

Preliminary Estimation of Activation Products Inventory in Reactor Components for Kori unit 1 decommissioning

Kyung-Jin Lee · Hak-Soo Kim · Sang-Woon Shin ·
Myung-Jae Song and Youn-Keun Lee*

KOREA Hydro & Nuclear Power Co., Ltd (KHNP)
Nuclear Environment Technology Institute (NETEC), Daejeon, 305-600, KOREA
*Korea Institute of Nuclear Safety (KINS), Daejeon, 305-338, KOREA

고리1호기 해체시의 원자로 구조물에서의 방사화 생성물 재고량 예비평가

이경진 · 김학수 · 신상운 · 송명재 · 이윤근*

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원, *한국원자력안전기술원

(2003년 2월 19일 접수, 2003년 5월 24일 채택)

Abstract - Based on the necessity to evaluate the activation products inventory during decommissioning for domestic nuclear power plants, a preliminary estimation of the activation products inventory for Kori unit 1, which is getting close to the end of lifetime, was carried out with ANISN and ORIGEN2 code. In order to calculate neutron flux using ANISN code, the reactor was divided into 8 zones from core to bioshield concrete for radial direction. Also the cross-section of main nuclides were calibrated with neutron flux in the reactor pressure vessel(RPV) region. The results showed that 95 % of the total radioactivity in RPV from reactor shutdown to 10 years came from the nuclides of ^{56}Fe , ^{59}Ni , ^{63}Ni and ^{60}Co . And the total radioactivity with cooling of more than 50 years after decommissioning was no more than 0.2 % of at the time of shutdown. Considering the weight of RPV is 210 tons, the total radioactivity of RPV reached to 5.25×10^6 GBq at shutdown time. As compared with the total radioactivity of bioshield concrete at reactor shutdown time, the radioactivity after cooling more than 10 years was below 1 %.

Key words : Activation products inventory, decommissioning, neutron flux, ANISN, ORIGEN2

요약 - 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 ANISN과 ORIGEN2 코드를 이용하여 예비평가를 수행하였다. 코드 입력자료로는 노심에서부터 차폐콘크리트까지 반경방향으로 8개 영역으로 나누어 ANISN 코드를 사용하여 중성자속을 계산하였다. 또한 압력용기의 중성자속 분포를 가지고 주요 핵종의 단일 그룹 반응단면적을 보정하였다. 본 연구의 결과 압력용기의 경우 원자로 정지시점에서 약 10년까지는 ^{56}Fe , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{60}Co 핵종의 총 방사능의 약 95 % 정도를 차지하였으며, 약 50년 이상 냉각 후의 총 방사능은 원자로 정지시점과 비교하여 약 0.2 % 이하로 감소하는 것으로 평가되었다. 또한 압력용기의 무게가 210 ton임을 고려해 볼 때, 압력용기의 총 방사화생성물 재고량은 5.25×10^6 GBq로 계산되었다. 또한 차폐콘크리트의 경우 약 10년 이상 냉각 후의 총 방사능은 원자로 정지시점과 비교하여 1 % 이하로 급격히 감소하는 것으로 평가되었다.

중심어 : 방사화 생성물 재고량, 원자로 해체, 중성자속, ANISN, ORIGEN2

서론

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 해체에 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 차폐해석 코드인 ANISN코드를 이용하여 중성자속을 계산하였으며[1][2], 본 연구에서도 ANISN코드를 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, 중성자속등이 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][4]. 그러

나 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 때문이다. 따라서 대부분의 중성자 에너지는 낮아지게 되어 중성자 스펙트럼은 저에너지 영역으로 치우치게 된다. 따라서 원자로 노심외각의 구조물 영역에서의 단일 그룹 반응 단면적은 노심영역의 값과 비교해서 핵종에 따라 달라져야 한다[5]. 본 연구에서는 노심구조물 영역의 중성자 스펙트럼을 ANISN 코드를 이용하여 계산하고, 계산한 중성자 스펙트럼과 ENDF/B-IV 핵자료집[6]을 비교하여 ^{56}Fe , ^{54}Fe , ^{58}Ni , ^{55}Mn 등 대표핵종의 반응단면적을 보정하고, 이 값을 ORIGEN2 코드의 단면적 라이브러리에 적용시켜 원자로 각 구조물의 방사화 재고량을 평가하는 방법을 적용하여 수행하였다(Fig 1).

