

2002 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

DORT/ORIGEN2 코드를 이용한 고리1호기 방사화 생성물 재고량 예비평가

Preliminary Estimation of Activation Products Inventory for Kori 1 using DORT/ORIGEN2 code

이경진, 최영조, 손중권, 김학수, 강기두, 신상운
한국수력원자력(주) 원자력환경기술원
대전광역시 유성구 덕진동 150

이윤근
한국원자력안전기술원
대전광역시 유성구 구성동 19

요 약

본 연구에서는 최근 국내 원자력발전소의 해체시 방사화 생성물 재고량의 평가 필요성이 대두됨에 따라 원자로 수명종료가 가까워지고 있는 고리1호기를 대상으로 원자로 각 구조물의 방사화 생성물 재고량을 ORIGEN2 코드를 이용하여 예비평가를 수행하였다. 코드 입력자료로는 노심에서부터 차폐콘크리트까지 반경방향으로 8개 영역으로 나누어 DORT 코드를 사용하여 중성자속을 계산하였고, 주요 핵종의 단일 그룹 반응단면적을 보정하였다. 본 연구의 결과 냉각시간에 따른 방사능에 있어서 압력용기의 경우 운영정지 후 약 10년까지는 ^{55}Fe 및 ^{63}Ni 이 대부분을 차지하며, 10년에서 20년 이후까지는 ^{55}Fe , 그 이후부터는 ^{59}Ni 및 ^{63}Ni 이 핵종의 대부분을 차지하는 것으로 평가되었다. 또한 차폐콘크리트의 경우 약 10년 이상 냉각 후의 총 방사능은 원자로 정지시점과 비교하여 5 %이하로 급격히 감소하는 것으로 평가되었다.

Abstract

Based on the necessity to evaluate the activation products inventory during decommissioning for domestic nuclear power plants, it was carried out preliminary estimation of the activation products inventory for Kori 1, which is getting close to

end of lifetime using ORIGEN2 code. As the code input data, calculated neutron flux of Kori 1 reactor which was divided into 8 zones from core to bioshield concrete for radial direction using DORT code, also calibrated one group cross section of main nuclides. The results of the study showed that most of the nuclides in the activity based on cooling time in pressure vessel after terminating operation was dominated by ^{55}Fe , ^{63}Ni till after 10 years, and ^{55}Fe 10 to 20 years later, ^{59}Ni and ^{63}Ni after that time. It is also evaluated in bioshield concrete that total activity which cooling more than 10 years, dramatically decreased to 5%, compared to activity of reactor shutdown time.

1. 서 론

방사화 재고량 계산의 목적은 원자력발전소 해체과정에서 접하게 될 방사선 환경에 대한 정보를 제공하여 해체계획을 수립하는데 도움을 주기 위한 것이다. 본 연구에서는 고리1호기의 수명 종료에 따른 해체시점이 가까워지고 있어 원자력발전소의 해체시에 가장 중요한 현안인 원자로 건물의 방사화 재고량 계산 방안에 대한 연구를 수행하였다. 노심에서부터 거리가 증가함에 따라 중성자속은 급격히 감소하고 중성자에너지 스펙트럼이 공간에 따라 변화하므로 노심에서 떨어진 영역에서의 방사화 생성물에 의한 총방사능을 정확히 계산하기는 어렵다. 노심이외의 구조물의 방사화 재고량을 평가하기 위해 외국의 사례를 보면 미국의 Trojan, 핀란드의 Olkiluoto, 일본의 JPDR 등에서는 1차원 각분할법에 따른 차폐해석코드인 ANISN코드를 이용하여 중성자속을 계산하였으나[1][2], 본 연구에서는 정확한 구조물의 모사를 위해 2차원 각분할코드인 DORT코드를 이용하여 중성자속을 계산하고 계산한 중성자속을 이용하여 ORIGEN2 코드로 계산하는 방법을 사용하였다. 원자로 가동 및 정지에 따라 변화되는 방사선원의 양을 계산할 수 있는 ORIGEN2 코드는 기본입력자료로 핵연료의 농축도와 연소도, 냉각시간, 구성원소의 함량, 중성자 속(neutron flux)등이 있으며 1700개에 달하는 핵종을 분석할 수 있어 취급할 수 있는 핵종의 수가 다른 코드에 비해 현저히 많아 여러 핵종에 대한 정보를 얻을 수 있어 폐기물 평가에 널리 사용되고 있다[3]. 그러나 ORIGEN2 코드는 핵연료가 밀집되어 있는 노심 해석용이므로 반응단면적의 라이브러리가 노심위주의 중성자 스펙트럼에 의해 계산된 것이다. 원자로 구조물은 노심과 많이 떨어져 있어서 중성자 스펙트럼이 노심영역과 다른데, 그 이유는 이 영역에서는 핵분열에 의한 중성자 생성은 없으며, 속중성자는 대부분 열중성자화 되어 이 영역에 들어오는 특성을 지니기 때문에 대부분의 중성자 에너지는 낮아지게 되어 중성자 스펙트럼은 저에너지 영역으로 치우치게 된다. 따라서 원자로 노심 외각의 구조물 영역에서의 단일 그룹 반응 단면적은 노심영역의 값보다 증가되어야 한다[4]. 본 연구에서는 노심구조물 영역의 중성자 스펙트럼을 DORT 코드를 이용하여 계산

