

3차원 수송계산 코드(RAPTOR-M3G)를 이용한 원자로 압력용기 중성자 조사량 평가

맹영재[†] · 임미정 · 김병철

Neutron Fluence Evaluation for Reactor Pressure Vessel Using 3D Discrete Ordinates Transport Code RAPTOR-M3G

Young Jae Maeng[†], Mi Joung Lim and Byoung Chul Kim

(Received 11 June 2014, Revised 11 July 2014, Accepted 11 July 2014)

ABSTRACT

The Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50, Appendix H requires surveillance program for reactor pressure vessel(RPV) that the peak neutron fluence at the end of the design life of the vessel will exceed $1.0E+17$ $n/cm^2(E>1.0MeV)$. 2D/1D Synthesis method based on DORT 3.1 transport calculation code has been widely used to determine fast neutron($E>1.0MeV$) fluence exposure to RPV in the beltline region. RAPTOR-M3G(Rapid Parallel Transport Of Radiation-Multiple 3D Geometries) performing full 3D transport calculation was developed by Westinghouse and KRIST(Korea Reactor Integrity Surveillance Technology) and applied for the evaluations of In-Vessel and Ex-Vessel neutron dosimetry. The reaction rates from measurement and calculation were compared and the results show good agreements each other.

Key Words : Transport Calculation(수송계산), Reactor Pressure Vessel (원자로 압력용기), Neutron Flux(중성자 속), Neutron Fluence(중성자 조사량), Neutron Dosimetry(중성자 도시메트리)

1. 서론

10CFR Part50, Appendix H “Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements”¹⁾는 원자로 수명 기간 동안 원자로압력용기에 도달하는 속중성자($E>1.0MeV$) 조사량이 $1.0E+17n/cm^2$ 를 초과하는 압력용기에 대해 중성자 선량감시 프로그램을 수립하도록 요구하고 있으며, 속중성자 수송계산요건의 방법론 및 절차는 Regulatory Guide 1.190 “Calculational and Dosimetry Methods for Determinig Pressure Vessel Neutron Fluence”²⁾에 제시되어 있다.

RAPTOR-M3G(RAPid Parallel Transport Of Radiation-

Multiple 3D Geometries)는 병렬처리기법을 탑재한 3차원 수송계산 코드로서 USNRC 승인을 위한 검토 중에 있으며, 원자로압력용기 조사취화 평가에 활용될 예정이다.

이 논문에서는 3차원 수송계산을 통한 한국표준형 원전(KSNP, Korea Standard Nuclear Power Plant) 8개 호기에 대한 압력용기 수명 말 예측중성자 조사량을 제시하고, 수송계산 결과가 실제 원자로압력용기 내·외부의 중성자선량감시자 측정결과와 잘 일치하는지 논의할 것이다.

2. 3차원 수송계산

2.1 수송계산 방법론

본 논문에서 중성자 수송계산은 3차원 불연속각분

[†] 책임저자, 회원, 한국원자로감시기술원

E-mail: maeng@krist.co.kr

TEL: (042)862-8085 FAX: (042)864-2113

할법 코드인 RAPTOR-M3G와 ENDF/B-VI 기반의 단면적 자료집 BUGLE-96³⁾ 균정수 라이브러리를 사용하였다. 계산 대상원전인KSNP는 2815MWt급 가압경수로이며, 한울(HU, Hanul) 3~6호기 및 한빛(HB, Hanbit) 3~6호기에 해당한다. 3차원 모델링은 BOT3P-GGTM⁴⁾을 이용하여 모사하였고, 그 결과는 Fig. 1과 같다.

