996).
2. R.E. MacFarlane, "TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes," LA-12312-MS, Los Alamos National Laboratory (1992).
3. R.E. Alcouffe, *et al.*, "DANTSYS: A Diffusion Accelerated Neutral Particle Transport Code System," LA-12969-M, Los Alamos National Laboratory (1995).
4. C.S. Gil, "ZZ-KASHIL-E6, 175 N, 42 Gamma Groups Cross Sections in MATXS Format Based on ENDF/B-VI.5 for Shielding Applications," NEA-1649/01, Nuclear Energy Agency, OECD (2002).
5. C.-S. Gil, J.-D. Kim, and J. Chang, "Analysis of Pressure Vessel Surveillance Dosimetry Inserted into Korean PWR," *Reactor Dosimetry: Radiation Metrology and Assessment*, p. 101, J.G. Williams, *et al.*, Eds., American Society for Testing and Materials, West Conshohocken, PA, 2001.
6. 길충섭, 김정도, 이영욱, "차폐 해석용 라이브러리 개발 및 검증," *한국원자력학회 '98추계학술발표회 논문집* (1998).
7. H.D. Lemmel, P.K. McLaughlin, and V.G. Pronyaev, "ENDF/B-VI Release 8 (Last Release of ENDF/B-VI)," IAEA-NDS-100, Rev. 11, International Atomic Energy Agency (2001).
8. K. Shibata, *et al.*, "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**, 1125 (2002).
9. R. Jacqmin, M. Kellett, and A. Nouri, "The JEFF-3.0 Nuclear Data Library," PHYSOR 2002, Seoul, Korea (2002).
10. R.E. MacFarlane and D.W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91," LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory (1994).

Table 1. Calculated-to-Measured Ratio of Dosimetry Reaction Rates in PCA-REPLICA

	Detector Position	Distance from Fission Plate	^{103}Rh (n,n′)	^{115}In (n,n′)	^{32}S (n,p)
Front Water Gap	1	1.91	1.06		
	2	7.41	0.89		
	3	12.41	0.92		
	4	14.01	0.90		
Rear Water Gap	5	19.91	0.99		
	6	25.41	1.04		
	7	30.41	0.92		
RPV	8	39.01	1.10	1.13	1.03
	9	49.61	1.08	0.98	0.98
Cavity	10	58.61	0.88	0.93	1.08
Average			0.98	1.01	1.03

Table 2. Calculated-to-Measured Ratio of Dosimetry Reaction Rates in NESDIP-2

	Detector Position	Distance from Fission Plate	^{103}Rh (n,n′)	^{115}In (n,n′)	^{32}S (n,p)
Front Water Gap	2	3.06	0.90		
	3	5.15	0.84		
	4	9.05	0.79		
	5	10.15	0.82		
	6	14.05	0.80		
	7	15.60	0.83		
Rear Water Gap	8	22.00	0.89		
	9	24.65	0.78		
	10	30.41	0.85		
	11	27.45	0.81		
	12	32.45	0.85		
	13	35.20	0.87		
RPV	14	37.70	0.91	0.95	0.90
	15	43.38	0.97	0.95	0.93
	16	49.06	1.01	0.97	0.99
	17	54.74	1.02	0.96	0.98
Cavity	18	60.42	0.77	0.83	1.00
Average			0.87	0.93	0.96

Table 3. Calculated-to-Measured Ratio of Dosimetry Reaction Rates in Winfrith Iron88

Detector Position	Distance from Fission Plate	^{103}Rh (n,n′)	^{115}In (n,n′)	^{32}S (n,p)	^{27}Al (n, α)
2	0.00	0.94	0.93	0.84	
3	5.10	0.96	0.83	0.75	1.12
4	10.22	1.01	0.85	0.79	
5	15.34	1.01	0.83	0.79	1.22
6	20.44	1.04	0.82	0.80	1.28
7	25.64	1.03	0.78	0.80	1.32
8	30.79	1.01	0.74	0.82	
9	35.99	0.98	0.67	0.76	
10	41.19	0.95	0.67	0.85	
11	46.44	0.89	0.61	0.88	
12	51.62	0.84		0.84	
13	56.69	0.80		0.83	
14	61.81	0.75		0.90	
15	66.99			0.83	
Average		0.94	0.77	0.82	1.24

Table 4. Calculated-to-Measured Ratio of Dosimetry Reaction Rates in Winfrith Graphite

Detector Position	Distance from Fission Plate	^{103}Rh (n,n′)	^{115}In (n,n′)	^{32}S (n,p)	^{27}Al (n, α)
1	0	1.15	1.14	1.09	1.49
2	5	1.01	0.99	0.88	1.07
3	10	0.98	0.95	0.92	1.18
4	15	0.97	0.97	0.96	1.21
5	20	0.98	0.99	1.02	1.35
6	30	0.93	0.97	1.02	1.24
7	40	0.88	0.92	0.97	
8	50	0.86	0.96	1.09	
9	60	0.81	0.85	1.02	
10	70	0.65	0.80	1.06	
Average		0.92	0.95	1.00	1.26

Table 5. Average C/M Ratio of Dosimetry Reaction Rates with Different Nuclear Data Files of Fe-Isotopes

Benchmark Experiment	Nuclear Data File	^{103}Rh (n,n′)	^{115}In (n,n′)	^{32}S (n,p)	^{27}Al (n, α)
PCA-REPLICA	ENDF/B-VI.8	0.98	1.01	1.03	-
	JENDL-3.3	0.96	0.95	0.93	-
	JEFF-3.0	0.97	0.99	1.02	-
NESDIP-2	ENDF/B-VI.8	0.87	0.93	0.96	-
	JENDL-3.3	0.85	0.88	0.88	-
	JEFF-3.0	0.85	0.91	0.95	-
Winfrith Iron88	ENDF/B-VI.8	0.94	0.77	0.82	1.24
	JENDL-3.3	0.88	0.72	0.69	1.10
	JEFF-3.0	0.85	0.72	0.93	1.12
Winfrith Graphite	ENDF/B-VI.8	0.92	0.95	1.00	1.26
	JENDL-3.3	0.92	0.95	1.00	1.26
	JEFF-3.0	0.92	0.95	1.00	1.26