하고, 계산한 중성자 스펙트럼과 ENDF/IV 핵자료집을 비교하여 Fe-56, Fe-54, Ni-62, Co-59등 대표핵종의 반응단면적을 보정하고, 이 값을 ORIGEN2 코드의 단면적 라이브러리에 적용시켜 고리1호기 원자로 각 구조물의 예상 방사화 재고량을 평가하였다.

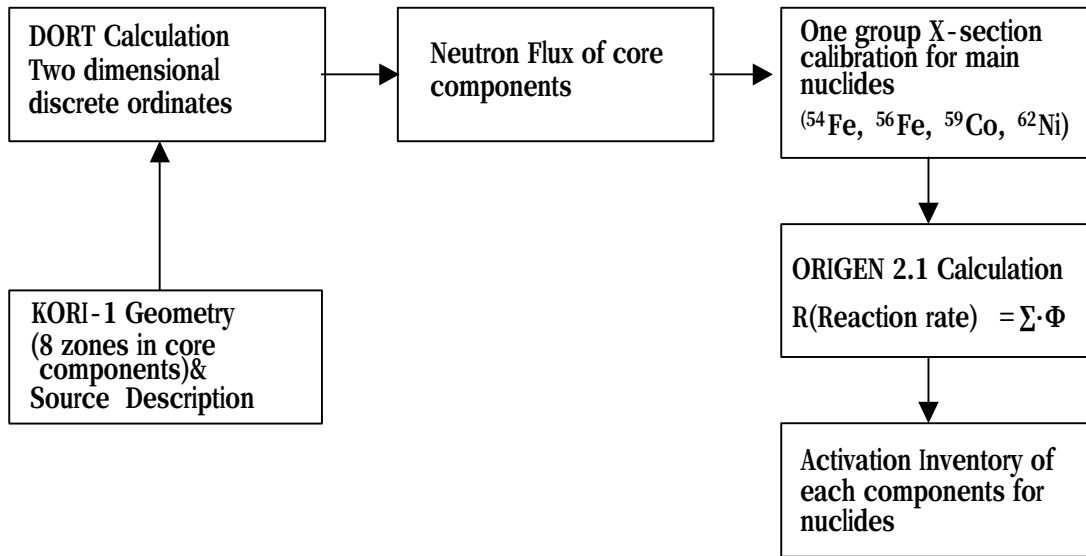


그림 1. DORT/ORIGEN2 Calculation Model System

2. 중성자속 계산

2.1 DORT 전산코드

원자로의 노심에서부터 콘크리트 차폐벽까지의 중성자속은 DORT 전산코드를 사용하여 계산하였다. DORT 전산코드는 매질에서 일어나는 입자(중성자 또는 감마선)들의 상호작용, 또는 외부선원에 의해 생긴 입자들의 거동을 1-D 또는 2-D geometry로 나타내어주며, DORT 전산코드의 주된 적용대상은 매질을 통과하는 중성자나 감마선의 수송에 관해서 볼츠만 수송방정식을 S_N 방법을 사용하여 중성자 거동을 해석한다[5].

2.2 입력조건

DORT 코드계산에 필요한 기하학적 모델은 고리 1호기의 원자로 구조물에 대해서 원자로심을 기준으로 Baffle, Barrel, Bypass, Thermal Shield, Downcomer, 압력용기, Air, 차폐콘크리트로 크게 8개 구역으로 나누어 계산하였다. 또한, 원자로심의 핵연료집합체는 핵연료, 피복관 물질, 가연성 독봉, 그리고 냉각수의 부피비로 균질화 시켰다. 냉각수 온

도는 원자로심의 평균온도인 571.7 °F로, 압력은 2,250 psia로 냉각수내 붕소농도는 원자로 평균 붕소농도인 546 ppm으로 가정하였다. 또한 고리1호기 각 구조물의 재질에 따른 구성물질의 화학적조성 및 수밀도를 계산하여 DORT코드에 적용하였다. 그리고 각 구조물의 재질은 Baffle, Barrel, Thermal Shield는 stainless steel type 304로 하였고, 압력용기는 ASME SA508 carbon steel에 근거한 자료를 사용하였다[6].