한국표준형 원전의 3차원 수송계산을 위한(r, θ , z) 모델 범위는 $r=0\sim 388.62\text{cm}$, $\theta=0\sim 90^\circ$, $z=-246.634\sim 246.634\text{cm}$ 이며, 압력용기 내벽면에 인접한 감시캡슐(Surveillance Capsule) 등을 포함한 서로 다른 21개의 구역으로 모사하였다. 3차원 해석 모델에 사용된 모든 수치는 설계 수치를 사용하였고, 실측 수치가 있는 경우에는 실측 수치를 사용하였다. 특히, 노심(core)을 둘러싸고 있는 직각형태의 baffle과 같은 구조물을 모사할 때에는 그 두께와 체적을 보존할 수 있도록 상세한 공간 격자를 이용하였으며, 3차원 수송계산 모델에 포함된 주요 원자로 구조물에 대한 노심 중앙($z=0\text{cm}$) 단면도는 Fig. 2에 나타내었다.

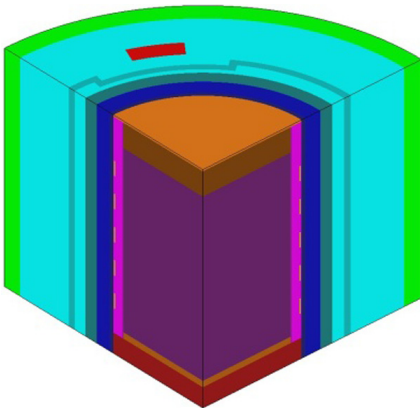


Fig. 1 3D model geometry of KSNP

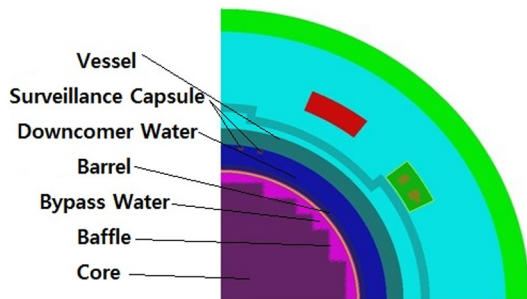
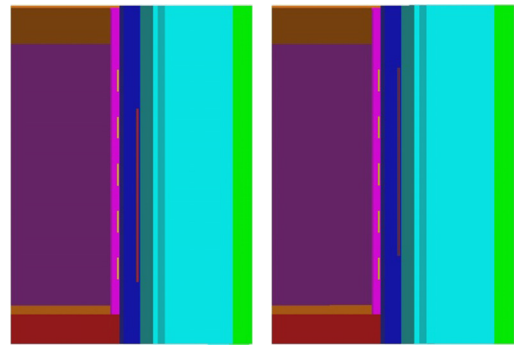


Fig. 2 3D (r, θ) cross-section view at $z=0\text{cm}$



HB Unit 5,6 & HU Unit 3~6

HB Unit 3,4

Fig. 3 3D (r, z) cross-section view at 83degrees

한울 3~6호기 및 한빛 5, 6호기의 3차원 격자구조는 r방향에 151개, θ 방향에 89개, z방향에 83개를 사용하였으며, 한빛 3, 4호기의 경우는 r방향에 149개, θ 방향에 89개, z방향에 84개의 격자구조를 사용하였다. 한빛 3, 4호기가 다른 발전소와 서로 다른 3차원 격자구조를 갖는 이유는 수송계산 모델에 포함된 감시캡슐의 z 방향 위치가 다르기 때문이다. Fig. 3은 한빛 5, 6호기, 한울 3~6호기 및 한빛 3, 4호기에 대한 3차원 수송계산 모델의 감시캡슐이 존재하는 83도(7도 감시캡슐 위치)의 (r, z) 단면도를 보여주고 있다.

3차원 수송계산 해석을 위해, 각분할은 S_{10} 구적을 사용하였고, 비등방 산란 단면적은 P_3 전개까지 사용하였다. 또한 내부 반복법의 중성자속 수렴한계는 0.001로 설정하였다.