계산 코드 및 방법

중성자속 계산

원자로의 노심에서부터 콘크리트 차폐벽까지의 중성자속은 ANISN 전산코드를 사용하여 계산하였다. ANISN 전산코드는 매질에서 일어나는 입자(중성자 또는 감마선)들의 상호작용, 또는 외부

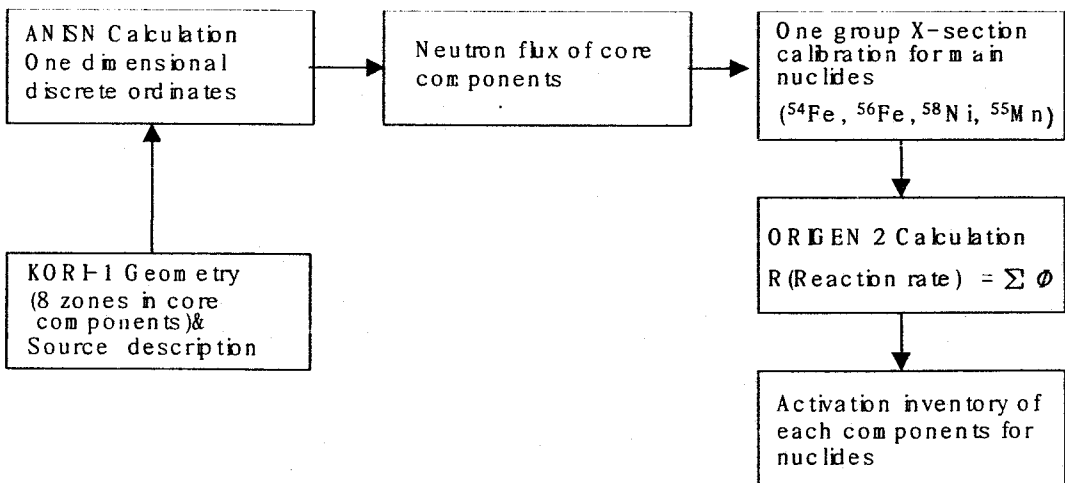


Fig 1. ANISN/ORIGEN2 Calculation Model System

선원에 의해 생긴 입자들의 거동을 1-D geometry로 나타내어주며, 주된 적용대상은 매질을 통과하는 중성자나 감마선의 수송에 관해서 볼츠만 수송방정식을 S_N 방법을 사용하여 중성자 거동을 해석한다[7]. ANISN 코드 계산에 필요한 기하학적 모델은 고리 1호기의 원자로 구조물에 대해서 그림2 및 표1과 같이 원자로심을 기준으로 Baffle, Barrel, Bypass, Thermal Shield, Downcomer, 압력용기(RPV), 공기, 차폐콘크리트로 크게 8개 구역으로 나누어 계산하였다. 원자로심의 핵연료집합체는 핵연료, 피복관 물질, 가연성 독봉, 그리고 냉각수의 부피에 따라 균질한 것으로 가정하였다. 냉각수 온도는 원자로심의 평균 온도인 571.7 °F이고 압력은 2,250 psia이며 냉각수내 붕소농도는 원자로 평균 붕소농도인 546 ppm으로 가정하였다. 핵연료집합체내의 동위원소는 ^{235}U 의 농축도, 가연성 독물질, 그리고 연소도에 따라 변한다. 따라서 2군 균정수 생산 코드인 CASMO-3를 사용하여 농축도, 가연성독봉 및 연소도에 따른 isotopes와 고리1호기 각 구조물의 재질에 따른 구성물질의 수밀도를 계산하였으며 그 값을 표 2에 제시하였다. 각 구조물의 재질은 Baffle, Barrel, Thermal Shield는 stainless steel type 304로, 압력용기는 ASME SA508 carbon steel로 사용하였다.

