

중수로 사용후핵연료 처분시스템의 방사선 안전성 평가

국동학, 조동진, 최희주
한국원자력연구원

2010년 6월 21일 접수 / 2010년 11월 25일 1차수정 / 2010년 12월 16일 2차수정 / 2010년 12월 17일 채택

중수로 사용후핵연료의 처분 효율을 높이기 위하여 새롭게 제안된 처분 시스템에 대한 방사선량을 MCNPX를 사용하여 계산함으로써 이 시스템의 방사선 안전성을 예비적으로 평가하고자 하였다. 이를 위해서 처분시스템의 각 요소에 대한 구성, 제원, 재질 등을 분석하였으며, 그에 상응하는 모델링을 수행하였다. 선량평가는 주요 구성요소에 대하여 수행하였으며, 평가결과 내부 구성요소에 대해서는 방사선량이 높은 편이었으나, 최종적인 처분시스템은 방사선에 대한 안전성이 높은 것으로 나타났다.

중심단어: 중수로 사용후핵연료, 처분시스템, 방사선량 평가, MCNPX

1. 서론

중수로(CANDU) 사용후핵연료는 천연우라늄을 사용하는 관계로 사용후핵연료 재활용 가능성이 적어, 아직 최종적인 관리방안이 결정되지 않은 경수로 사용후핵연료와는 달리, 현재 수행되고 있는 건식저장 이후에는 직접 처분될 것으로 예상되고 있다. 그러나 중수로 사용후핵연료는 국내 사용후핵연료 발생량의 절반 이상을 차지하므로[1], 직접 처분해야 하는 부피 및 면적이 상당수에 이를 것으로 예상된다. 이에 따라 최근 중수로 사용후핵연료의 열적, 방사선적 특징을 파악하고 효율적인 처분 방식을 연구함으로써 처분의 효율을 높이는 연구가 수행되었다 [2]. 본 연구의 목적은 새롭게 제안된 중수로 사용후핵연료 처분시스템에 대한 방사선 안전성을 평가하는 것이다. 처분기술 선진국들에서 사용하고 있는 처분시스템의 방사선 안전성 평가 제한기준은 처분공 내의 완충재가 흡수하는 방사선량률이 $1\text{Gy} \cdot \text{h}^{-1}$ 를 넘지 않는 것이다[3]. 따라서 본 논문에서도 각 처분시스템의 구성요소(바스켓, 처분용기)에 대한 방사선량 평가를 먼저 수행하고, 최종적으로는 처분공 내의 완충재가 흡수하는 선량을 계산하여 위의 값과 비교함으로써 중수로 사용후핵연료 처분시스템의 방사선 차폐 안전성을 평가하고자 하였다.

2. 중수로 사용후핵연료 처분시스템

가. 처분시스템 개요

중수로 사용후핵연료가 처분되는 처분시스템의 주요

구성항목으로는 중수로 사용후핵연료, 사용후핵연료를 포함하고 있는 바스켓과 4개의 바스켓을 적재한 처분용기(캐니스터), 그리고 그 주변을 감싸고 있는 처분공 내의 완충재 및 주변압반, 그리고 처분공 위의 처분터널 등으로 구성되어 있으며 그림 1에 전체적인 개념을 나타내었다.

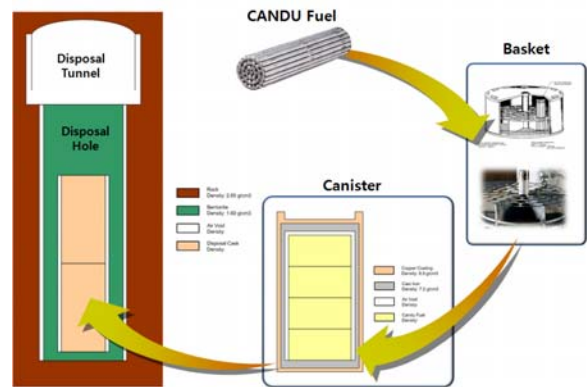


Fig. 1. Conceptual diagram of CANDU spent fuel disposal system.

나. 기존 중수로 사용후핵연료

중수로 사용후핵연료(CANDU 37) 처분시스템의 방사선량 계산을 위해 먼저 기존 핵연료를 설정하고 원전내의 습식저장 및 건식저장 기간(30년) 동안 냉각된 중수로 사용후핵연료의 기초적인 정보를 ORIGEN-ARP 5.0을 통하여 구하였다.

사용후핵연료 처분시스템 설계를 위해서는 사용후핵연료에 대한 대표연소도 선정이 가장 먼저 수행되어야 한다. 조 등[4]은 중수로 사용후핵연료 처분시스템 설계를 위해서 평균값에서 단일방향으로 1σ 유의수준을 설정하

책임저자 : 국동학, syskook@kaeri.re.kr
대전광역시 유성구 대덕대로 1045 한국원자력연구원

여 전체 사용후핵연료에 대해 84%의 대표성을 갖는 8,100 MWd·MTU⁻¹ 연소도 값(비출력 23.668 MW·MTU⁻¹)을 선정하였다. 그러나, 한국수력원자력[5]에서는 실제 중수로 사용후핵연료의 건식저장시설 운영에 7,800 MWd·MTU⁻¹의 연소도를 적용하고 있다. 중수로 사용후핵연료의 경우에는 경수로 사용후핵연료 경우와는 달리, 저장이후에 직접처분되는 것으로 계획되고 있으므로, 두 관리방안의 연계성도 중요하게 고려할 필요가 있다. 따라서, 두 연소도 값의 차이가 크지 않으므로 결과 값의 차이가 크게 다르지는 않을 것으로 예상되지만, 전체적으로는 8,100 MWd·MTU⁻¹ 연소도 기준에 맞추어

연구내용을 기술하고, 결론부분에서 두 연소도 값에 의한 결과를 비교하였다.

시간의 변화에 따라 전체적인 방사능량에 가장 중요한 역할을 하는 핵종을 알아보기 위하여 심지층 처분관점에서 중요한 핵종들을 대상으로 백만 년 동안의 방사능 변화를 그림 2와 같이 구하였다. 그림 2에서 보는 바와 같이 고방열성 핵종이면서 단 반감기 핵종인 세슘과 스트론튬 등은 천년이내에 방사능이 소멸되지만, 악티나이드 계열의 핵종과 테크니슘 등은 만년이상 계속 방사능을 유지하는 것을 알 수 있다.