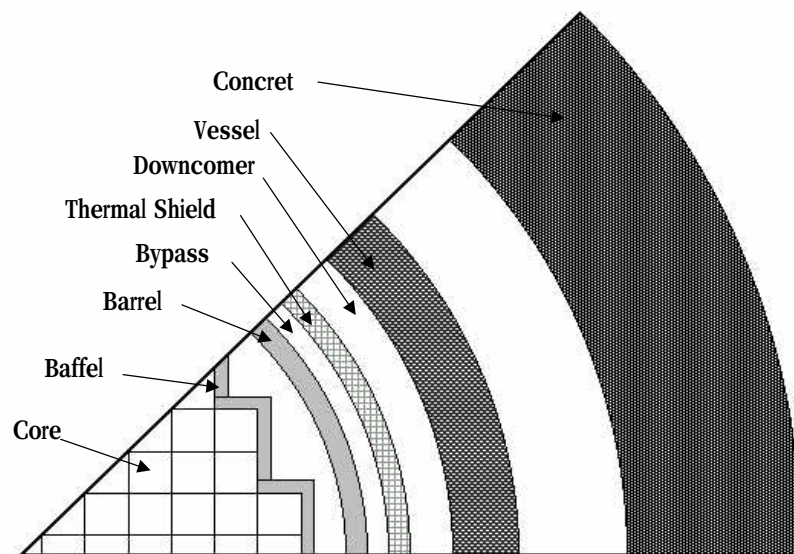


그림 2. DORT geometric calculation model of Kori unit 1

표 1. Distance from core and component midium by zone

zone	inside(cm)	outside(cm)	medium
1	0	138.43	UO ₂ , Pu, H ₂ O, Zr, Fe 등
2	138.43	142.88	Stainless Steel (Type 304)
3	142.88	146.69	H ₂ O
4	146.69	155.58	Stainless Steel (Type 304)
5	155.58	167.64	H ₂ O
6	167.64	184.15	Carbon Steel
7	184.15	316.80	Air
8	316.80	530.00	Concrete

2.3 BUGLE-96

DORT 코드에 사용된 핵단면적자료는 BUGLE-96을 사용하였는데, BUGLE-96은 경수로의 차폐 및 원자로 압력용기 선량측정을 목적으로 ENDF/B-VI에서 생산된 다군 핵자료인 VITAMIN-B6을 AMPX-77 처리체계를 사용하여 축약시켜 만든 다군 핵단면적자료로서 중성자 47개의 에너지그룹으로 이루어져 있다[7]. 노심내 중성자 선원은 고정선원(Fixed Source)계산법에 따라 고리 1호기 원자로의 1,723.5 MW_{th}에 해당하는 중성자 선원을 계산하여 사용하였다. 핵분열당 생성되는 에너지그룹별 중성자수는 BUGLE96에 나와있는 ²³⁵U와 ²³⁹Pu의 다군 핵분열 스펙트럼을 사용하여 평균 다군 핵분열 스펙트럼을 계산하여 사용하였다.

표 2. Energy group of BUGLE-96 library

Group	Upper Energy Group Boundary [eV]	Upper lethargy	Group	Upper Energy Group Boundary [eV]	Upper lethargy
1	17,332,000	-0.54997	25	297,210	3.5159
2	14,191,000	-0.35002	26	183,160	4
3	12,214,000	-0.2	27	111,090	4.5
4	10,000,000	0	28	67,379	5
5	8,607,100	0.15	29	40,868	5.5
6	7,408,200	0.3	30	31,828	5.75
7	6,065,300	0.5	31	26,058	5.95
8	4,965,900	0.7	32	24,176	6.025
9	3,678,800	1	33	21,875	6.125
10	3,011,900	1.2	34	15,034	6.5
11	2,725,300	1.3	35	7,101.7	7.25
12	2,466,000	1.4	36	3,354.6	8
13	2,365,300	1.4417	37	1,584.6	8.75
14	2,345,700	1.45	38	454.0	1
15	2,231,300	1.50	39	214.45	10.75
16	1,920,500	1.65	40	101.30	11.5
17	1,653,000	1.8	41	37.266	12.5
18	1,353,400	2	42	10.677	13.75
19	1,002,600	2.3	43	5.0435	14.5
20	820,850	2.5	44	1.8554	15.5
21	742,740	2.6	45	0.87643	16.25
22	608,100	2.8	46	0.41399	17
23	497,870	3	47	0.1	18.421
24	368,830	3.3			

㉟ 3. Chemical composition and atom density of component material
by zone [# /barn-cm]