ANISN 코드 계산시에 사용된 핵단면적자료는 BUGLE-96을 사용하였는데, BUGLE-96은 경수로의 차폐 및 원자로 압력용기 선량측정을 목적으로 만든 다군 핵단면적자료로서 중성자 47개의 에너지그룹으로 이루어져 있다[8]. 노심내 중성자 선원은 고정선원(Fixed Source)계산법에 따라 고

리 1호기 원자로의 1,723.5 MW_{th}에 해당하는 중성자 선원을 계산하여 사용하였다. 중성자 선원 스펙트럼(핵분열당 생성되는 에너지그룹별 중성자수)은 BUGLE-96을 참고하여 ^{235}U 과 ^{239}Pu 의 스펙트럼 가중비가 0.81%, 0.19%로 각각 계산되었으므로 U-235의 핵분열 스펙트럼과 ^{239}Pu 의 핵분열 스펙트럼을 가중한, 평균 다군 핵분열 스펙트럼을 계산하여 사용하였다.

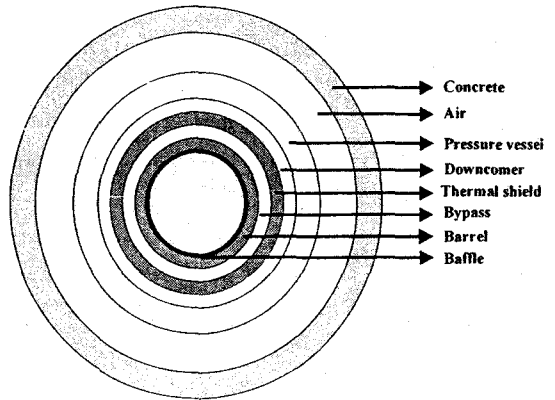


Fig 2. ANISN geometric calculation model of Kori unit 1

방사화 재고량 계산

고리 1호기는 1978년 4월에 상업운전을 시작한 587 MW_e급 용량의 가압경수로이다. 원자로의 이

Table 1. Distance from core and component medium 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

Table 2. 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 ⁻⁵	-	-	-	-
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 ⁻⁷	7.556×10 ⁻⁴	1.266×10 ⁻⁵	-	-
⁵² Cr	1.062×10 ⁻⁵	1.457×10 ⁻²	2.441×10 ⁻⁴	-	-
⁵³ Cr	1.205×10 ⁻⁶	1.652×10 ⁻³	2.767×10 ⁻⁵	-	-
⁵⁴ Cr	2.999×10 ⁻⁷	4.113×10 ⁻⁴	6.889×10 ⁻⁶	-	-
Cr-total	1.258×10 ⁻⁵	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 ⁻⁵	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 ⁻⁷	1.634×10 ⁻⁴	2.305×10 ⁻⁴	-	-
Fe-total	6.108×10 ⁻⁵	5.835×10 ⁻²	8.232×10 ⁻²	-	2.983×10 ⁻⁴
⁵⁸ Ni	9.910×10 ⁻⁵	5.103×10 ⁻³	4.007×10 ⁻⁴	-	-
⁶⁰ Ni	3081×10 ⁻⁵	1.966×10 ⁻³	1.544×10 ⁻⁴	-	-
⁶¹ Ni	1.660×10 ⁻⁶	8.545×10 ⁻⁵	6.710×10 ⁻⁶	-	-
⁶² Ni	5.517×10 ⁻⁶	2.724×10 ⁻⁴	2.139×10 ⁻⁵	-	-
⁶⁴ Ni	1.348×10 ⁻⁶	6.941×10 ⁻⁵	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 ⁻⁵
K	-	-	-	-	6.613×10 ⁻⁴
Ca	-	-	-	-	2.782×10 ⁻³

용률을 높이기 위해서 1989년도부터 1주기를 12개월에서 15개월 주기로 변경하였으며 핵분열생성물의 연소도에 따른 핵종의 변화를 구하기 위해서 전체 각 주기의 핵설계 자료를 고려하여야

하지만 가장 최근 자료인 19주기에 대한 핵설계 자료[9]를 대표로 선정하여 ORIGEN2 계산에 필요한 자료를 구하였다. 고리1호기의 핵연료는 초기에는 2.10 wt%, 2.83 wt%, 3.20 wt%의 농축우

라늄(UO_2)을 3 batch 형식으로 장전하였으나[10], 19주기에서는 3.793 wt%, 3.797 wt%, 3.798 wt%의 우라늄 농축도를 가진 핵연료를 장전하고, 약 14,160 MWD/MTU의 평형노심 연소도를 가지고 운전되고 있다. 그리고 본 평가에서는 2008년의 원자로 가동정지까지 총 11,269일의 27주기 운전을 고려하여 ORIGEN2 계산에서 30년간의 운전 에 따른 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 6.4의 표준 콘크리트 핵종 조성비를 이용하였다[11]. 각 영역별 구성원소의 함량은 표 3과 같다.