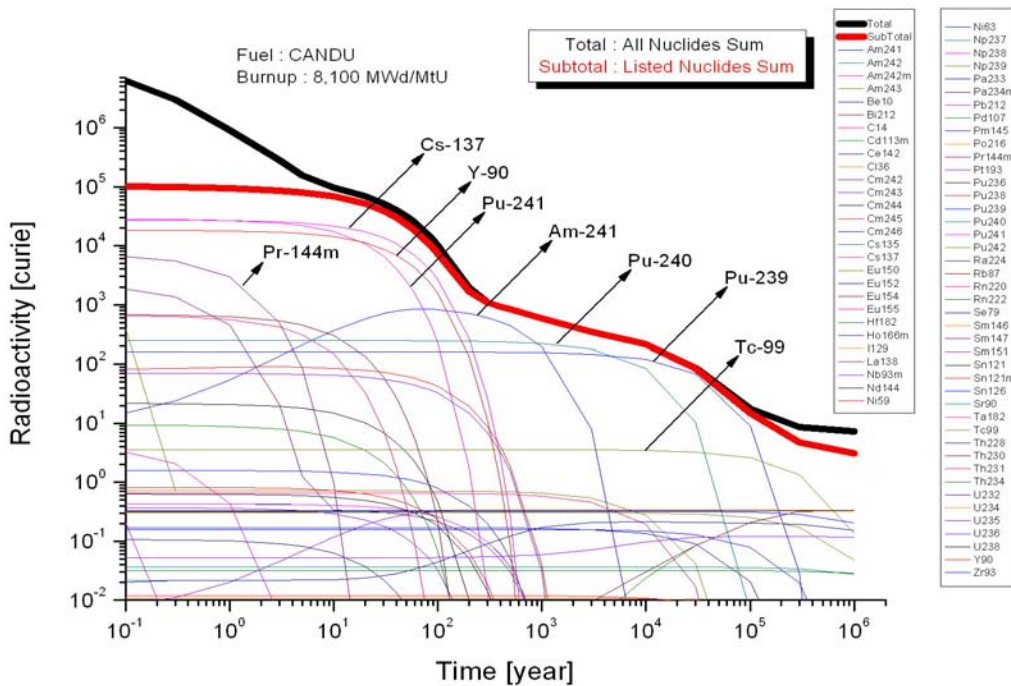


Fig. 2. Nuclide radioactivity change along the time.

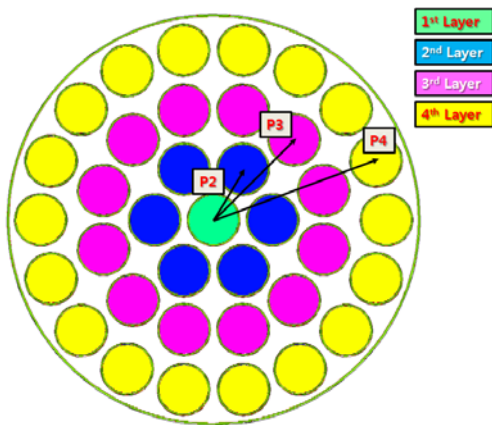


Fig. 3. 37 Fuel rods modeling of CANDU fuel bundle.

중수로 핵연료 다발은 총 37개의 연료봉으로 구성되어 있으며, 각 연료봉의 외곽부분은 Zircaloy-4 피복관 재질이며, 다발 자체의 외곽부분도 역시 Zircaloy-4 재질로 구성되어 있다[6]. 연료 부분에 대한 MCNPX 유니버스(universe)의 구성 시에 연료와 Zircaloy 부분을 제외한 나머지 공간은 모두 공기로 채웠으며, 한 다발 내에 37개 연료봉의 위치를 모두 계산하여 전체 연료봉을 모사하였고 이를 그림 3에 나타내었다. 표 1에는 위의 그림 3에서의 층별(layer) 핵연료 봉의 원주방향 등각과 핵연료 봉간 거리(rod pitch) 및 X-Y 평면상의 개별 위치 정보를 나타내었다.

Table 1. 37 Fuel Rods Position in a CANDU Fuel Bundle.

| Layer | Angle | Pitch | Num | Angle | X | Y |
|-------|-------|--------|-----|-------|-------------|-------------|
| 1st | 0 | 0 | 1 | 0 | 0 | 0 |
| 2nd | 60 | 1,4631 | 1 | 0 | 1,4631E+00 | 0,0000E+00 |
| | | | 2 | 60 | 7,3155E-01 | 1,2671E+00 |
| | | | 3 | 120 | -7,3155E-01 | 1,2671E+00 |
| | | | 4 | 180 | -1,4631E+00 | 0,0000E+00 |
| | | | 5 | 240 | -7,3155E-01 | -1,2671E+00 |
| | | | 6 | 300 | 7,3155E-01 | -1,2671E+00 |
| 3rd | 30 | 2,8265 | 1 | 15 | 2,7302E+00 | 7,3155E-01 |
| | | | 2 | 45 | 1,9986E+00 | 1,9986E+00 |
| | | | 3 | 75 | 7,3155E-01 | 2,7302E+00 |
| | | | 4 | 105 | -7,3155E-01 | 2,7302E+00 |
| | | | 5 | 135 | -1,9986E+00 | 1,9986E+00 |
| | | | 6 | 165 | -2,7302E+00 | 7,3155E-01 |
| | | | 7 | 195 | -2,7302E+00 | -7,3155E-01 |
| | | | 8 | 225 | -1,9986E+00 | -1,9986E+00 |
| | | | 9 | 255 | -7,3155E-01 | -2,7302E+00 |
| | | | 10 | 285 | 7,3155E-01 | -2,7302E+00 |
| | | | 11 | 315 | 1,9986E+00 | -1,9986E+00 |
| | | | 12 | 345 | 2,7302E+00 | -7,3155E-01 |
| 4th | 20 | 4,2896 | 1 | 0 | 4,2896E+00 | 0,0000E+00 |
| | | | 2 | 20 | 4,0309E+00 | 1,4671E+00 |
| | | | 3 | 40 | 3,2860E+00 | 2,7573E+00 |
| | | | 4 | 60 | 2,1448E+00 | 3,7149E+00 |
| | | | 5 | 80 | 7,4488E-01 | 4,2244E+00 |
| | | | 6 | 100 | -7,4488E-01 | 4,2244E+00 |
| | | | 7 | 120 | -2,1448E+00 | 3,7149E+00 |
| | | | 8 | 140 | -3,2860E+00 | 2,7573E+00 |
| | | | 9 | 160 | -4,0309E+00 | 1,4671E+00 |
| | | | 10 | 180 | -4,2896E+00 | 0,0000E+00 |
| | | | 11 | 200 | -4,0309E+00 | -1,4671E+00 |
| | | | 12 | 220 | -3,2860E+00 | -2,7573E+00 |
| | | | 13 | 240 | -2,1448E+00 | -3,7149E+00 |
| | | | 14 | 260 | -7,4488E-01 | -4,2244E+00 |
| | | | 15 | 280 | 7,4488E-01 | -4,2244E+00 |
| | | | 16 | 300 | 2,1448E+00 | -3,7149E+00 |
| | | | 17 | 320 | 3,2860E+00 | -2,7573E+00 |
| | | | 18 | 340 | 4,0309E+00 | -1,4671E+00 |
| Total | | | 37 | | | |

다. 바스켓

바스켓은 단일 개체 내에 중수로 사용후핵연료 60개 다발을 담을 수 있도록 설계되었으며, 재질은 SA240 304L 타입의 스테인리스 스틸이다. 실린더 형태의 바스켓은 외경 106.7 cm, 높이 55.6 cm의 크기를 갖고 있으며, 내부는 상부와 측면이 0.85 cm, 바닥은 1.91 cm 두께를 갖고 있다. 그림 4에 바스켓에 대한 개략도를 나타내었다.