중성자 선원분포는 노심 내부의 모든 위치에서의 핵분열에 의해 발생하는 중성자의 에너지별 수밀도 분포를 의미한다. 3차원 수송계산을 위한 중성자 선원분포 계산은 미국 Westinghouse사에서 개발한 SORCERY⁵⁾ 코드를 이용하였으며, 실제 원자로 가동이력이 담긴 핵연료 농축도, 연소도 및 출력분포로부터 중성자 에너지별 선원분포를 계산한다. 또한 핵연료의 초기 농축도 및 평균 연소도를 바탕으로, 핵분열을 일으키는 ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu 및 ^{242}Pu 비율에 따라 한번의 핵분열에 의해 발생하는 중성자의 평균 개수 및 에너지 분포(fission spectrum)를 계산한다.

또한 노심의 외곽에 위치하는 핵연료집합체에 대해서는 집합체 내부의 핵연료봉(rod)별 상대 출력분포까지 세분하여 계산하였으며, 노심 내부의 핵연료 집합체에 대해서는 핵연료봉별 출력분포가 균등한 분포를 갖는 것으로 취급하여 계산하였다. 이에 필

요한 각 핵연료집합체의 초기 농축도, 상대 출력분포 및 연소도 등 주요 핵설계 자료는 해당 발전소, 해당 주기의 핵설계보고서를 근거로 취득하였다.

2.2 압력용기 내벽면 중성자 조사량 예측

앞 절에서 설명한 3차원 수송계산 방법론과 발전소별 가동이력을 바탕으로 한국표준형 원전 모델 전체에 대한 중성자 47개 그룹 및 감마선 20개 그룹의 스펙트럼을 매 핵주기별로 계산하였다.³⁾ Table 1은 한국 표준형 원전 8개 호기 각각에 대한 수명말(32EFPY, Effective Full Power Year) 원자로 압력용기 내벽면 위치에서의 최대 중성자 조사량($E>1.0\text{MeV}$, n/cm^2)이다.

Table 1 Calculated Maximum Neutron Fluence($E>1.0\text{MeV}$, n/cm^2) of Vessel Inner Radius at 32EFPY

Unit	Neutron Fluence at 32EFPY	Unit	Neutron Fluence at 32EFPY
HB 3	1.68E+19	HU 3	1.69E+19
HB 4	1.68E+19	HU 4	1.69E+19
HB 5	1.74E+19	HU 5	1.83E+19
HB 6	1.72E+19	HU 6	1.86E+19

위 결과는 각 발전소별 실제 완료된 가동주기까지의 주기별 3차원 수송계산결과와 그 평균 중성자속($E>1.0\text{MeV}$, $\text{n/cm}^2\text{-sec}$)을 가정하여 도출된 결과이며, 발전소 운전전략의 변경 및 가동 년수의 증가에 따라 바뀔 수 있다. 수명말에서의 압력용기 내벽면 중성자 조사량을 예측하기 위해 3차원 수송계산으로부터 구해진 평균 중성자속은 Table 2에 나타내었다.

Table 2 Average Neutron Flux($E>1.0\text{MeV}$, $\text{n/cm}^2\text{-sec}$) of Vessel Inner Radius

Unit	Avg. Flux	Unit	Avg. Flux
HB 3	1.69E+10	HU 3	1.70E+10
HB 4	1.69E+10	HU 4	1.71E+10
HB 5	1.75E+10	HU 5	1.82E+10
HB 6	1.72E+10	HU 6	1.87E+10

한국 표준형 원전마다 수명말 압력용기 내벽면 중성자 조사량이 차이가 나는 이유는 각 발전소별 중성자속이 다르기 때문이며, 최대 중성자속이 나타나는 위치는 매주기 핵연료 장전모형에 따라 변할 수 있다. 특히, 저누설 장전모형을 채택한 경우 압력용

기 내벽면의 최대 중성자속은 크게 감소하며 평균 중성자속 감소의 주원인이 된다.