ORIGEN2 코드는 원자로를 하나의 점으로 보고 문제를 해석하므로 기하학적 형태에 대한 묘사를 고려할 수 없으며 단일 그룹 반응 단면적을 라이브러리로 사용한다. ORIGEN2 코드는 본래 노심에서의 핵분열 생성물의 양이나 방사선원의 계산을 목적으로 만들어진 코드로써 핵연료가 밀

집되어 있는 노심 해석용이므로 코드에 내장된 반응 단면적 라이브러리는 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 3은 중성자 에너지가 감소함에 따라 반응단면적이 변화되는 한 예를 보여주고 있다.

따라서, 노심구조물 영역에서의 단일 그룹 반응 단면적은 노심 영역의 값과 비교해서 달라져야 하며 노심구조물의 경우는 노심으로부터 거리에 따른 스펙트럼 차이로 인해 노심구조물 부근의 반응단면적 값이 핵종에 따라서 증가하거나 감소할 가능성이 존재하게 된다. 따라서 현재 ORIGEN2 코드의 라이브러리는 노심영역을 기준으로 생산되었으므로 노심구조물의 재고량 평가에 보정없이 적용하면 많은 불확실성을 내포한다. 따라서

Table 3. Weight of composition atoms in each material [g/ton]

Nuclide	Stainless Steel	Carbon Steel	Concrete	Nuclide	Stainless Steel	Carbon Steel
H	-	-	1.11×10^5	^{54}Fe	3.92×10^4	5.54×10^4
C	3.95×10^3	1.08×10^4	-	^{56}Fe	6.32×10^5	8.92×10^5
O	-	-	3.34×10^5	^{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	3.03×10^5	^{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	-	-	1.19×10^5	^{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	1.75×10^5	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

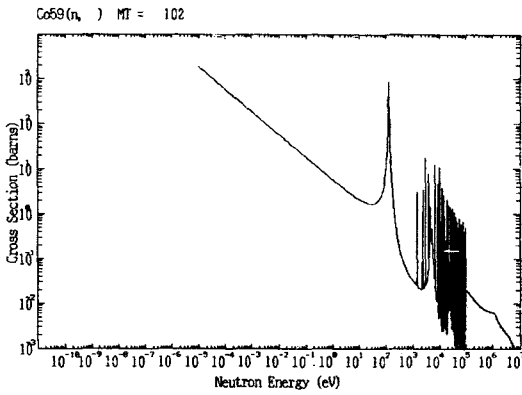


Fig 3. Cross section of $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$

된 ORIGEN2의 PWRU 라이브러리와 비교하였다. PWRU 라이브러리와 비교한 이유는 고리1호기의 핵연료 농축도와 연소도가 가장 유사하게 적용되어 널리 쓰이기 때문이다.

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

(i = 에너지 그룹 넘버)

결과 및 논의

본 연구에서는 ANISN코드를 이용하여 계산한 중성자 스펙트럼을 이용하여 압력용기가 방사화 되면서 방사화생성물 재고량에 영향을 주는 주요 핵종들에 대해서 ENDF/B-IV 핵자료를 참고하여 반응단면적을 다음 식에 따라 보정하였으며, 표 4에는 주요 핵종들의 반응 단면적 보정값과 내장

그림 4는 노심으로부터 차폐콘크리트까지의 영역에 대해서 ANISN 코드에 의해 계산된 총 중성자속의 계산결과를 보여주고 있다. 노심에서의 중성자속의 변화는 거의 없으며 노심구조물 즉, Baffle, Barrel, Thermal Shield 및 압력용기에서는 중성자속이 급격히 떨어짐을 볼 수 있다.