중수로 핵연료 다발과 마찬가지로 바스켓의 60개 홀(hole)에 대한 MCNPX 모델링을 그림 5와 같이 하였으며, 표 2에는 각 홀(hole)의 위치 좌표를 나타내었다.

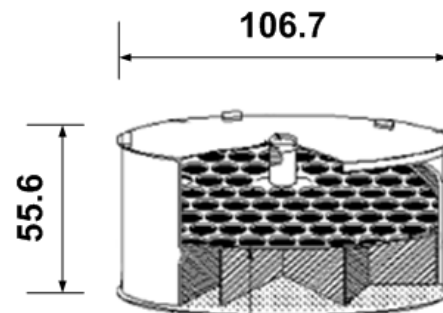


Fig. 4. Conceptual diagram of basket.

Table 2. Bundle Positions in a Basket.

| Layer | Angle | Pitch | Num | Angle | X | Y | Layer | Num | Angle | X | Y | |
|-------|-------|-------|-----|-------|-----------|-----------|-------|-------|-------|-----------|-----------|----------|
| 1st | 60 | 12 | 1 | 0 | 1.20E+01 | 0.00E+00 | 4th | 1 | 7.5 | 4.68E+01 | 6.16E+00 | |
| | | | 2 | 60 | 6.00E+00 | 1.04E+01 | | 2 | 22.5 | 4.36E+01 | 1.81E+01 | |
| | | | 3 | 120 | -6.00E+00 | 1.04E+01 | | Angle | 3 | 37.5 | 3.74E+01 | 2.87E+01 |
| | | | 4 | 180 | -1.20E+01 | 0.00E+00 | | 15 | 4 | 52.5 | 2.87E+01 | 3.74E+01 |
| | | | 5 | 240 | -6.00E+00 | -1.04E+01 | | | 5 | 67.5 | 1.81E+01 | 4.36E+01 |
| | | | 6 | 300 | 6.00E+00 | -1.04E+01 | | Pitch | 6 | 82.5 | 6.16E+00 | 4.68E+01 |
| 2nd | 30 | 23.18 | 1 | 15 | 2.24E+01 | 6.00E+00 | 47.18 | 7 | 97.5 | -6.16E+00 | 4.68E+01 | |
| | | | 2 | 45 | 1.64E+01 | 1.64E+01 | | 8 | 112.5 | -1.81E+01 | 4.36E+01 | |
| | | | 3 | 75 | 6.00E+00 | 2.24E+01 | | 9 | 127.5 | -2.87E+01 | 3.74E+01 | |
| | | | 4 | 105 | -6.00E+00 | 2.24E+01 | | 10 | 142.5 | -3.74E+01 | 2.87E+01 | |
| | | | 5 | 135 | -1.64E+01 | 1.64E+01 | | 11 | 157.5 | -4.36E+01 | 1.81E+01 | |
| | | | 6 | 165 | -2.24E+01 | 6.00E+00 | | 12 | 172.5 | -4.68E+01 | 6.16E+00 | |
| | | | 7 | 195 | -2.24E+01 | -6.00E+00 | | 13 | 187.5 | -4.68E+01 | -6.16E+00 | |
| | | | 8 | 225 | -1.64E+01 | -1.64E+01 | | 14 | 202.5 | -4.36E+01 | -1.81E+01 | |
| | | | 9 | 255 | -6.00E+00 | -2.24E+01 | | 15 | 217.5 | -3.74E+01 | -2.87E+01 | |
| | | | 10 | 285 | 6.00E+00 | -2.24E+01 | | 16 | 232.5 | -2.87E+01 | -3.74E+01 | |
| | | | 11 | 315 | 1.64E+01 | -1.64E+01 | | 17 | 247.5 | -1.81E+01 | -4.36E+01 | |
| | | | 12 | 345 | 2.24E+01 | -6.00E+00 | | 18 | 262.5 | -6.16E+00 | -4.68E+01 | |
| 3rd | 20 | 35.18 | 1 | 0 | 3.52E+01 | 0.00E+00 | | 19 | 277.5 | 6.16E+00 | -4.68E+01 | |
| | | | 2 | 20 | 3.31E+01 | 1.20E+01 | | 20 | 292.5 | 1.81E+01 | -4.36E+01 | |
| | | | 3 | 40 | 2.70E+01 | 2.26E+01 | | 21 | 307.5 | 2.87E+01 | -3.74E+01 | |
| | | | 4 | 60 | 1.76E+01 | 3.05E+01 | | 22 | 322.5 | 3.74E+01 | -2.87E+01 | |
| | | | 5 | 80 | 6.11E+00 | 3.46E+01 | | 23 | 337.5 | 4.36E+01 | -1.81E+01 | |
| | | | 6 | 100 | -6.11E+00 | 3.46E+01 | | 24 | 352.5 | 4.68E+01 | -6.16E+00 | |
| | | | 7 | 120 | -1.76E+01 | 3.05E+01 | | | | | | |
| | | | 8 | 140 | -2.70E+01 | 2.26E+01 | | | | | | |
| | | | 9 | 160 | -3.31E+01 | 1.20E+01 | | | | | | |
| | | | 10 | 180 | -3.52E+01 | 0.00E+00 | | | | | | |
| | | | 11 | 200 | -3.31E+01 | -1.20E+01 | | | | | | |
| | | | 12 | 220 | -2.70E+01 | -2.26E+01 | | | | | | |
| | | | 13 | 240 | -1.76E+01 | -3.05E+01 | | | | | | |
| | | | 14 | 260 | -6.11E+00 | -3.46E+01 | | | | | | |
| | | | 15 | 280 | 6.11E+00 | -3.46E+01 | | | | | | |
| | | | 16 | 300 | 1.76E+01 | -3.05E+01 | | | | | | |
| | | | 17 | 320 | 2.70E+01 | -2.26E+01 | | | | | | |
| | | | 18 | 340 | 3.31E+01 | -1.20E+01 | | | | | | |
| Total | | | 60 | | | | | | | | | |

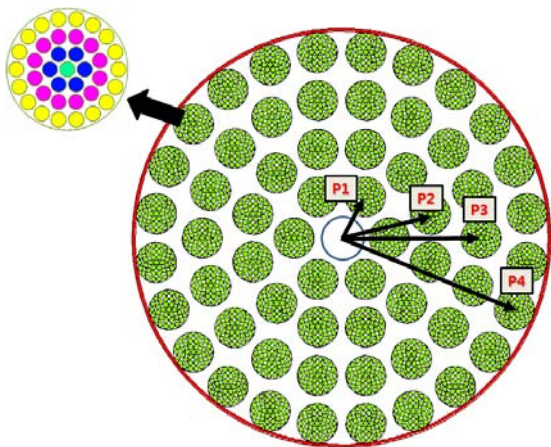


Fig. 5. 60 Bundles modeling in a basket.

