

# PWR 사용후핵연료 중간저장시설의 몬테칼로 차폐해석 방법에 대한 계산효율성 개선방안 연구

김태만\*, 서명환\*, 조천형\*, 차길용†, 김순영†

\*한국원자력환경공단, †(주)레드코어

2015년 1월 14일 접수 / 2015년 3월 3일 1차 수정 / 2015년 5월 6일 2차 수정 / 2015년 5월 10일 채택

경수로 사용후핵연료 건식 중간저장시설의 방사선영향평가 효율성 개선을 목적으로 '선원항 지정방법에 따른 민감도 평가', '2-Step 계산'기법 개발 및 '냉각기간 이득효과' 적용에 따른 방사선 영향평가를 수행하였다. 본 연구에서는 저장건물의 용기배열 순서에 따라 순차적으로 선원항을 지정하여 직접선량에 미치는 민감도를 평가하였으며, 차폐건물 외벽에서의 방사선량은 내벽과 인접한 최근접 2개 열에 의한 영향이 지배적임을 확인하였다. 또한, 저장시설에 차폐건물이 도입될 경우, 막대한 전산해석 시간을 감소시키기 위해 '2-Step 계산'기법을 수립하여 평가한 결과는 절반가량의 해석시간으로 직접(1-Step) 계산결과와 유사한 결과를 도출하였다. 마지막으로, 저장시설에 순차적으로 저장되는 저장용기의 보관기간을 사용후핵연료의 실제 냉각기간을 적용하면 건물 외벽에서의 방사선량이 냉각기간을 모두 동일하게 설정한 계산값에 비해 40% 정도 낮게 평가됨을 확인하였다. 본 연구는 중간저장시설의 방사선 영향평가를 위한 몬테칼로 차폐해석 방법의 효율성을 향상시키고자 수행되었으며, 좀 더 다양한 사례에 대한 평가를 통하여 신뢰성을 향상시킨다면 저장시설의 설계 및 부지경계 기준설정에 활용할 수 있을 것이다.

중심어 : 사용후핵연료, 중간저장시설, 차폐해석, 저장용기, MCNP, 선량평가

## 1. 서론

국내 운영 중인 가압경수로 원자력발전소에서는 2011년까지 약 13,000 다발의 사용후핵연료 집합체가 발생하였으며, 이는 우라늄 양으로 환산하면 약 5,000 MTU에 해당한다. 현재 원자로 부지 내에서 운영 중인 임시저장 시설은 점차 포화되고 있으나, 사용후핵연료 재처리 및 처분에 대한 국가정책이 확정되지 않아 중간저장시설의 건설이 불가피한 실정이다.

이에, 방사성폐기물 관리사업의 전담기관인 한국원자력환경공단은 다양한 사용후핵연료 중간저장 방식의 기술적 안전성을 검토하고 있으며, 그 일환으로 사용후핵연료의 건식 중간저장시설에서 발생하는 방사선적 영향을 정량적으로 도출하는 방사선영향평가의 기법 개발을 수행 중이다.[1]

사용후핵연료 중간저장시설에 대한 방사선영향평가 방법에 대하여 해외에서는 자국의 실정에 맞는 법령 및 기준 등을 설정하여 준수하고 있으며, 미국의 경우 원자력규제위원회(NRC)에서 방사선영향평가 관련 지침을 제공하고 있다.[2] 국내의 경우 원자력안전법 제63조에는 사용후핵연료 중간저장시설의 건설·운영 인허가 취득

을 위하여 중간저장시설에 대한 방사선영향평가를 수행하도록 규정하고 있다.

일반적으로 방사선영향평가를 수행함에 있어서 몬테칼로 전산코드는 복잡한 구조물을 잘 묘사할 수 있으며, 비교적 정확한 방사선량을 계산할 수 있다. 그러나, 수 킬로미터 거리에서의 방사선량을 평가하는데 상당한 계산시간이 소요될 뿐만 아니라, 저장용기외에 별도의 차폐건물이 도입될 경우에는 더욱 많은 전산시간이 요구된다. 따라서 본 연구에서는 이러한 단점을 보완하기 위하여 중간저장시설에 차폐건물을 설치함에 따른 방사선량 계산효율성 향상 기법을 개발하였으며, 저장기간에 따른 냉각기간 이득효과를 적용하여 실용적인 방사선영향평가 기법을 제시하고자 한다.