Table 4. Comparison between pwr library and calculation value for main nuclide

Main Nuclides	ORIGEN2 [barn]	Calculation Value [barn]	Main Nuclides	ORIGEN2 [barn]	Calculation Value [barn]
^{54}Fe	2.026×10^{-2}	8.079×10^{-3}	^{55}Mn	3.698×10^{-4}	1.007×10^{-4}
^{56}Fe	1.670×10^{-3}	2.401×10^{-4}	^{58}Ni	2.097×10^{-2}	1.116×10^{-2}

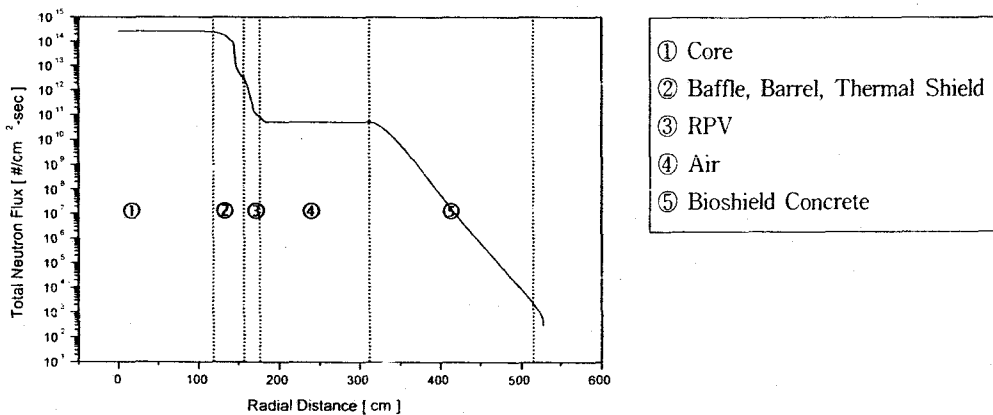


Fig 4. Total neutron flux calculated by ANISN

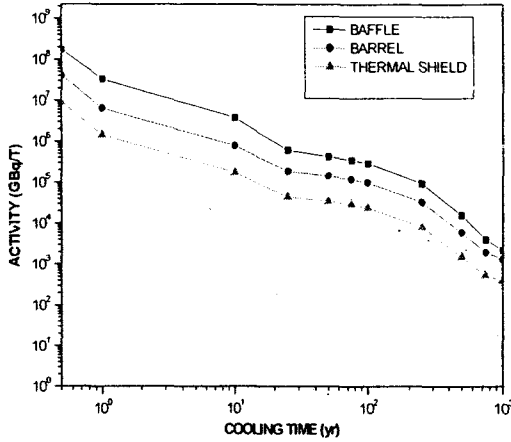


Fig 5. Radioactivity in the baffle, barrel, thermal shield

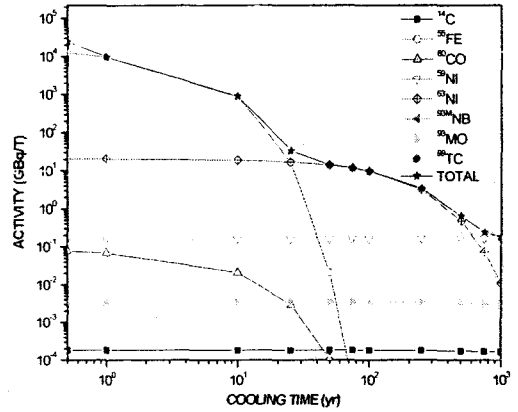


Fig 7. Nuclide radioactivity in the RPV(middle)