예를 들면, 제 2차 감시시험까지 완료된 한빛 3, 4호기의 경우 한빛 3호기는 7주기부터, 그리고 한빛 4호기는 6주기부터 저누설 장전모형을 채택하여 각각 14주기, 13주기까지 운전이 완료되었다. 저누설 장전모형의 적용여부는 주기별 핵연료 장전모형을 토대로 확인 가능하며, 수송계산으로 얻어진 주기별 압력용기 내벽면 최대 중성자속을 통해서도 확인할 수 있다. Table 3은 3차원 수송계산을 통해 구해진 한빛 3, 4호기의 매 주기별 압력용기 내벽면 최대 중성자속을 보여준다.

Table 3 Calculated Maximum Neutron Flux($E>1.0\text{MeV}$, $\text{n/cm}^2\text{-sec}$) of Vessel Inner Radius for Hanbit Unit 3 and 4

Cycle	Hanbit Unit 3		Hanbit Unit 4	
	EFPY	Flux	EFPY	Flux
1	0.97	2.08E+10	0.93	2.07E+10
2	1.72	2.11E+10	1.65	2.11E+10
3	2.70	2.17E+10	2.67	2.18E+10
4	3.72	1.83E+10	3.66	1.99E+10
5	4.91	1.97E+10	4.73	2.16E+10
6	6.19	1.85E+10	6.02	1.44E+10
7	7.29	1.66E+10	7.35	1.56E+10
8	8.55	1.47E+10	8.63	1.42E+10
9	9.69	1.38E+10	9.89	1.47E+10
10	10.94	1.33E+10	11.15	1.43E+10
11	12.23	1.35E+10	12.40	1.43E+10
12	13.43	1.43E+10	13.64	1.38E+10
13	14.59	1.41E+10	14.87	1.36E+10
14	15.91	1.55E+10	-	-
Avg.	1 ~ 6	2.00E+10	1 ~ 5	2.10E+10
Avg.	7 ~ 14	1.45E+10	6 ~ 13	1.44E+10
Avg.	1 ~ 14	1.69E+10	1 ~ 13	1.69E+10

저누설 장전모형을 채택하기 전 핵주기까지의 평균 중성자속은 한빛 3, 4호기 각각 2.00E+10 및 2.10E+10이며, 이는 현재 주기까지 평균 중성자속의 각각 118% 및 124%에 해당한다. 또한 저누설 장전모형을 채택한 후 핵주기들의 평균 중성자속은 한빛 3호기의 경우 전체 주기 평균 중성자속의 86%에 해당하는 1.45E+10이며, 한빛 4호기의 경우 전체 주기 평균

중성자속의 85%에 해당하는 $1.44E+10$ 으로 평가되었다.

한편, Table 1과 Table 2에 제시된 한빛 3, 4호기와 한울 5, 6호기는 같은 노형이지만, 수명말 압력용기 내벽면 최대 중성자 조사량 및 평균 중성자속의 상당한 차이가 있다. 한울 5, 6호기의 수명말 압력용기 내벽면 최대 중성자 조사량은 각각 $1.83E+19$ 과 $1.86E+19$ 이며, 이는 한빛 3, 4호기의 수명말 조사량에 비해 대략 10% 높은 결과이다. 한빛 3, 4호기와 한울 5, 6호기 수명말 중성자 조사량이 차이의 원인은 Table 3의 한빛 3, 4호기 주기별 압력용기 내벽면 최대 중성자속과 Table 4에 제시한 한울 5, 6호기의 주기별 압력용기 내벽면 최대 중성자속을 통해 확인할 수 있다.

Table 4 Calculated Maximum Neutron Flux($E>1.0\text{MeV}$, $\text{n}/\text{cm}^2\text{-sec}$) of Vessel Inner Radius for Hanul Unit 5 and 6

Cycle	Hanul Unit 5		Hanul Unit 6	
	EFY	Flux	EFY	Flux
1	0.99	$2.14E+10$	1.04	$2.11E+10$
2	2.07	$2.10E+10$	2.08	$2.11E+10$
3	3.16	$2.04E+10$	3.26	$2.11E+10$
4	4.48	$2.07E+10$	4.63	$1.43E+10$
5	5.82	$1.57E+10$	5.85	$1.79E+10$
6	6.93	$1.50E+10$	7.16	$1.66E+10$
7	8.30	$1.34E+10$	-	-
Avg.	1 ~ 7	$1.82E+10$	1 ~ 6	$1.87E+10$