라. 처분용기

처분시스템 설계조건에 따른 중수로 사용후핵연료 처분용기(캐니스터)는 수송시스템 및 적재 열량 등을 고려하여 중수로 사용후핵연료 60 다발용 바스켓 4개를 적재할 수 있도록 설계되었다. 처분용기의 내부에는 방사선차폐 목적으로 주철이 사용되며, 용기의 바깥부분은 심지층 내에서의 부식방지 목적으로 구리를 저온분사 방식으로 코팅하여 사용하게 된다. 실린더 형태인 처분용기의 내부 주철부분 직경은 126 cm, 높이는 260 cm이며, 상·하부 판의 두께는 18 cm, 측면의 두께는 9.5 cm이다. 주철부분 외곽의 구리코팅 부분은 직경 128 cm, 높이 274.5 cm이며, 상·하부 판의 두께는 3 cm, 측면의 두께는 1 cm이다. 주철의 밀도는 7.2 g·cm⁻³, 구리의 밀도는 8.9 g·cm⁻³ 값을 사용하였다.

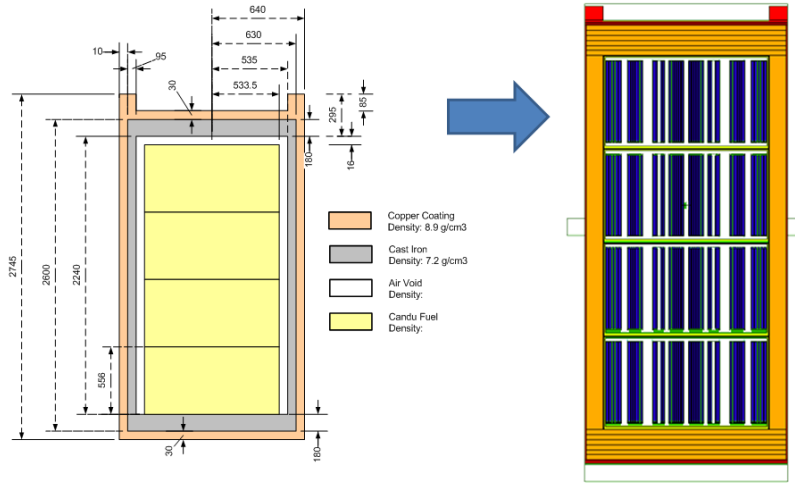


Fig. 6. Canister modeling.

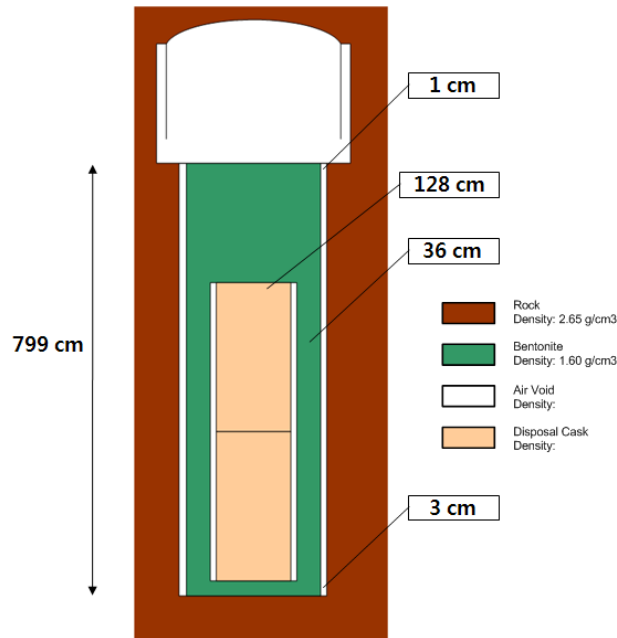


Fig. 7. Disposal hole, tunnel and base rock modeling.

그림 6은 처분용기를 MCNPX로 모델링한 그림을 나타내고 있으며 처분용기의 쇼울더 부분을 포함하여 최외각에는 구리코팅과 주철을 모사하였고, 그 내부에는 4개의 바스켓이 적재되어 있는 모습을 모사하였다.

마. 완충재

심지층 처분시스템에 있어서 공학적방벽의 주요 구성요소인 완충재는 지하수 유입을 최소화 시키며, 용해 핵종의 유출을 저지하고, 외부의 역학적 충격으로부터 폐기물/처분용기를 보호함과 동시에 용기 내의 붕괴열을 주변 암반으로 발산시킬 뿐만 아니라 처분터널 주변 균열을 밀봉하는 등의 여러 가지 역할을 수행하게 된다. 사용후핵연료 심지층 처분시스템을 위한 완충재는 국내에서 생산되는 경주 벤토나이트를 선정하였으며, 이 벤토나이트는

주요 물성으로 비중 2.74, 초기 함수량 13%, 건조밀도 $1.6 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$, 공극률 0.41 값을 갖고 있다.

바. 처분공 및 터널

처분방식은 처분용기 및 완충재 블록 개념을 바탕으로 한 수직처분방식(KBS-3 개념[8])을 채택하였으며, 처분공의 주변은 우리나라의 대표적 암반인 화강암반으로 설정하였다. 각종 장비의 작업 범위를 고려하여 처분공의 직경은 208 cm, 높이는 799 cm 로 설정하였다. 또한 처분터널의 폭은 390 cm, 높이는 410 cm으로 설정하였다.

그림 7에는 처분공 및 처분 터널, 처분공 주변 암반에 대한 모델링 그림을 나타내었으며, 각 구성요소들의 제원과 선량평가에 중요한 밀도 값도 명기하였다.