## 2. 재료 및 방법

### 2.1 중간저장시설 모델링 및 전산해석에 사용한 전산해석도구

본 연구에는 MCNP5 코드와 SCALE 6.1 내 ORIGEN-ARP 모듈이 사용되었다.[3][4] SCALE 6.1 코드 내에 존재하는 여러 계산 모듈 중 사용후핵연료의 연소특성에 따른 악티나이드 핵종의 함량을 분석하기 위해 ORIGEN

책임저자 : 김태만, tmkim@korad.or.kr  
대전광역시 유성구 대덕대로 1045

Table 1. Comparison of the Specification of the Specific Model and the Simplified Model.

Modeling contents	Specific model	Simplified model
Cross section of fuel region	21,4 cm × 21,4 cm 21 fuel assemblies	123 cm × 123 cm 1 region
Fuel region density(g·cm <sup>-3</sup> )	3,719	2,217
Neutron absorber	Modelled	Not modelled
Air channel	Modelled	Not modelled
Canister	Modelled	Not modelled
Metal wall thickness of the cask (cm)	5	12

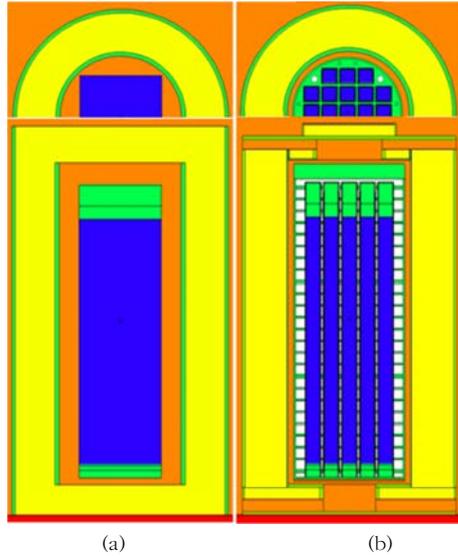


Fig 1. Comparison of simplified(a) and specific(b) models for the storage cask.

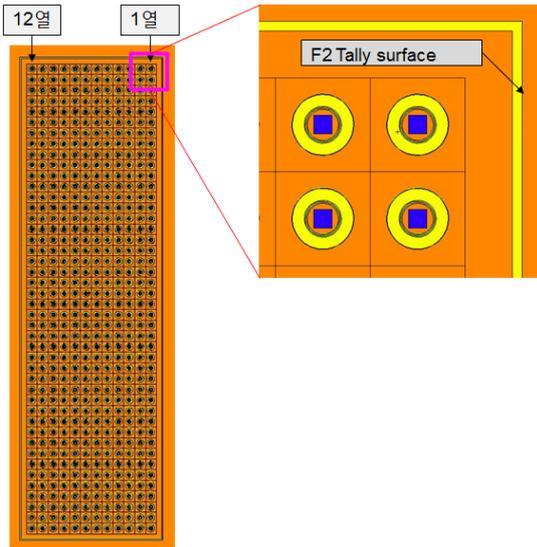


Fig 2. The calculation model for the storage facility whose storage capacity is 5,000 MTU.

family 모듈이 가장 많이 사용되고 있으며, ORIGEN-ARP는 다양한 원자로형태에 대해 계산을 수행할 수 있다. 본 연구에 사용된 선원항은 초기농축도 4.5 wt%, 연소도 45,000 MWD/MTU, 냉각기간 10년인 WH17×17

OFA 사용후핵연료를 대상으로 하였다.

가상의 저장시설에 대한 방사선량을 계산은 MCNP5 코드를 이용하였다. MCNP 전산코드는 다양한 물질 구조를 상세하게 모델링 할 수 있고 복잡한 구조에서도 중성자, 광자 등 대부분의 입자에 대해서 정확한 차폐 계산이 가능하다. MCNP5 (Build 1.60) 버전을 사용하여 방사선 민감도 평가 계산 및 효율성 향상 기법 개발을 수행하였다. 차폐계산을 위해서는 MCPLIB04 광자 라이브러리를 적용하였으며, 선량환산을 위해 ICRP-74 기반의 '감마선속-선량 환산 인자'를 적용하였다.[5]

본 연구는 가상의 중간저장시설에 대하여 이루어졌으며, '12×44'배열로 528개의 저장용기가 수납된다.[그림 2 전체 저장용기 배열은 가로 225 m, 세로 66 m의 크기로, 배열 내 용기 간격은 5 m, 최외곽 배열과 건물벽의 간격은 3.4 m, 차폐건물의 두께는 0.5 m로 설정하였다.