Nuclide	Fuel and Coolant	Type 304 Stainless Steel	Pressure Vessel Steel	Bypass Downcomer	Concrete
^{235}U	1.152×10^{-4}	-	-	-	-
^{238}U	6.644×10^{-3}	-	-	-	-
^{239}Pu	3.695×10^{-3}	-	-	-	-
^{240}Pu	8.857×10^{-6}	-	-	-	-
^{241}Pu	3.568×10^{-6}	-	-	-	-
H	2.764×10^{-2}	-	-	4.828×10^{-2}	7.41×10^{-3}
O	2.682×10^{-2}	-	-	2.414×10^{-2}	4.21×10^{-2}
^{10}B	2.303×10^{-6}	-	-	4.305×10^{-6}	-
^{11}B	-	-	-	1.766×10^{-5}	-
Al	1.126×10^{-6}	-	-	-	2.280×10^{-3}
C	3.568×10^{-6}	3.169×10^{-4}	8.670×10^{-4}	-	-
Si	-	1.694×10^{-3}	4.382×10^{-4}	-	1.524×10^{-2}
^{50}Cr	5.509×10^{-4}	7.556×10^{-4}	1.266×10^{-3}	-	-
^{52}Cr	1.062×10^{-3}	1.457×10^{-2}	2.441×10^{-4}	-	-
^{53}Cr	1.205×10^{-6}	1.652×10^{-3}	2.767×10^{-3}	-	-
^{54}Cr	2.999×10^{-4}	4.113×10^{-4}	6.889×10^{-6}	-	-
Cr-total	1.258×10^{-3}	1.739×10^{-2}	2.913×10^{-4}	-	-
Mn	2.156×10^{-6}	1.732×10^{-3}	5.428×10^{-6}	-	-
^{54}Fe	3.604×10^{-6}	3.443×10^{-3}	4.857×10^{-3}	-	-
^{56}Fe	5.602×10^{-3}	5.352×10^{-2}	7.550×10^{-2}	-	-
^{57}Fe	1.283×10^{-6}	1.225×10^{-3}	1.729×10^{-3}	-	-
^{58}Fe	1.710×10^{-4}	1.634×10^{-4}	2.305×10^{-4}	-	-
Fe-total	6.108×10^{-3}	5.835×10^{-2}	8.232×10^{-2}	-	2.983×10^{-4}
^{58}Ni	9.910×10^{-3}	5.103×10^{-3}	4.007×10^{-4}	-	-
^{60}Ni	3081×10^{-3}	1.966×10^{-3}	1.544×10^{-4}	-	-
^{61}Ni	1.660×10^{-6}	8.545×10^{-3}	6.710×10^{-6}	-	-
^{62}Ni	5.517×10^{-6}	2.724×10^{-4}	2.139×10^{-3}	-	-
^{64}Ni	1.348×10^{-6}	6.941×10^{-3}	5.450×10^{-6}	-	-
Ni-total	1.458×10^{-4}	7.496×10^{-3}	5.886×10^{-4}	-	-
Mo	-	-	2.812×10^{-4}	-	-
Zr	4.518×10^{-3}	-	-	-	-
Na	-	-	-	-	9.997×10^{-4}
Mg	-	-	-	-	1.418×10^{-4}
S	-	-	-	-	5.376×10^{-3}
K	-	-	-	-	6.613×10^{-4}
Ca	-	-	-	-	2.782×10^{-3}

3. 방사화 재고량 계산

3.1 ORIGEN2 코드 입력조건

고리 1호기는 1978년 4월에 상업운전을 시작한 587 MW_e급 용량의 가압경수로이다. 원자로의 이용률을 높이기 위해서 1989년도부터 1주기를 12개월에서 15개월 주기로 변경하였으며 핵분열생성물의 연소도에 따른 핵종의 변화를 구하기 위해서 전체 각 주기의 핵설계 자료를 고려하여야 하지만 최근 자료인 19주기에 대한 핵설계 자료를 대표로 선정하여 ORIGEN2 계산에 필요한 자료를 구하였다. 고리1호기의 핵연료는 초기에는 2.10 wt%, 2.83 wt%, 3.20 wt%의 농축우라늄(UO₂)을 3 batch 형식으로 장전하였으나, 현재는 3.793 wt%, 3.797 wt%, 3.798 wt%로 거의 동일한 농축도를 3 batch 형식으로 장전을 하고, 약 14,160 MWD/MTU의 평형노심 연소도를 가지고 운전되고 있다.[8][9]. 또한 본 평가에서는 2008년의 원자로 가동정지까지 총 11,269일의 27주기 운전을 고려하였으므로 ORIGEN2 계산에서는 30년간의 연소에 대해 원자로 구조물의 방사화 생성물 재고량을 계산하였다. 또한 고리1호기 원자로 각 구조물의 재질구성은 Baffle, Barrel, Thermal Shield의 재료가 Stainless Steel Type 304 이고 압력용기 재료는 ASME SA508 carbon steel이며, 콘크리트는 ANSI/ANS 6.4에서 권고한 밀도 2.35 g/cm³을 고리 1호기 설계기준에 맞게 2.4 g/cm³으로 사용하였다[10]. 고리 1호기 19주기 핵설계 자료를 이용하여 계산된 원자로 구조물 구성원소의 함량은 표 4에 나타내었다.