Table 3. Photon Intensity for 1 MTU.

| Photon Energy | | Intensity |
|---------------|------------|------------------------|
| Range Low | Range High | |
| [MeV] | [MeV] | [#/sec] |
| 0,01 | 0,02 | 1.20×10 ⁺¹⁴ |
| 0,02 | 0,03 | 5.48×10 ⁺¹³ |
| 0,03 | 0,05 | 7.22×10 ⁺¹³ |
| 0,05 | 0,06 | 4.10×10 ⁺¹³ |
| 0,06 | 0,07 | 1.43×10 ⁺¹³ |
| 0,07 | 0,08 | 6.10×10 ⁺¹² |
| 0,08 | 0,10 | 2.38×10 ⁺¹³ |
| 0,10 | 0,15 | 2.46×10 ⁺¹³ |
| 0,15 | 0,20 | 1.55×10 ⁺¹³ |
| 0,20 | 0,30 | 1.20×10 ⁺¹³ |
| 0,30 | 0,40 | 8.44×10 ⁺¹² |
| 0,40 | 0,45 | 2.51×10 ⁺¹² |
| 0,45 | 0,51 | 2.42×10 ⁺¹² |
| 0,51 | 0,51 | 2.70×10 ⁺¹⁰ |
| 0,51 | 0,60 | 1.23×10 ⁺¹² |
| 0,60 | 0,70 | 4.37×10 ⁺¹⁴ |
| 0,70 | 0,80 | 1.55×10 ⁺¹² |
| 0,80 | 1,00 | 1.73×10 ⁺¹² |
| 1,00 | 1,20 | 9.20×10 ⁺¹¹ |
| 1,20 | 1,33 | 1.06×10 ⁺¹² |
| 1,33 | 1,44 | 1.28×10 ⁺¹¹ |
| 1,44 | 1,50 | 3.41×10 ⁺¹⁰ |
| 1,50 | 1,57 | 1.98×10 ⁺¹⁰ |
| 1,57 | 1,66 | 8.49×10 ⁺¹⁰ |
| 1,66 | 1,80 | 1.52×10 ⁺¹⁰ |
| 1,80 | 2,00 | 6.90×10 ⁺⁰⁹ |
| 2,00 | 2,15 | 1.18×10 ⁺⁰⁹ |
| 2,15 | 2,35 | 6.36×10 ⁺⁰⁶ |
| 2,35 | 2,50 | 4.49×10 ⁺⁰⁶ |
| 2,50 | 3,00 | 3.08×10 ⁺⁰⁶ |
| 3,00 | 3,50 | 1.78×10 ⁺⁰⁵ |
| 3,50 | 4,00 | 1.03×10 ⁺⁰⁵ |
| 4,00 | 4,50 | 5.95×10 ⁺⁰⁴ |
| 4,50 | 5,00 | 3.44×10 ⁺⁰⁴ |
| 5,00 | 5,50 | 1.99×10 ⁺⁰⁴ |
| 5,50 | 6,00 | 1.15×10 ⁺⁰⁴ |
| 6,00 | 6,50 | 6.66×10 ⁺⁰³ |
| 6,50 | 7,00 | 3.85×10 ⁺⁰³ |
| 7,00 | 7,50 | 2.23×10 ⁺⁰³ |
| 7,50 | 8,00 | 1.29×10 ⁺⁰³ |
| 8,00 | 10,00 | 1.52×10 ⁺⁰³ |
| 10,00 | 12,00 | 7.85×10 ⁺⁰¹ |
| 12,00 | 14,00 | 0.00×10 ⁺⁰⁰ |
| 14,00 | 20,00 | 0.00×10 ⁺⁰⁰ |
| 총 계 | | 8.42×10 ⁺¹⁴ |

3. 평가결과 및 고찰

가. 방사선원

선량평가를 위해서 가장 먼저 30년 냉각된 중수로 사용후핵연료 1 MTU에 대한 광자와 중성자에 대한 에너지

별 선원을 ORIGEN-ARP를 이용하여 표 3과 표 4와 같이 구하였다.

Table 4. Neutron Intensity for 1 MTU.