### 2.2 '선원항 지정' 방법에 따른 방사선량 민감도 평가

본 연구에 사용된 「용기-핵연료 단순화 모델(핵연료 및 용기 본체부와 같이 방사선적 차폐 분석에 필수적인 요소만을 고려하여 모사)」은 「상세모델(핵연료 및 용기의 모든 필수요소를 실제 형상과 동일하게 모사)」의 방사선량 계산 값과 비교하여 100 m 거리에서 10 % 이내의 보수성을 가지면서 전산해석시간이 1/3로 줄어들도록 설계된 모델이다.[6] 상세모델과 단순모델의 상세 비교제원은 표 1에 나타내었으며, 개념도는 그림 1에 나타내었다.

이와 같이 단순모델을 활용함으로써 계산시간을 상당히 단축시켰으나, 차폐건물을 적용할 경우 계산시간이 재차 연장됨을 확인하였다. 이에 대한 추가적인 효율성 향상방안으로 저장시설 내 수납된 용기본체들을 그림 2 과 같이 우측부터 순서대로 1 열부터 12 열까지 선원항으로 지정하고, 1 열만이 선원항인 경우부터 시작하여 각 열이 순차적으로 선원항으로 추가됨으로써 발생한 방사선이 저장용기 건물외벽에서의 방사선량에 미치는 영향에 대하여 민감도 평가를 수행하였다.

### 2.3 '2-Step 계산' 기법 개발

'2.2절'에서는 선원항 모델링에 따른 방사선량 민감도 평가를 통한 전산시간의 효율성 향상 방안을 다루었다. 그럼에도 불구하고, 저장용기 본체부(cask body)에서 일차 차폐된 방사선이 콘크리트 차폐건물에 의해 이차로

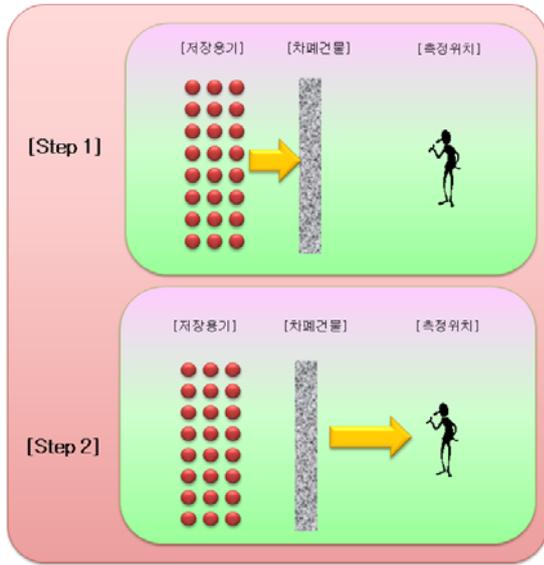


Fig 3. 2-step calculation concept.

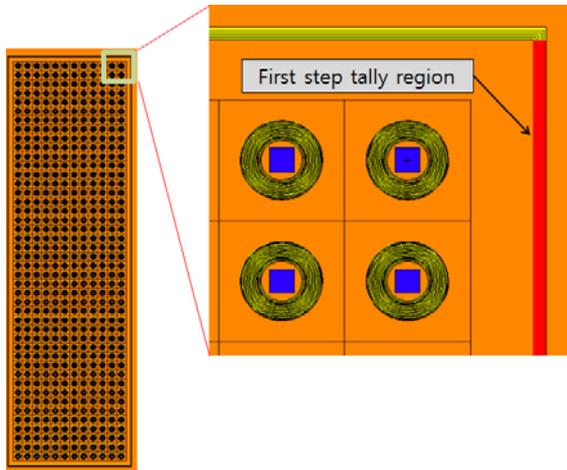


Fig 4. 2-step calculation model for MCNP.

차폐가 되어 수 km 떨어진 측정 지점에서의 방사선량을 계산하는 기존방법에는 상당한 계산시간이 소요된다. 따라서 다양한 형태의 중간저장시설 차폐설계를 위해서는 계산시간을 더욱 단축시킬 수 있는 방안이 필요하였으며, 그 일환으로 「2-Step 계산(저장용기를 선원향으로 두고 차폐건물 벽면의 평균 감마선속을 계산한 후, 차폐

건물 벽면에서의 감마선속 정보를 선원향으로 저장하여 측정지점 까지의 방사선량을 계산하는 기법, 그림 5 참조)」 방법을 도입하여 계산효율성 향상 기법을 제시하고자 한다.[7]