표 4. Weight of composition atoms in each materials [g]

Nuclide	Stainless Steel	Carbon Steel	Concrete	Nuclide	Stainless Steel	Carbon Steel
H	-	-	1.11×10^9	⁵⁴ Fe	3.92×10^4	5.54×10^4
C	3.95×10^3	1.08×10^4	-	⁵⁶ Fe	6.32×10^9	8.92×10^9
O	-	-	2.21×10^9	⁵⁷ Fe	1.48×10^4	2.08×10^4
Na	-	-	3.94×10^4	⁵⁸ Fe	2.03×10^3	2.87×10^3
Mg	-	-	3.28×10^2	⁵⁸ Ni	5.52×10^4	4.34×10^3
Al	-	-	3.78×10^4	⁶⁰ Ni	2.20×10^4	1.73×10^3
Si	3.38×10^4	8.75×10^3	3.03×10^9	⁶¹ Ni	9.73×10^2	7.64×10^1
S	-	-	1.38×10^3	⁶² Ni	3.15×10^3	2.47×10^2
K	-	-	4.98×10^4	⁶⁴ Ni	8.29×10^2	6.51×10^1
Ca	-	-	1.19×10^9	⁹² Mo	5.24×10^2	5.24×10^2
⁵⁰ Cr	8.73×10^3	1.46×10^2	-	⁹⁴ Mo	5.77×10^2	5.77×10^2
⁵² Cr	1.75×10^9	2.93×10^3	-	⁹⁵ Mo	2.33×10^2	2.33×10^2
⁵³ Cr	2.02×10^4	3.39×10^2	-	⁹⁶ Mo	5.39×10^2	5.39×10^2
⁵⁴ Cr	5.13×10^3	8.59×10^1	-	⁹⁷ Mo	5.79×10^2	5.79×10^2
Mn	2.13×10^4	6.65×10^3	-	⁹⁸ Mo	1.45×10^3	1.45×10^3
Fe*	-	-	3.51×10^3	¹⁰⁰ Mo	4.81×10^2	4.81×10^2

* 콘크리트의 경우 Fe의 총 함량으로만 표시

3.2 반응단면적 보정

ORIGEN2 코드는 원자로를 하나의 점으로 보고 문제를 해석하므로 기하학적 형태에 대한 묘사가 전혀 없으며 단일 그룹 반응 단면적을 라이브러리로 사용한다. ORIGEN2 코드는 본래 노심에서의 핵분열 생성물의 양이나 방사선원 계산을 목적으로 만들어진 코드로서 핵연료가 밀집되어 있는 노심 해석용이므로 코드에 내장된 반응 단면적의 라이브러리가 노심 위주의 중성자 스펙트럼에 의해 계산된 것이다. 그러나 노심구조물은 노심과 많이 떨어져 있어서 중성자 스펙트럼이 노심 영역과 다르다. 그 이유는 이 영역에서는 핵분열에 의한 중성자 생성은 없으며, 속중성자는 대부분 열중성자화되어 들어오는 특성을 지니고 있기 때문이다. 따라서, 대부분 중성자의 에너지는 낮아지게 되어 중성자 스펙트럼은 저에너지 영역으로 치우치게 된다. 그림 3에서 $^{54}\text{Fe}(n, \gamma)$ 반응 단면적과 $^{62}\text{Ni}(n, \gamma)$ 반응 단면적은 중성자의 에너지가 감소함에 따라 증가함을 볼 수 있으며, 노심구조물 영역에서의 단일 그룹 반응 단면적은 노심 영역의 값보다 증가되어야 한다[4].

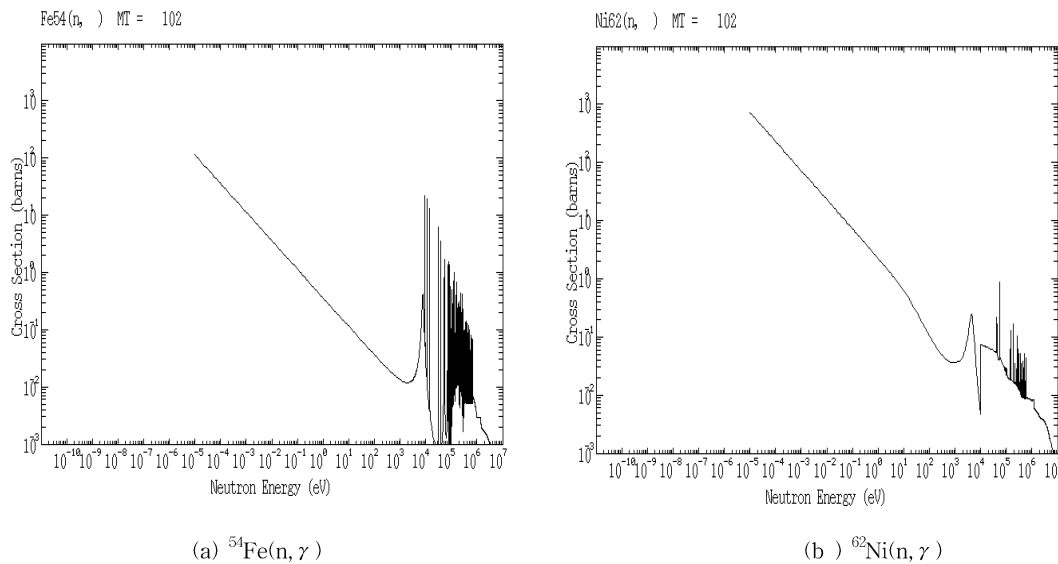


그림 3. Cross section of $^{54}\text{Fe}(n, \gamma)$ and $^{62}\text{Ni}(n, \gamma)$