| Neutron Energy | | Intensity |
|------------------------|------------------------|-------------------------|
| Range Low | Range High | |
| [MeV] | [MeV] | [#/sec] |
| 1.00×10 ⁻¹¹ | 3.00×10 ⁻⁰⁹ | 4.14×10 ⁻⁰⁷ |
| 3.00×10 ⁻⁰⁹ | 7.50×10 ⁻⁰⁹ | 5.98×10 ⁻⁰⁷ |
| 7.50×10 ⁻⁰⁹ | 1.00×10 ⁻⁰⁸ | 3.83×10 ⁻⁰⁷ |
| 1.00×10 ⁻⁰⁸ | 2.53×10 ⁻⁰⁸ | 3.01×10 ⁻⁰⁶ |
| 2.53×10 ⁻⁰⁸ | 3.00×10 ⁻⁰⁸ | 1.12×10 ⁻⁰⁶ |
| 3.00×10 ⁻⁰⁸ | 4.00×10 ⁻⁰⁸ | 2.65×10 ⁻⁰⁶ |
| 4.00×10 ⁻⁰⁸ | 5.00×10 ⁻⁰⁸ | 2.97×10 ⁻⁰⁶ |
| 5.00×10 ⁻⁰⁸ | 7.00×10 ⁻⁰⁸ | 6.79×10 ⁻⁰⁶ |
| 7.00×10 ⁻⁰⁸ | 1.00×10 ⁻⁰⁷ | 1.20×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.00×10 ⁻⁰⁷ | 1.50×10 ⁻⁰⁷ | 2.41×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.50×10 ⁻⁰⁷ | 2.00×10 ⁻⁰⁷ | 4.00×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.00×10 ⁻⁰⁷ | 2.25×10 ⁻⁰⁷ | 2.19×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.25×10 ⁻⁰⁷ | 2.50×10 ⁻⁰⁷ | 2.28×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.50×10 ⁻⁰⁷ | 2.75×10 ⁻⁰⁷ | 2.36×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.75×10 ⁻⁰⁷ | 3.25×10 ⁻⁰⁷ | 4.96×10 ⁻⁰⁵ |
| 3.25×10 ⁻⁰⁷ | 3.50×10 ⁻⁰⁷ | 2.59×10 ⁻⁰⁵ |
| 3.50×10 ⁻⁰⁷ | 3.75×10 ⁻⁰⁷ | 2.66×10 ⁻⁰⁵ |
| 3.75×10 ⁻⁰⁷ | 4.00×10 ⁻⁰⁷ | 2.73×10 ⁻⁰⁵ |
| 4.00×10 ⁻⁰⁷ | 6.25×10 ⁻⁰⁷ | 2.73×10 ⁻⁰⁴ |
| 6.25×10 ⁻⁰⁷ | 1.00×10 ⁻⁰⁶ | 5.48×10 ⁻⁰⁴ |
| 1.00×10 ⁻⁰⁶ | 1.77×10 ⁻⁰⁶ | 1.41×10 ⁻⁰³ |
| 1.77×10 ⁻⁰⁶ | 3.00×10 ⁻⁰⁶ | 2.86×10 ⁻⁰³ |
| 3.00×10 ⁻⁰⁶ | 4.75×10 ⁻⁰⁶ | 5.06×10 ⁻⁰³ |
| 4.75×10 ⁻⁰⁶ | 6.00×10 ⁻⁰⁶ | 4.21×10 ⁻⁰³ |
| 6.00×10 ⁻⁰⁶ | 8.10×10 ⁻⁰⁶ | 8.02×10 ⁻⁰³ |
| 8.10×10 ⁻⁰⁶ | 1.00×10 ⁻⁰⁵ | 8.16×10 ⁻⁰³ |
| 1.00×10 ⁻⁰⁵ | 3.00×10 ⁻⁰⁵ | 1.24×10 ⁻⁰¹ |
| 3.00×10 ⁻⁰⁵ | 1.00×10 ⁻⁰⁴ | 8.88×10 ⁻⁰¹ |
| 1.00×10 ⁻⁰⁴ | 5.50×10 ⁻⁰⁴ | 1.22×10 ⁺⁰¹ |
| 5.50×10 ⁻⁰⁴ | 3.00×10 ⁻⁰³ | 1.53×10 ⁺⁰² |
| 3.00×10 ⁻⁰³ | 1.70×10 ⁻⁰² | 2.11×10 ⁺⁰³ |
| 1.70×10 ⁻⁰² | 2.50×10 ⁻⁰² | 1.79×10 ⁺⁰³ |
| 2.50×10 ⁻⁰² | 1.00×10 ⁻⁰¹ | 2.77×10 ⁺⁰⁴ |
| 1.00×10 ⁻⁰¹ | 4.00×10 ⁻⁰¹ | 1.96×10 ⁺⁰⁵ |
| 4.00×10 ⁻⁰¹ | 9.00×10 ⁻⁰¹ | 4.19×10 ⁺⁰⁵ |
| 9.00×10 ⁻⁰¹ | 1.40×10 ⁺⁰⁰ | 4.31×10 ⁺⁰⁵ |
| 1.40×10 ⁺⁰⁰ | 1.85×10 ⁺⁰⁰ | 3.89×10 ⁺⁰⁵ |
| 1.85×10 ⁺⁰⁰ | 2.35×10 ⁺⁰⁰ | 4.46×10 ⁺⁰⁵ |
| 2.35×10 ⁺⁰⁰ | 2.48×10 ⁺⁰⁰ | 1.09×10 ⁺⁰⁵ |
| 2.48×10 ⁺⁰⁰ | 3.00×10 ⁺⁰⁰ | 4.03×10 ⁺⁰⁵ |
| 3.00×10 ⁺⁰⁰ | 4.80×10 ⁺⁰⁰ | 5.49×10 ⁺⁰⁵ |
| 4.80×10 ⁺⁰⁰ | 6.43×10 ⁺⁰⁰ | 9.45×10 ⁺⁰⁴ |
| 6.43×10 ⁺⁰⁰ | 8.19×10 ⁺⁰⁰ | 2.73×10 ⁺⁰⁴ |
| 8.19×10 ⁺⁰⁰ | 2.00×10 ⁺⁰¹ | 8.48×10 ⁺⁰³ |
| 총 계 | | 3.105×10 ⁺⁰⁶ |

30년 냉각된 CANDU 사용후핵연료 1 MTU이 발생시키는 총 광자 생성률은 8.42×10⁺¹⁴ photons · s⁻¹ 이며, 1

개 바스켓에는 18.8 kg 짜리 핵연료가 60 다발 적재되므로 무게 비율에 의해 1개의 바스켓에서 발생하는 광자 생성률을 $9.49 \times 10^{+14}$ photons \cdot s⁻¹ 와 같이 산출할 수 있다. 동일한 방식으로 1개 바스켓에서 발생하는 중성자 생성률도 $3.50 \times 10^{+06}$ neutrons \cdot s⁻¹ 와 같이 구할 수 있었다. MCNPX를 이용하여 구하는 값은 방사선의 선속(flux)이므로 이를 선량으로 환산시켜줄 환산인자는 ICRP-74에서 권고한 값을 사용하였고 각 방사선에 대한 값을 표 5와 표 6에 나타내었다.

Table 5. Flux-to-Dose for Gamma from ICRP-74(1995).

| 에너지 [MeV] | 감마 선량환산인자 $\left[\frac{mSv/hr}{photons/cm^2 \cdot sec} \right]$ |
|--------------------------|--|
| 1.0000×10 ⁻⁰² | 1.7466×10 ⁻⁰⁷ |
| 1.5000×10 ⁻⁰² | 4.5153×10 ⁻⁰⁷ |
| 2.0000×10 ⁻⁰² | 7.3786×10 ⁻⁰⁷ |
| 3.0000×10 ⁻⁰² | 1.0798×10 ⁻⁰⁶ |
| 4.0000×10 ⁻⁰² | 1.2170×10 ⁻⁰⁶ |
| 5.0000×10 ⁻⁰² | 1.2861×10 ⁻⁰⁶ |
| 6.0000×10 ⁻⁰² | 1.3608×10 ⁻⁰⁶ |
| 7.0000×10 ⁻⁰² | 1.4638×10 ⁻⁰⁶ |
| 8.0000×10 ⁻⁰² | 1.5838×10 ⁻⁰⁶ |
| 1.0000×10 ⁻⁰¹ | 1.8618×10 ⁻⁰⁶ |
| 1.5000×10 ⁻⁰¹ | 2.7084×10 ⁻⁰⁶ |
| 2.0000×10 ⁻⁰¹ | 3.6147×10 ⁻⁰⁶ |
| 3.0000×10 ⁻⁰¹ | 5.4300×10 ⁻⁰⁶ |
| 4.0000×10 ⁻⁰¹ | 7.1850×10 ⁻⁰⁶ |
| 5.0000×10 ⁻⁰¹ | 8.8764×10 ⁻⁰⁶ |
| 6.0000×10 ⁻⁰¹ | 1.0469×10 ⁻⁰⁵ |
| 8.0000×10 ⁻⁰¹ | 1.3417×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.6140×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.0000×10 ⁺⁰⁰ | 2.6963×10 ⁻⁰⁵ |
| 4.0000×10 ⁺⁰⁰ | 4.3255×10 ⁻⁰⁵ |
| 6.0000×10 ⁺⁰⁰ | 5.7554×10 ⁻⁰⁵ |
| 8.0000×10 ⁺⁰⁰ | 7.1709×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.0000×10 ⁺⁰¹ | 8.5536×10 ⁻⁰⁵ |