‘2-step 계산’을 위해서 그림 4와 같이 MCNP로 모델링을 수행하였으며, 차폐건물의 제원은 ‘2.2절’과 같고 건물의 두께를 30cm/40cm/50cm로 구분하여 계산하였다. 그림 5에서 볼 수 있듯이 ‘F5 tally’를 이용하여 차폐건물 외벽에서부터 100 m 단위로 방사선량을 계산하였다. ‘first step tally region’인 우측 콘크리트벽 내부에서 F4 tally를 이용하여 감마스펙트럼 계산 결과, 감마선속은 모든 차폐건물 벽 두께에 대해 0.248 MeV ~ 0.485 MeV 구간에서 가장 높게 나타났으며, 차폐건물의 외벽에 영향을 미칠 가능성과 전산시간을 고려하여 감마 에너지 스펙트럼을 0.01 MeV ~ 2.86 MeV까지 12구간으로 나누어 적용하였다. 또한, ‘2-Step 계산’에 대한 비교분석을 위해 저장용기 안의 사용후핵연료를 선원향으로 적용하고 차폐건물을 투과하여 측정위치까지 도달하는 방사선량을 한번에 계산하는 ‘기존 방법’으로 방사선량을 계산하였다.

#### 2.4 중간저장시설 운영기간에 따른 ‘냉각기간 이득효과’ 적용

원전에서 중간저장시설까지 운반용기를 이용해 사용후핵연료를 운반하고 콘크리트 용기에 저장하는 작업은 수송할 수 있는 수량이 한정적이므로 장기간에 걸쳐 이루어질 것으로 사료된다. 국내의 중간저장시설이 사용후핵연료 저장 용기로 포화되는 시점이 운영 시작으로부터 20년이라고 가정했을 때, 5,000 MTU 규모 저장시설에는 매년 250 MTU의 사용후핵연료가 저장되어야 한다. 본 연구에서 고려하는 21다발 저장용기의 용량은 10 MTU 수준으로 가정하였을 때 매년 약 24개의 저장용기가 사용된다. 만약, 20년간 중간저장이 이루어진다고 가정하면, 최초 저장된 용기내의 사용후핵연료는 30년의 냉각기간을 갖게 된다. 지금까지 국내에서 수행된 사용후핵연료 중간저장시설의 방사선량 평가에서는 ‘중간저장시설에 보관된 사용후핵연료는 냉각시간이 지남에 따라 방사선량이 크게 감소되는 현상’을 고려하지 않고 모든 핵연료의 냉각기간을 10년으로 동일하게 가정하여 평가를

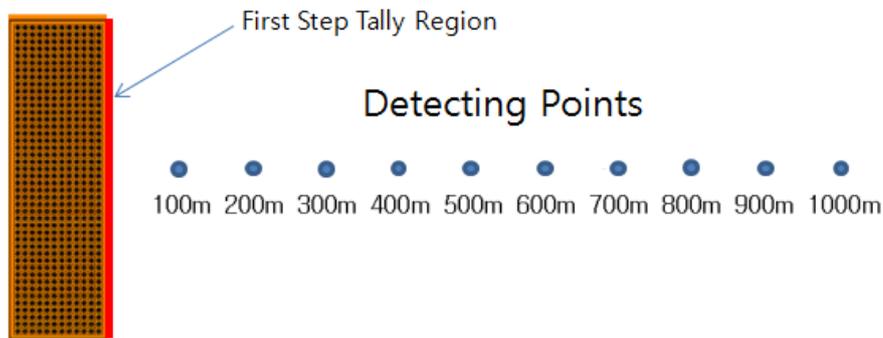


Fig 5. Detecting points for 2-step calculation.

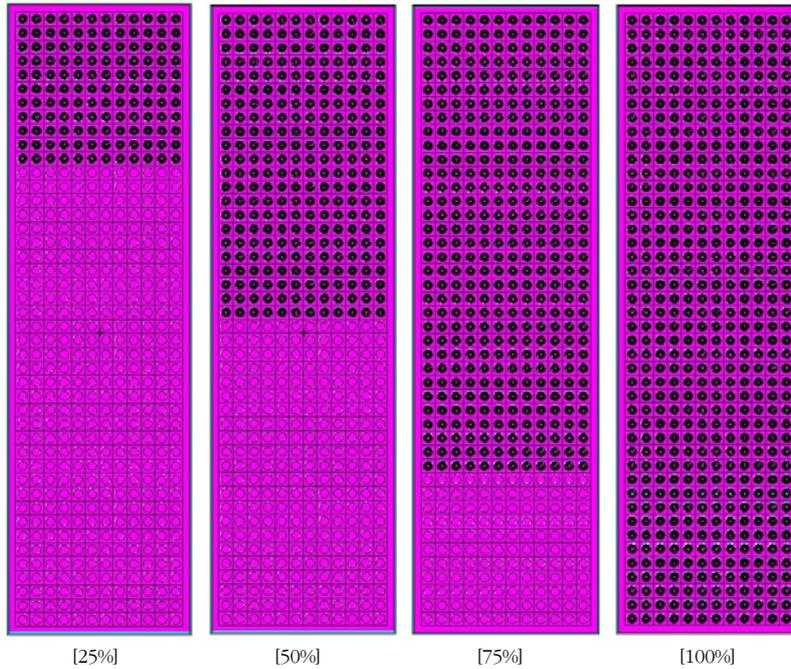


Fig 6. '%' of storage in the storage facility for the dose rate calculation.