반응단면적을 보정하기 위해서 Fe-56, Fe-54, Ni-62, Co-59등 주요 구성 핵종을 선정하여 DORT코드로 계산한 47개 에너지의 그룹별 중성자속 분포와 ENDF-VI Library를 참고하여 보간법으로 계산한 각 핵종별 단면적을 가지고 다음 식에 의해서 ORIGEN2 코드의 단일 그룹 단면적 라이브러리를 계산을 하였다.

$$\text{단일그룹 반응단면적} = \frac{\sum_{i=1}^{47} [\text{단면적}(i) \times \text{중성자속}(i)]}{\sum_{i=1}^{47} \text{중성자속}(i)}, \quad (i = \text{에너지 그룹번호})$$

노심구조물의 경우는 노심과 거리에 따른 스펙트럼 차이로 인해 노심구조물 부근의 반응단면적 값이 보다 높은 값을 보여주고 있다. 중성자 스펙트럼을 바탕으로 노심구조물의 주요 핵종들의 반응 단면적 보정값과 내장된 ORIGEN2의 라이브러리를 표 5에서 비교하였다. 따라서 현재 ORIGEN2 코드의 라이브러리는 노심영역을 기준으로 생산되었으므로 노심구조물의 재고량 평가에 보정없이 적용하면 많은 불확실성을 내포하기 때문에 본 연구에서는 DORT코드를 이용하여 계산한 중성자 스펙트럼을 이용하여 이를 바탕으로 노심구조물이 방사화 되면서 생성되는 주요 핵종들에 대해서 ENDF/IV-B 평가 핵자료[11]를 참고하여 반응단면적을 보정하고, 이 값을 ORIGEN2 코드에 적용하였다.

표 5. Comparison between original library and Calibration value for main nuclide

Main Nuclides	ORIGEN2 [barn]	Calibration Value [barn]
Fe-54	2.12×10^{-1}	3.94×10^{-1}
Fe-56	2.68×10^{-1}	5.95×10^{-1}
Ni-62	1.32×10^1	2.75×10^1
Co-59	2.23×10^1	7.49×10^1
Mn-55	1.52×10^1	2.06×10^1

4. 결 론

노심으로부터 콘크리트 차폐체까지에 이르는 영역에 대해서 DORT 코드에 의해 계산된 총 중성자속의 계산결과를 그림 4에, Theta 방향에 따른 영역별 총중성자속 분포는 그림 5에 나타내었다. 노심에서의 중성자속의 변화는 거의 없으며 노심구조물 즉, Baffle, Barrel, Thermal Shield 및 압력용기에서는 중성자속이 급격히 떨어짐을 볼 수 있다