한울 5, 6호기는 각각 7 주기 및 6 주기까지 실제 가동된 이력을 근거로 3차원 수송계산을 통해 압력용기 내벽면 최대 중성자 속을 계산하였으며, 핵연료의 저누설 장전모형은 한울 5호기의 경우 5주기부터 시작된 것으로 평가되며 한울 6호기는 4주기부터 시작된 것으로 평가되었다. 이와같이 저누설 장전모형을 채택한 후 3주기를 운전한 한울 5, 6호기와 그 후 8주기를 운전한 한빛 3, 4호기의 평균 중성자속은 상당한 차이를 보이며, 그 결과 수명말 중성자 조사량 값에서도 차이를 보였다. 그러나 한울 5, 6호기의 경우도 저누설 장전모형을 계속 유지한다면 수명말 압력용기 내벽면 중성자 조사량은 한빛 3, 4호기와 비슷한 결과를 얻을 것으로 예상된다.

이를 통해 압력용기 중성자 조사량 예측에 이용되는 평균 중성자속은 저누설 장전모형을 채택하였을

때와 그렇지 않았을 때가 크게 달라지는 것을 확인하였으며, 저누설 장전모형의 채택은 압력용기에 도달하는 중성자속을 감소시켜 압력용기 조사취화 정도를 더디게 할 수 있는 주요한 전략이라고 볼 수 있다.

수송계산 모델에서 압력용기에 도달하는 최대 중성자 조사량은 방위각으로 약 76도 ~ 83도 사이에서 발생하였으며, 이는 원자로 건전성 평가를 위한 감시캡슐이 존재하는 7도(수송계산 모델 83도)와 14도(수송계산 모델 76도)사이의 위치이다. 또한 최대 중성자 조사량이 나타나는 축방향 위치는 노심 중앙으로부터 상위 32cm~36cm 사이에서 발생하였으며, 이는 주기별 축방향 상대 출력이 이 부근에서 최대가 되기 때문이다.

3. 수송계산 유효성 검증

3.1 중성자 선량감시자 평가

한국표준형원전은 원자력안전위원회 고시 2012-8호, 제 12조 “감시시험의 이행”과 각 발전소별로 수립된 주기적 감시계획에 따라 평가된 압력용기 내부(In-Vessel) 및 외부(Ex-Vessel)의 중성자 선량감시자 측정 분석자료를 보유하고 있다. 중성자 선량감시자는 1.0MeV 이상의 고속 중성자를 감시할 수 있도록 Cu-63, Ti-46, Fe-54, Ni-58, U-238, Nb-93 및 Np-237로 구성되며, foil 또는 wire 형태로 각각 압력용기 내부(In-Vessel) 감시캡슐의 Dosimeter block 및 외부(Ex-Vessel) 노외중성자감시자의 알루미늄 캡슐에 장입 되어 있다. ASTM E1005⁶⁾ 절차에 따라 수행된 중성자 선량감시자 측정분석은 HPGe(High Purity Germanium) 계측기로 비방사능(Specific Activity)을 측정한다. Fig. 4는 HPGe 계측기의 효율교정을 위해 제작된 foil 또는 wire 모양의 표준선원이며, 측정 중 불감시간은 10% 미만인 되도록 계측기와 감시자 사이의 거리를 유지하였다.



Fig. 4 Standard Source for Efficiency Calibration of HPGe

측정된 중성자 선량감시자 별 비방사능 값은 계산값과의 비교를 위해 원자 하나당 반응률(Reaction Rate, rps/nucleus) 값으로 환산되어야 하며, 실측된 비방사능 값과 노심의 운전이력 및 감시자의 물리적 특성을 바탕으로 전 출력에 해당하는 감시자의 반응률은 FCALC⁷⁾ 코드에서 이용하는 다음의 식 1로 결정된다.