수행하였다.

본 연구에서는 저장시설 내 수납된 사용후핵연료의 냉각기간에 따른 감마선의 세기 및 에너지 스펙트럼을 계산하였으며, 계산한 선원정보를 중간저장시설의 선원향으로 입력하여 방사선량 계산을 수행하였고, 이로 인해 얻어지는 방사선 차폐 관점에서의 이득을 '냉각기간 이득효과'라 지칭하였다.

앞서 언급한 저장시설은 '12×44'배열을 가지고 있으므로, 매년 2개 열의 저장용기가 채워진다고 가정하고 다음과 같이 저장 시나리오를 도출하였다.

- 매년 저장용기 24개가 그림 6의 위쪽에서부터 2열로 수납됨
- 저장시설의 100% 저장 시점에서의 저장시설 우측 외벽 중심으로부터 500 m와 1,000 m 지점에서의 방사선량 평가

이와 같은 시나리오를 적용하면 매년 2개 열의 저장용기를 44개열로 가득 채우려면 총 22회의 저장 작업이 이루어져야 한다(그림 6). 이 시점에서 가장 마지막 시점에 저장하는 용기 내 사용후핵연료의 냉각기간은 10년이지만, 최초로 저장된 용기 내 사용후핵연료는 31년간 냉각된 상태이다.

### 3. 결과 및 논의

#### 3.1 '선원향 지정' 방법에 따른 방사선량 민감도 평가 결과

저장시설 내 1~12열까지 배치되는 용기를 대상으로, 2.2절에서 언급한 바와같이 선원향 지정 방법에 따른 차폐건물 우측 외벽 전체에서의 방사선량을 계산하였다.

10년 냉각된 5,000 MTU 사용후핵연료의 방사선 세기인  $3.9 \times 10^{19}$  photons $\cdot$ sec $^{-1}$ 를 12등분하여 선원향으로 적용된 열의 개수만큼 'tally multiplier'카드를 사용하여 곱해주었으며, 계산지점 방향으로 'source direction bias'를 적용하여 전산시간의 효율성을 증가시켰다. 그 결과는 표 2과 같다. 그리고 민감도를 계산한 결과, 같은 'History 수'의 감마선원을 기준으로 상대오차는 1열만을 선원으로 모사하였을 경우가 가장 작고 12열 모두를 선원으로 설정하였을 경우 그 상대오차가 크게 나타났다. 또한, 신뢰성 있는 상대오차의 값을 가지는 전산시간을 표 3에 나타내었다.

선원향으로 지정된 용기배열의 개수 별 차폐건물 외벽에서의 방사선량은 표 2에서 볼 수 있듯이 1열과 2열이 방사선량에 미치는 영향이 지배적이었으며, 3열 이후의 배열용기는 측정값에 미치는 영향이 미미하였다. 그리고 '1&2열만 계산'과 '모든 배열 계산'은 신뢰성 있는 상대오차 범위 내에서 동일한 값을 가지고 있으나, 전산 시간에서는 '모든 배열 계산'이 '1&2열만 계산'보다 5배 가량 더 소요되었다. 이는 3~12열까지의 배열은 측정하고자 하는 선량과는 무관하게 긴 계산시간을 필요로 하여 전산시간을 비효율적으로 만드는 요인이라 할 수 있다.

차폐 건물이 있는 대용량 사용후핵연료 중간저장시설의 방사선량 계산 시 3열 이후의 용기를 선원향으로 둔다면 유효한 상대오차까지 계산하기 위한 전산시간의 효율성이 떨어진다. 그러므로 선원향 모사 방법에 따른 민감도 평가 결과 지배적인 영향을 미치는 1열과 2열만을 선원향으로 설정하여 계산한다면 12열 모두를 선원향으로 설정하여 계산하는 것에 비하여 오차범위 내에서 동일한 방사선량과 상대오차를 가지면서 전산시간을 상당한 감소시킬 수 있다는 것을 확인하였다.