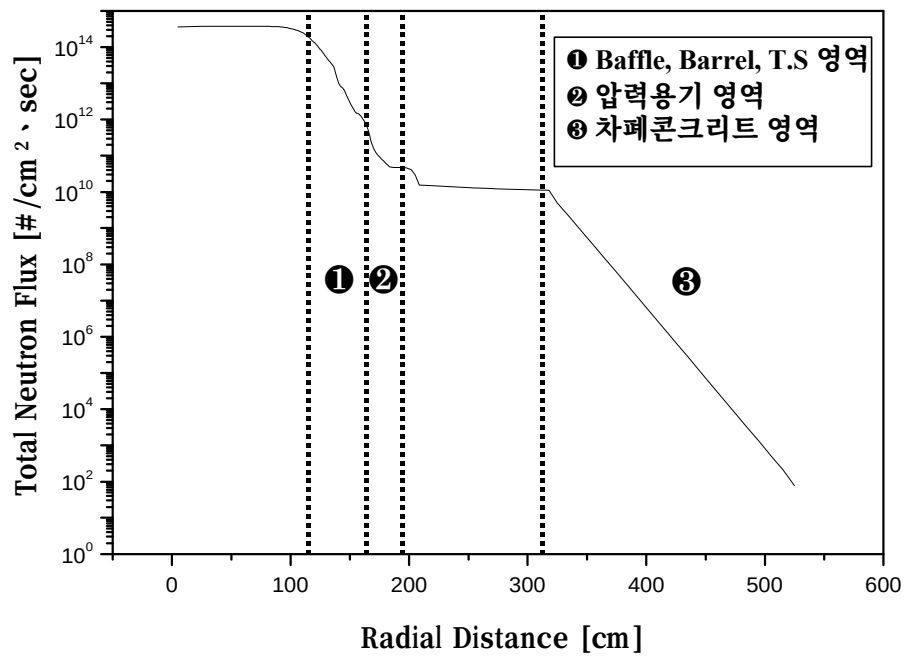


그림 4. Radial distributions of total neutron flux by DORT

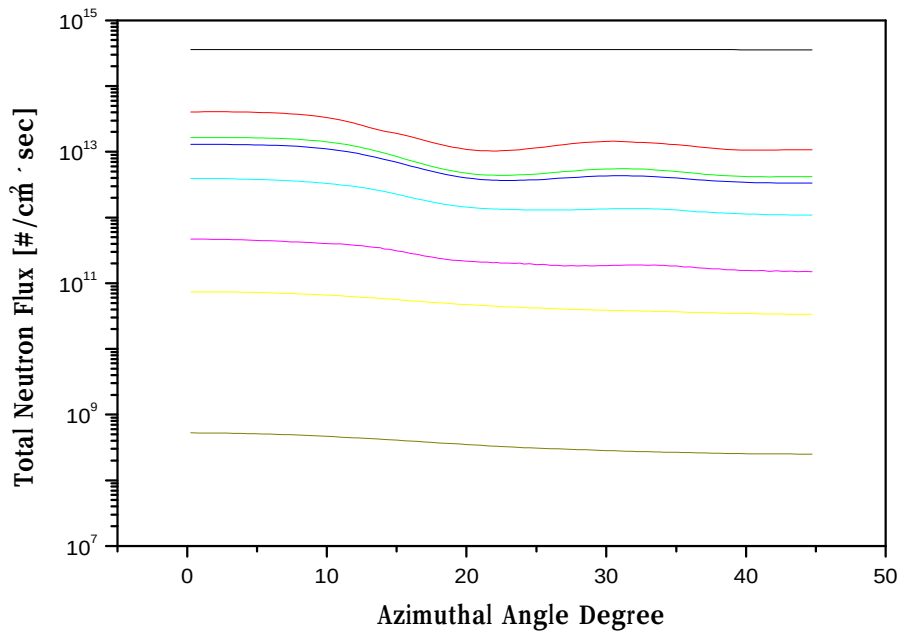


그림 5. 19주기 Theta 방향 Total Neutron Flux
(위로부터 노심, Baffel, Barrel, Bypass, Thermal Shield, Downcomer,
압력용기, 차폐콘크리트)

ORIGEN2 코드로 계산한 고리1호기의 상업운전 종료 후(약 2008년 가정)의 냉각시간에 따른 원자로 각 영역별 방사화 재고량 변화는 그림 5, 6, 7 그리고 8에 주어져 있다.

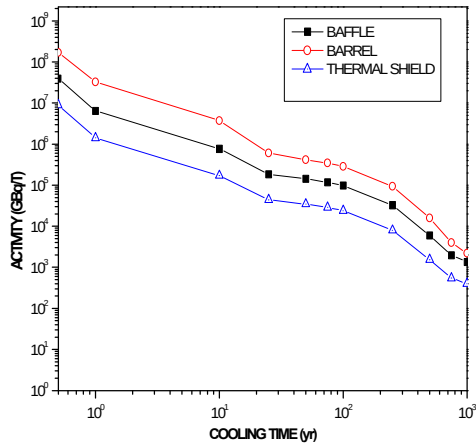


그림 6. Activity in the baffle, barrel, thermal shield

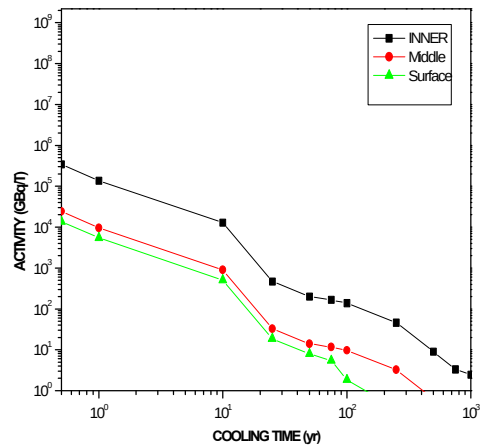


그림 7. Activity in the pressure vessel steel

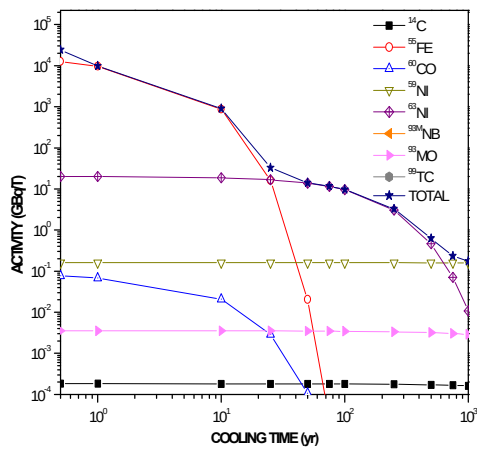


그림 8. Nuclide radioactivity in the pressure vessel steel(middle)