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

여기서,

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

A = 실측 비방사능 (dps/gm)

N₀ = 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 Φ(E>1.0MeV)와 전 조사기간의 평균 Φ(E>1.0MeV)의 비

λ = 자핵종의 붕괴상수 (1/sec)

t_j = 조사기간 j의 시간 (sec)

t_d = 조사기간 j 이후의 붕괴기간 (sec)

위 식에서 합계는 전체 조사기간을 구성하는 일간 조사기간의 합으로 구하였으며 P_j/P_{ref}는 해당주기 동안 원자로 출력의 변화를 보정해주기 위해서 사용하였다. C_j값은 매 주기별로 원자로의 공간적 출력분포가 달라지기 때문에 각 해당주기 값을 사용하게 된다. 한 주기만 조사된 경우에는 C_j값을 1.0으로 사용하지만 여러 주기를 분석하는 경우, 특히 저누설 장전모형을 사용하는 노심의 경우에는 이 변수를 반드시 사용해야 한다. 왜냐하면 동일한 노심출력이라 하더라도 저누설 장전모형과 그렇지 않은 장전모형에서 나오는 중성자 스펙트럼은 상당히 다르며 결국 여러 주기에 걸쳐 조사되는 중성자 조사량은 크게 달라지기 때문이다.

3.2 측정값과 계산값의 비교

측정 값과 계산 값을 비교하는 절차는 매우 중요한 절차이다. 왜냐하면 측정 값과의 비교는 수송계산의 유효성을 검증해 줄 수 있을 뿐만 아니라, 최적

(Best Estimated) 중성자 조사량 값을 찾기 위한 조정 (Adjustment) 절차에도 이용되기 때문이며, 이러한 조정 절차를 위해서는 SAND-FERRET-INTVAL^{8,9)} 코드가 이용된다. 이 논문에서는 최적 값을 찾기 위한 조정절차는 기술하지 않고, 3차원 수송계산 결과의 유효성 검증을 위한 비교 결과만을 제시하였다.

계산에 의한 중성자 감시자 반응률은 다음 식 2로 구할 수 있다.

$$R_i \pm \delta_{R_i} = \sum_g (\sigma_{ig} \pm \delta_{\sigma_{ig}})(\phi_g \pm \delta_{\phi_g}) \quad (2)$$

에너지그룹 g에 대한 i 감시자의 반응률 R_i는 각 감시자에 대한 핵반응 단면적 σ_{ig}와 에너지그룹 g에 적용되는 중성자 스펙트럼 φ_g 및 각각에 해당하는 불확실도 δ를 통해 구할 수 있다.

Table 5 Measured and Calculated(M/C) Ratio of Reaction Rate of In-Vessel Neutron Dosimetry

Reactions	Min. ~ Max.	Avg.
⁶³ Cu(n,α) ⁶⁰ Co (4.53-11MeV)	1.04 ~ 1.17	1.10
⁴⁶ Ti(n,p) ⁴⁶ Sc (3.70-9.43MeV)	0.99 ~ 1.16	1.09
⁵⁴ Fe(n,p) ⁵⁴ Mn (2.27-7.54MeV)	0.92 ~ 1.07	0.99
⁵⁸ Ni(n,p) ⁵⁸ Co (1.98-7.51MeV)	0.87 ~ 1.07	0.99

Table 6 Measured and Calculated(M/C) Ratio of Reaction Rate of Ex-Vessel Neutron Dosimetry