**Table 2.** Calculation Results of the Dose Rate and Radiation Strength from the Building Wall.

Arrays as source Term	Dose rate (mSv·h <sup>-1</sup> )	Relative error <sup>*</sup>	Radiation strength (#·sec <sup>-1</sup> )
1	6.75×10 <sup>-6</sup>	0.059	3.25×10 <sup>18</sup>
1 ~ 2	8.27×10 <sup>-6</sup>	0.090	6.50×10 <sup>18</sup>
1 ~ 3	7.75×10 <sup>-6</sup>	0.073	9.75×10 <sup>18</sup>
1 ~ 4	7.91×10 <sup>-6</sup>	0.080	1.30×10 <sup>19</sup>
1 ~ 5	7.98×10 <sup>-6</sup>	0.092	1.63×10 <sup>19</sup>
1 ~ 6	8.30×10 <sup>-6</sup>	0.080	1.95×10 <sup>19</sup>
1 ~ 7	8.06×10 <sup>-6</sup>	0.087	2.28×10 <sup>19</sup>
1 ~ 8	8.34×10 <sup>-6</sup>	0.090	2.60×10 <sup>19</sup>
1 ~ 9	8.02×10 <sup>-6</sup>	0.099	2.93×10 <sup>19</sup>
1 ~ 10	8.40×10 <sup>-6</sup>	0.095	3.25×10 <sup>19</sup>
1 ~ 11	8.39×10 <sup>-6</sup>	0.097	3.58×10 <sup>19</sup>
1 ~ 12	8.18×10 <sup>-6</sup>	0.099	3.90×10 <sup>19</sup>

$$^* \text{Relative error} = \frac{\hat{\sigma}_x}{x}$$

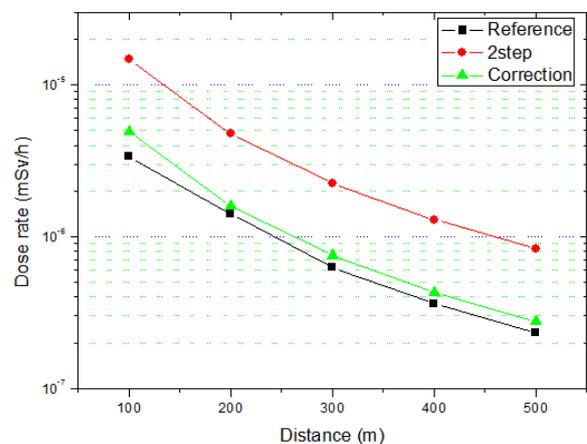
**Table 3.** Calculation Time for Applying Source Terms for the Storage Cask Arrays.

Number of line	Number of history	Calculating time(Hour)	Relative error <sup>*</sup>
1	1.0×10 <sup>10</sup>	2	0.059
2	1.0×10 <sup>10</sup>	2	0.090
3	2.0×10 <sup>10</sup>	3.5	0.073
4	2.0×10 <sup>10</sup>	3.5	0.080
5	2.0×10 <sup>10</sup>	3.5	0.092
6	3.0×10 <sup>10</sup>	5.5	0.080
7	3.0×10 <sup>10</sup>	5.5	0.087
8	3.0×10 <sup>10</sup>	5.5	0.090
9	3.0×10 <sup>10</sup>	5.5	0.099
10	3.5×10 <sup>10</sup>	7	0.095
11	4.0×10 <sup>10</sup>	8.5	0.097
12	4.8×10 <sup>10</sup>	11	0.099

$$^* \text{Relative error} = \frac{\hat{\sigma}_x}{x}$$

### 3.2 '2-Step 계산' 기법의 평가결과

'2.3절'에서 수행한 차폐건물 두께별 '감마 에너지 스펙트럼(energy bin)', '감마선속(flux)'과 '방사선 세기(radiation strength)'는 표 2에 나타내었다. 차폐건물 두께 30 cm ~ 50 cm에 대하여 '기준 방법'에 의한 계산과 '2-Step 계산' 결과를 표 5에 나타내었다. 본 평가결과에서 '2-Step 계산' 이 더 큰 값을 나타내었으나, 100 m에서의 선량을 제외한 모든 결과에서 거리에 따라 일정한 배수의 관계를 가지고 있음을 확인하였다. 차폐건물 두께 30 cm에서는 '3.39 ~ 3.59배'의 차이를 보이고, 40 cm에서는 '8.09 ~ 8.40배', 50 cm에서는 '20.1 ~ 21.2배'의 차이를 보였다. 이와 같이 계산결과가 거리에 따라 일정한 간격을 보이고 있으므로 이를 보정계수로 적용하여 평가에 활용하였다. 단, 본 보정계수는 평가결과의 비교분석을 위해 적용되었으며, 산출된 선량 결과에 절대값으로 사용하지는 않는다.