나. 바스켓 외부 선량평가

MCNPX를 이용하여 바스켓의 상부, 하부, 측면에서 10 cm 떨어진 위치에서의 선량값을 계산하였다. 먼저 감마선에 대해서는 바스켓 상부에서 $7.10 \times 10^{+03}$ mSvh⁻¹, 측면에서 $5.37 \times 10^{+03}$ mSvh⁻¹, 하부에서 $3.90 \times 10^{+03}$ mSvh⁻¹ 값을 얻었으며, 중성자에 대해서는 상부에서 $3.16 \times 10^{+07}$ mSvh⁻¹, 측면에서 $2.14 \times 10^{+07}$ mSvh⁻¹, 하부에서 $2.71 \times 10^{+07}$ mSvh⁻¹ 값을 각각 구하였다. 위 두 방사선원에 의한 총 방사선량에서 감마선은 바스켓 재질에 의해 상당부분이 차폐된 관계로 중성자의 값이 지배적이며, 각 방향에 대해서 $2 \sim 3 \times 10^{+07}$ mSvh⁻¹ 정도 값을 보였다. 이 방사선량의 크기에 대한 정도를 알아보기 위하여 국내 기준들과 비교해 보았다. 방사성물질의 운반에 관한 규정[9]과 사용후핵연료 운반용기에 적용된 기준[10]에 의하면 표면에서의 선량이 각 방향에 대하여 2 mSvh⁻¹(=0.2

Table 6. Flux-to-Dose for Neutron from ICRP-74(1995).

| 에너지 [MeV] | 중성자 선량환산인자 $\left[\frac{mSv/hr}{neutron/cm^2 \cdot sec} \right]$ |
|--------------------------|---|
| 2.5000×10 ⁻⁰⁸ | 2.7360×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.0000×10 ⁻⁰⁷ | 3.5820×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.0000×10 ⁻⁰⁷ | 4.0320×10 ⁻⁰⁵ |
| 5.0000×10 ⁻⁰⁷ | 4.6080×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.0000×10 ⁻⁰⁶ | 4.9680×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.0000×10 ⁻⁰⁶ | 5.2200×10 ⁻⁰⁵ |
| 5.0000×10 ⁻⁰⁶ | 5.4000×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.0000×10 ⁻⁰⁵ | 5.4360×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.0000×10 ⁻⁰⁵ | 5.4360×10 ⁻⁰⁵ |
| 5.0000×10 ⁻⁰⁵ | 5.3280×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.0000×10 ⁻⁰⁴ | 5.2560×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.0000×10 ⁻⁰⁴ | 5.1840×10 ⁻⁰⁵ |
| 5.0000×10 ⁻⁰⁴ | 5.1120×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.0000×10 ⁻⁰³ | 5.1120×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.0000×10 ⁻⁰³ | 5.1840×10 ⁻⁰⁵ |
| 5.0000×10 ⁻⁰³ | 5.6520×10 ⁻⁰⁵ |
| 1.0000×10 ⁻⁰² | 6.5880×10 ⁻⁰⁵ |
| 2.0000×10 ⁻⁰² | 8.5680×10 ⁻⁰⁵ |
| 3.0000×10 ⁻⁰² | 1.0440×10 ⁻⁰⁴ |
| 5.0000×10 ⁻⁰² | 1.3860×10 ⁻⁰⁴ |
| 7.0000×10 ⁻⁰² | 1.6992×10 ⁻⁰⁴ |
| 1.0000×10 ⁻⁰¹ | 2.1528×10 ⁻⁰⁴ |
| 1.5000×10 ⁻⁰¹ | 2.8872×10 ⁻⁰⁴ |
| 2.0000×10 ⁻⁰¹ | 3.5640×10 ⁻⁰⁴ |
| 3.0000×10 ⁻⁰¹ | 4.7880×10 ⁻⁰⁴ |
| 5.0000×10 ⁻⁰¹ | 6.7680×10 ⁻⁰⁴ |
| 7.0000×10 ⁻⁰¹ | 8.3160×10 ⁻⁰⁴ |
| 9.0000×10 ⁻⁰¹ | 9.6120×10 ⁻⁰⁴ |
| 1.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.0152×10 ⁻⁰³ |
| 1.2000×10 ⁺⁰⁰ | 1.1160×10 ⁻⁰³ |
| 2.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.3788×10 ⁻⁰³ |
| 3.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.5552×10 ⁻⁰³ |
| 4.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.6488×10 ⁻⁰³ |
| 5.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.7064×10 ⁻⁰³ |
| 6.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.7388×10 ⁻⁰³ |
| 7.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.7640×10 ⁻⁰³ |
| 8.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.7784×10 ⁻⁰³ |
| 9.0000×10 ⁺⁰⁰ | 1.7892×10 ⁻⁰³ |
| 1.0000×10 ⁺⁰¹ | 1.7964×10 ⁻⁰³ |
| 1.2000×10 ⁺⁰¹ | 1.7964×10 ⁻⁰³ |
| 1.4000×10 ⁺⁰¹ | 1.7856×10 ⁻⁰³ |
| 1.5000×10 ⁺⁰¹ | 1.7784×10 ⁻⁰³ |

rem \cdot h⁻¹)를 넘지 않도록 제한하고 있다. 본 계산에 의하면 바스켓 내에 중수로 사용후핵연료 다발 60개를 넣었을 경우 바스켓의 표면에서 위의 기준치를 훨씬 초과하는 높은 선량값을 갖게 되며, 이는 단일한 바스켓의 취급 시 별도의 차폐시설이 반드시 필요함을 알 수 있다.

다. 처분용기 선량평가

처분용기에 대한 예비 Tally를 수행해 본 결과 처분용기의 상·하부에서 감마선에 대한 측정이 잘 되지 않아서, 상·하부 부분만 여러 셀로 구분하여 계산하였다. 먼저 감마선에 대해서는 처분용기 상부에서 4.83×10^{-02} mSvh⁻¹, 측면에서 27.8 mSvh⁻¹, 하부에서 1.49×10^{-01} mSvh⁻¹ 값을 얻었으며, 중성자에 대해서는 상부에서 1.59×10^{-02} mSvh⁻¹, 측면에서 4.55×10^{-02} mSvh⁻¹, 하부에서 1.60×10^{-02} mSvh⁻¹ 값을 각각 구하였다. 위 두 방사선원에 의한 총 방사선량은 상부에서 6.42×10^{-02} mSvh⁻¹, 측면에서 27.8 mSvh⁻¹, 하부에서 1.65×10^{-01} mSvh⁻¹ 값을 나타내었다. 4개의 바스켓을 넣었을 경우 처분용기의 상부 및 하부의 선량은 기준치인 2 mSvh⁻¹를 넘지 않지만, 측면에서의 선량은 상대적으로 기준치를 상회하는 높은 값을 갖는다. 이는 처분용기의 내부 구성물질인 주철의 두께가 상·하부는 18 cm로 대부분의 선량을 차폐하는 반면, 측면에서는 9.5 cm 정도로 거의 절반 두께에 해당되기 때문인 것으로 판단된다. 따라서 처분용기 상·하부와 같이 낮은 선량을 측면에서도 유지하기 위해서는 측면의 주철 두께를 더욱 두껍게 설계할 필요가 있다. 그러나 용기의 구조해석 및 처분공간의 효율성 등의 문제를 동시에 고려해야하는 만큼 이 부분에 대한 추가적인 연구가 필요하다.