Reactions	Min. ~ Max.	Avg.
⁶³ Cu(n,α) ⁶⁰ Co (4.53-11MeV)	0.87 ~ 1.13	1.00
⁴⁶ Ti(n,p) ⁴⁶ Sc (3.70-9.43MeV)	0.81 ~ 1.09	0.98
⁵⁴ Fe(n,p) ⁵⁴ Mn (2.27-7.54MeV)	0.90 ~ 1.18	1.04
⁵⁸ Ni(n,p) ⁵⁸ Co (1.98-7.51MeV)	0.82 ~ 1.09	0.97
²³⁸ U(n,f) ¹³⁷ Cs (1.44-6.69MeV)	0.82 ~ 1.24	1.07
⁹³ Nb (n,n') ⁹³ mNb (0.95-5.79MeV)	1.00 ~ 1.28	1.11
²³⁷ Np(n,f) ¹³⁷ Cs (0.68-5.61MeV)	0.80 ~ 1.29	1.13

Table 5와 Table 6은 각각 압력용기 내·외부 중성자 선량감시자들의 종류와 반응에너지 범위 및 측정(Measured) 반응률과 계산(Calculated)에 의한 반응률의 비(M/C)를 보여준다.

위 표에서 중성자 감시자별 반응에너지 범위는 해당 핵반응의 90%가 발생하는 중성자 에너지 범위를 나타내며, In-Vessel 및 Ex-Vessel에 나타난 측정과 계산의 반응률 비는 해당 감시자가 나타내는 최소 값과 최대 값, 그리고 감시자 전체에 대한 산술 평균 값이다.

측정값과 계산값의 비교결과는 Regulatory Guide 1.190에서 제시한 측정값과 계산값의 반응률 비가 압력용기 안쪽에서 $\pm 20\%$ 내, 압력용기 바깥쪽에서 $\pm 30\%$ 내의 불확실도를 만족한다.

4. 결론

미국 Westinghouse와 한국원자로감시기술(주)가 공동으로 개발한 3차원 수송계산 코드인 RAPTOR-M3G를 이용하여 한국표준형 원전 8개 호기에 대한 수명 말 압력용기 내벽면 최대 중성자 조사량($E > 1.0 \text{ MeV}$, n/cm^2)을 예측하였다. 이를 위해 ENDF/B-VI기반의 BUGLE-96 균정수 라이브러리와 노심선원분포 계산을 위한 SORCERY코드를 사용하였다. 수명말 원자로 압력용기 중성자 조사량은 운전전략의 변경 등으로 인한 평균 중성자속의 증감에 따라 예측 값이 변할 수 있으며, 주기적으로 압력용기 조사량을 평가하여 예측 결과를 입증하여야 한다.

또한 원자로 압력용기 내·외부의 중성자 선량감시자 측정결과와 비교하여 RAPTOR-M3G 3차원 수송계산결과의 불확실도가 Regulatory Guide 1.190 요건을 충족함을 확인하였다.

따라서 3차원 수송계산 코드 RAPTOR-M3G 를 이용하여 더욱 정밀하고 신뢰성 있는 원자로용기 중성자 조사취화 평가가 가능할 것으로 기대된다.

참고문헌

1. USNRC, July 2013, "Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements" The Code of Federal Regulations, Title 10, Part 50, Appendix H.
2. USNRC, March 2001, "Calculational and Dosimetry Methods for Determining Pressure Vessel Neutron Fluence" Regulatory Guide 1.190.
3. RSIC Data Library Collection DLC-185, March 1996, "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."
4. ENEA Center Ricerche Bologna, March 2007, "ENEA Document FPN-P9H6-002, BOT3P Version 5.2: A Pre/Post-Processor System for Transport Analysis"
5. Westinghouse Letter LTR-REA-09-66, April 2009, "SORCERY Vesion 5.3 User Manual"
6. ASTM Designation E1005-97, 1997, "Standard Test Method for Application and Analysis of Radiometric Monitors for Reactor Vessel Surveillance"
7. Westinghouse Letter SAE-REA-97-161, November 1997, "Release of FCALC6.1"
8. HEDL-TME79-40, September 1979. "FERRET Data Analysis Core," F. A. Schmittroth, Hanfort Engineering Development Laboratory, Richland, WA,
9. RSIC Code Package PSR-145, January 1980. "FERRET Least Squares Solution to Nuclear Data and Reactor Physics Problems,"