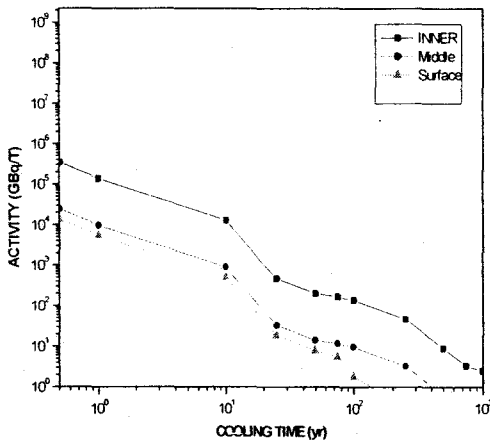


Fig 6. Radioactivity in the RPV

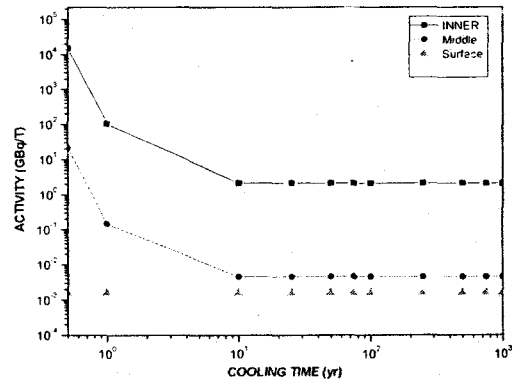


Fig 8. Radioactivity in the bioshield concrete

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

방사화 생성물 재고량은 중성자속이 노심으로부터 콘크리트로 거리가 멀어질수록 감소하게 되어 결과적으로 감소함을 알 수 있다. 압력용기의 경우 원자로 정지시점에서 약 10년까지는 ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{59}Ni , ^{63}Ni 핵종이 총 방사능의 약 95% 정도를 차지하였으며, 이중에서도 특히, ^{55}Fe 가 방사능

의 대부분을 차지하는 것으로 확인되었다. 또한 원자로 정지후 10년에서 20년까지는 ^{55}Fe , 그 이후부터는 ^{59}Ni 및 ^{63}Ni 핵종 방사능이 대부분을 차지하며, 약 50년 이상 냉각 후의 총 방사능은 원자로 정지시점과 비교하여 약 5% 이하로 감소하는 것으로 평가되었다. 그리고, 차폐콘크리트의 경우 약 10년 이상 냉각 후의 총 방사능은 원자로 정지시점과 비교하여 1% 이하로 급격히 감소하여 10년 이후부터는 방사능의 변화가 없는 것으로 평가되었다. 또한 고리1호기 최종안전성분석

보고서에 따르면 고리1호기 압력용기의 총중량은 2.1×10^7 ton이며 이 값을 토대로 압력용기의 총 방사능은 5.25×10^6 GBq로 예상을 할 수 있으며, 차폐콘크리트의 경우 1차 내벽까지의 중량은 2.1×10^3 ton, 건물외벽까지의 총중량은 4.2×10^4 ton이므로 차폐콘크리트의 총 방사능을 계산하면 4.57×10^{13} GBq로 예상을 할 수 있다. 본 연구결과의 검증은 고리1호기 감시시편을 통한 분석 또는 향후 해체 시에 시료채취 및 해체 작업 중에 정확한 값을 얻을 것으로 기대된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부에서 주관하는 원자력중장기 개발사업의 일환으로 수행되었음.

참 고 문 헌

- IAEA, "Radiological characterization of shut down nuclear reactors for decommissioning purposes," Technical Report Series No. 389 (1998).
- 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).
- Allen G. Croff, "A user's manual for the ORIGEN2 computer code, Oak Ridge National Laboratory Report," ORNL/TM-7175(1980).
- Allen G. Croff, "ORIGEN2: A versatile computer code for calculating the nuclide compositions and characteristics of nuclear materials," Nuclear technology, 62, 335-351 (1983).
- 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).
- 한국 핵자료 연구회, <http://atom.kaeri.re.kr/>
- CCC-254/ANISN-ORNL, "One-Dimensional Discrete Ordinate Transport Code System with Anisotropic Scattering," ORNL, RSIC (1994).
- 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).
- Kim Jae Shik, Choi, Gyoo Hwan, "The Nuclear Design and Core Physics Characteristics of the Kori Nuclear Power Plant Unit 1 Cycle19," KNF-KIC19-00023, 한전원자력연료주식회사(2000).
- KORI unit 1 Final Safety Analysis Report Vol III, 한국전력공사(1976).
- American National Standard for Nuclear Analysis and Design of Concrete Radiation Shielding for Nuclear Power Plants, ANSL/ANS6.4(1997).