**Fig 7.** Dose rate calculation result comparison (30cm of wall thickness).

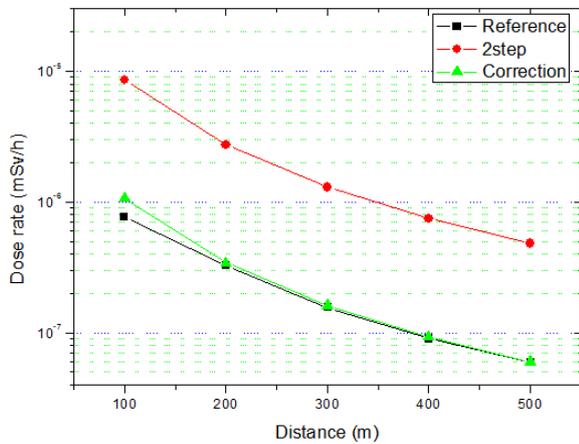
**Table 4.** Gamma Energy Spectra and Radiation Strength for the Building Wall Thickness Variation.

Energy bin (MeV)	Flux(#·cm <sup>-2</sup> ·s <sup>-1</sup> )					
	30cm	Relative error	40cm	Relative error	50cm	Relative error
0 ~ 0,01	5,50×10 <sup>-3</sup>	0,0044	4,19×10 <sup>-3</sup>	0,0044	3,36×10 <sup>-3</sup>	0,0057
0,01 ~ 0,25	1,99×10 <sup>2</sup>	0,0015	1,52×10 <sup>2</sup>	0,0015	1,22×10 <sup>2</sup>	0,002
0,25 ~ 0,49	6,04×10 <sup>1</sup>	0,0017	4,59×10 <sup>1</sup>	0,0017	3,68×10 <sup>1</sup>	0,0022
0,49 ~ 0,72	2,77×10 <sup>1</sup>	0,0024	2,10×10 <sup>1</sup>	0,0024	1,68×10 <sup>1</sup>	0,0031
0,72 ~ 0,96	1,41×10 <sup>1</sup>	0,0034	1,07×10 <sup>1</sup>	0,0034	8,60×10 <sup>0</sup>	0,0044
0,96 ~ 1,20	8,52×10 <sup>0</sup>	0,0047	6,48×10 <sup>0</sup>	0,0047	5,19×10 <sup>0</sup>	0,0061
1,20 ~ 1,44	4,48×10 <sup>0</sup>	0,0069	3,40×10 <sup>0</sup>	0,0069	2,73×10 <sup>0</sup>	0,0089
1,44 ~ 1,67	2,03×10 <sup>0</sup>	0,0111	1,56×10 <sup>0</sup>	0,0112	1,25×10 <sup>0</sup>	0,0145
1,67 ~ 1,91	2,94×10 <sup>-1</sup>	0,0301	2,24×10 <sup>-1</sup>	0,0304	1,81×10 <sup>-1</sup>	0,0389
1,91 ~ 2,15	1,82×10 <sup>-1</sup>	0,0406	1,39×10 <sup>-1</sup>	0,0407	1,10×10 <sup>-1</sup>	0,0536
2,15 ~ 2,39	1,31×10 <sup>-1</sup>	0,0508	1,05×10 <sup>-1</sup>	0,0509	8,40×10 <sup>-2</sup>	0,0671
2,39 ~ 2,62	6,80×10 <sup>-2</sup>	0,0806	5,25×10 <sup>-2</sup>	0,0775	4,15×10 <sup>-2</sup>	0,1011
2,62 ~ 2,86	2,04×10 <sup>-2</sup>	0,1554	1,56×10 <sup>-2</sup>	0,1611	1,34×10 <sup>-2</sup>	0,1913
Total	3,17×10 <sup>2</sup>	0,0015	2,42×10 <sup>2</sup>	0,0015	1,94×10 <sup>2</sup>	0,002
Wall area (cm <sup>2</sup> )	3,50×10 <sup>7</sup>		3,50×10 <sup>7</sup>		3,50×10 <sup>7</sup>	
Radiation strength (#·s <sup>-1</sup> )	1,11×10 <sup>10</sup>		8,44×10 <sup>9</sup>		6,79×10 <sup>9</sup>	

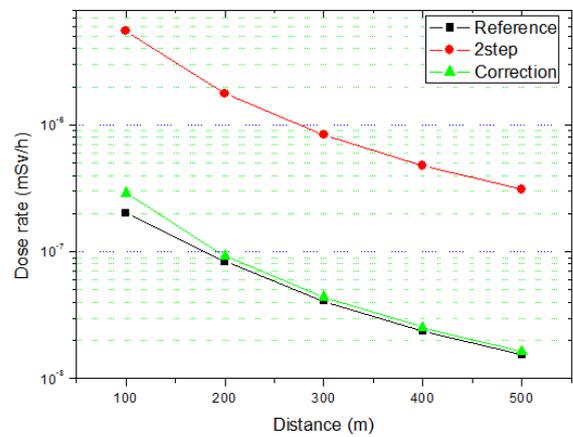
**Table 5.** Dose Calculation Results from the Reference and 2-Step Method.