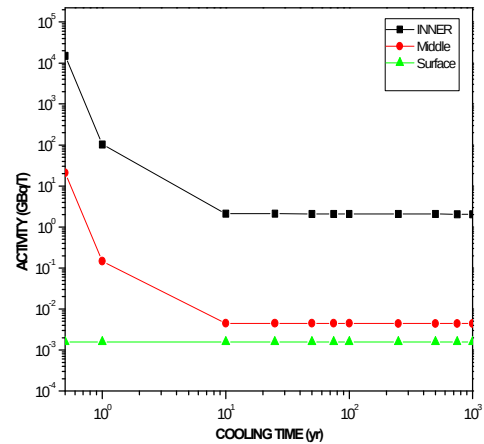


그림 9. Activity in the bioshield concrete

방사화 생성물 재고량은 노심에서 콘크리트로 거리가 멀어질수록 중성자속이 감소함에 따라 반응률이 작아짐으로서 방사능은 결과적으로 감소함을 알 수 있다. 압력용기의 경우 원자로 정지시점에서 약 10년까지는 ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{59}Ni , ^{63}Ni 의 핵종이 총 방사능의 약 95 % 정도를 차지하였으며, 이중에서도 특히, ^{55}Fe 가 방사능의 대부분을 차지하는 것으로 확인

되었다. 또한 10년 이후에서 20년 이후까지는 ^{55}Fe , 그 이후부터는 ^{59}Ni 및 ^{63}Ni 이 핵종의 대부분을 차지하며, 약 50년 이상 냉각 후의 총 방사능은 원자로 정지시점과 비교하여 약 0.2% 이하로 감소하는 것으로 평가되었다. 그리고, 차폐콘크리트의 경우 약 10년 이상 냉각 후의 총 방사능은 원자로 정지시점과 비교하여 5 %이하로 급격히 감소하여 10년 이후부터는 방사능의 변화가 없는 것으로 평가되었다. 또한 고리1호기 설계자료에 의한 고리1호기 압력용기의 총중량은 210 ton이며 이 값을 토대로 보수적으로 압력용기의 총 방사능은 5.25×10^6 GBq로 예상을 할 수 있으며, 차폐콘크리트의 경우 고리1호기 설계자료와 건설지를 참고하여 계산한 차폐콘크리트 1차 내벽까지의 중량은 2178 ton, 또한 건물 외벽까지의 총중량은 42,562 ton 이므로 이 값을 가지고 차폐콘크리트의 총 방사능을 계산하면 4.57×10^{13} GBq로 보수적으로 예상을 할 수 있다. 본 연구결과의 검증은 고리1호기 감시시편을 통한 분석 또는 향후 해체 시에 시료채취 및 해체 작업중에 정확한 값을 얻을 것으로 기대된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부에서 주관하는 원자력중장기 개발사업의 일환으로 수행되었음.

참 고 문 헌

1. IAEA, "Radiological characterization of shut down nuclear reactors for decommissioning purposes," Technical Report Series No. 389, (1998)
2. Markku Anttila, Frej Wasastjerna, "Activity inventory of the activated decommissioning waste in the Olkiluoto nuclear power plant," Nuclear Waste Commission of Finnish Power Company, (1989)
3. Allen G. Croff, "ORIGEN2: A versatile computer code for calculating the nuclide compositions and characteristics of nuclear materials," Nuclear technology, 62, 335-351 (1983)
4. D. E. Robertson, C. W. Thomas, N. L. Wynhoff, D. C. Hetzer, "*Radionuclide Characterization of Reactor Decommissioning Waste and Spent Fuel Assembly Hardware*," NUREC/CR-5343, (1991)
5. DOORS3.2, "One, Two-and Three Dimensional Discrete Ordinate Neutron/Photon Transport Code System," ORNL/CCC-254, RSIC, (1994)
6. 김종경 외, "원자로 압력용기의 수명연장을 위한 중성자 조사량 감소 방안 연구," 기초전력공학공동연구소, 96-중-3, (1998)
7. BUGLE96, "Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry

- Applications," ORNL/DLC-185, RSIC, (1999)
8. Kim Jae Shik, Choi, Gyoo Hwan, "The Nuclear Design and Core Physics Characteristics of the Kori Nuclear Power Plant Unit 1 Cycle 19," KNF-K1C19-00023, 한전원자력연료주식회사, (2000)
 9. KORI unit 1 Final Safety Analysis Report Vol III, 한국전력공사, (1976)
 10. 박재원, 강상호, "BUGLE93 라이브러리를 이용한 원자로 일차 차폐벽에 대한 차폐 해석," 한국원자력학회 추계학술발표회 논문집, (1996)
 11. 한국 핵자료 연구회, <http://atom.kaeri.re.kr/>
 12. Allen G. Croff, "A user's manual for the ORIGEN2 computer code, Oak Ridge National Laboratory Report," ORNL/TM-7175 (1980)