라. 완충재 흡수선량평가

중수로 사용후핵연료 처분공에는 2개의 처분용기가 적재되므로, 선원은 총 8개의 바스켓으로 계산하였다. 2개의 캐니스터 주변에는 공학적방벽인 벤토나이트 완충재가 놓이게 되고 그 밖으로는 암반이 존재하게 된다. 처분용기 표면에서 완충재의 흡수선량률이 1 Gy·h⁻¹를 초과하면 방사분해가 일어나 산화물을 만들고, 이 산화물은 처분용기를 부식시키게 되므로 대부분의 사용후핵연료 고준위처분을 고려하고 있는 나라들에서는 이 선량을 넘지 않도록 제한하고 있다[3]. 따라서 보수적인 계산을 위해서 중수로 사용후핵연료 처분공 내의 가장 안쪽의 벤토나이트 1 cm 층(그림 8)에 대한 흡수선량을 구하여 1 Gy·h⁻¹ 값 초과여부를 비교하고자 하였다. 이 경우에는 앞서 처분용기의 상·하부의 방사선량이 매우 작은 관계로, 가장 보수적인 측면방향에서의 선량만을 고려하였다. 측면에서의 완충재 흡수선량률은 감마선에 대해서는 3.93×10^{-02} Gy·h⁻¹, 중성자에 대해서는 1.53×10^{-06} Gy·h⁻¹으로 계산되었으며, 총 흡수선량은 3.93×10^{-02} Gy·h⁻¹ 값으로 계산되었다. 이 계산결과는 완충재의 최내각 1 cm 두께 층에 흡수되는 방사선량이 위의 제한치보다 훨씬 작음을 보여주고 있으며, 또한 중수로 사용후핵연료 처분시스템의 최종 구성요소인 완충재가 방사선에 대해서 안전성을 갖고 있음을 의미하기도 한다. 앞서 언급한 바와 같이 위의 값들은 8,100 MWd·MTU⁻¹ 연소도에 대한 결과값들이며, 7,800 MWd·MTU⁻¹ 연소도에 대한 결과값은 감마선에 대해서는 3.77×10^{-02} Gy·h⁻¹, 중성자에 대해서는 1.41×10^{-06} Gy·h⁻¹으로 계산되었으며, 총 흡수선량은 3.77×10^{-02} Gy·h⁻¹을 나타내었다. 전체적으

로 후자의 결과값이 전자의 값에 비해서 약 9.6% 정도 낮은 값을 나타내었으므로, 전자의 연소도를 기준으로 하는 설계가 더욱 보수적임을 알 수 있다.

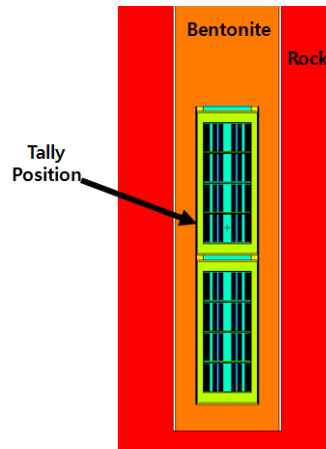


Fig. 8. Tally position for most inner bentonite layer.

4. 결론

새롭게 제안된 중수로 사용후핵연료 처분시스템의 구성요소인 바스켓, 처분용기, 완충재에 대한 방사선량을 평가하였다. 방사선원은 ORIGEN-ARP을 사용하여 구하였으며, 각 핵연료 봉의 위치에 대한 모델링과 선량평가는 MCNPX를 통하여 수행하였다. 평가결과 바스켓과 처분용기의 선량률은 일반적인 포장용기의 선량률보다 높게 나타났으며, 이 결과는 향후 처분용기 이송 장비의 차폐 두께 설정 등 보다 자세한 처분시스템의 설계에 기초 자료로서 활용될 것으로 기대된다. 전체적인 처분시스템의 최종적인 방사선 안전성은 처분공 내 완충재의 흡수선량으로 결정되며, 현재 제안된 중수로 사용후핵연료 처분시스템의 완충재 흡수선량은 일반적인 안전기준 보다 훨씬 낮은 값으로 계산되었기 때문에 이 처분시스템의 방사선 차폐 안전성이 매우 높은 것으로 결론지을 수 있다.

감사의 글

본 연구는 한국과학기술재단의 원자력연구개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. 한국원자력안전기술원 방사성폐기물 안전관리 통합정보시스템(<http://wacid.kins.re.kr>)의 사용후핵연료 국내 발생현황(2007년 12월말 기준)
2. 선진핵주기 고준위폐기물 처분시스템 개발. KAERI/RR-3100/2009, 2009
3. Deep repository for spent nuclear fuel. SKB TR-99-06, 1999
4. 조동건, 이승우, 차정훈, 최종원, 이양, 최희주. 심지층 처분시스템 설계를 위한 중수로 사용후핵연료 현

- 황 및 선원항 분석. 방사성폐기물학회지 2008;6(2): 155-162.
5. 한국수력원자력. 사용후연료 저장 기반기술 개발(최종보고서). 2008
6. 월성원자력발전소 2, 3, 4호기 최종안전성분석 보고서. 1995
7. 이종열, 조동건, 국동학, 이민수, 최희주, 이양. 처분 효율 향상을 위한 CANDU 사용후핵연료 처분개념도출. 방사성폐기물학회지 2009;7(4):229-236.
8. Final storage of spent nuclear fuel KBS-3, SKBF. 1983
9. 교육과학기술부고시 제2009-37호, 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 고시, 제22조 운반용기의 일반기준, 14항 [2009. 9. 23 개정]
10. KN-12 사용후핵연료 운반용기의 방사선차폐 및 핵임계 계산. KINS/HR-406, 2001

Radiation Safety Assessment of CANDU Spent Fuel Disposal System

Dong-Hak Kook, Dong-Keun Cho, and Heui-Joo Choi
Korea Atomic Energy Research Institute

Abstract - The purpose of this article is to evaluate the radiation safety of CANDU spent fuel disposal system by using MCNPX which was revised in order to improve disposal efficiency. This research analyzed every system components's configuration, dimension and material. Geometric modeling and dose assessment for each system components showed that dose results for inner components had high values, but final disposal system had enough margin for radiation safety.

Keywords : CANDU spent fuel, Disposal system, Dose assessment, MCNPX