Contents	100m	200m	300m	400m	500m
Reference (mSv·h <sup>-1</sup> )	3,37×10 <sup>-6</sup>	1,41×10 <sup>-6</sup>	6,27×10 <sup>-7</sup>	3,61×10 <sup>-7</sup>	2,35×10 <sup>-7</sup>
Relative error	0,0234	0,021	0,019	0,0188	0,0186
2-step(mSv·h <sup>-1</sup> )	1,48×10 <sup>-5</sup>	4,76×10 <sup>-6</sup>	2,25×10 <sup>-6</sup>	1,29×10 <sup>-6</sup>	8,32×10 <sup>-7</sup>
Relative error	0,001	0,0013	0,0016	0,0016	0,0021
2-step / Ref.	4,38	3,39	3,59	3,57	3,54
Reference(mSv·h <sup>-1</sup> )	7,63×10 <sup>-7</sup>	3,27×10 <sup>-7</sup>	1,56×10 <sup>-7</sup>	9,03×10 <sup>-8</sup>	5,95×10 <sup>-8</sup>
Relative error	0,0225	0,0197	0,0208	0,0213	0,0217
2-step(mSv·h <sup>-1</sup> )	8,52×10 <sup>-6</sup>	2,75×10 <sup>-6</sup>	1,30×10 <sup>-6</sup>	7,46×10 <sup>-7</sup>	4,82×10 <sup>-7</sup>
Relative error	0,0012	0,0017	0,0021	0,0025	0,003
2-step / Ref.	11,2	8,4	8,34	8,26	8,09
Reference(mSv·h <sup>-1</sup> )	2,03×10 <sup>-7</sup>	8,37×10 <sup>-8</sup>	4,08×10 <sup>-8</sup>	2,36×10 <sup>-8</sup>	1,54×10 <sup>-8</sup>
Relative error	0,0332	0,0277	0,0294	0,0275	0,0268
2-step(mSv·h <sup>-1</sup> )	5,51×10 <sup>-6</sup>	1,77×10 <sup>-6</sup>	8,38×10 <sup>-7</sup>	4,80×10 <sup>-7</sup>	3,10×10 <sup>-7</sup>
Relative error	0,0005	0,0006	0,0008	0,001	0,0011
2-step / Ref.	27,1	21,2	20,5	20,3	20,1

\* Traditional method for dose calculation



**Fig 8.** Dose rate calculation result comparison (40cm of wall thickness).



**Fig 9.** Dose rate calculation result comparison (50cm of wall thickness).

Table 6. Gamma Energy Spectra for the Cooling Time Variation.

Energy bin(MeV)	Flux after (#MTU-s <sup>-1</sup> )					
	10 years	15 years	20 years	25 years	30 years	31 years
1.0×10 <sup>-2</sup> ~ 5.0×10 <sup>-2</sup>	9.60E×10 <sup>14</sup>	8.19E×10 <sup>14</sup>	7.19E×10 <sup>14</sup>	6.36E×10 <sup>14</sup>	5.64E×10 <sup>14</sup>	5.50E×10 <sup>14</sup>
5.0×10 <sup>-2</sup> ~1.0×10 <sup>-1</sup>	2.68E×10 <sup>14</sup>	2.34E×10 <sup>14</sup>	2.10E×10 <sup>14</sup>	1.88E×10 <sup>14</sup>	1.70E×10 <sup>14</sup>	1.66E×10 <sup>14</sup>
1.0×10 <sup>-1</sup> ~2.0×10 <sup>-1</sup>	1.93E×10 <sup>14</sup>	1.61E×10 <sup>14</sup>	1.38E×10 <sup>14</sup>	1.19E×10 <sup>14</sup>	1.04E×10 <sup>14</sup>	1.01E×10 <sup>14</sup>
2.0×10 <sup>-1</sup> ~3.0×10 <sup>-1</sup>	5.72E×10 <sup>13</sup>	4.87E×10 <sup>13</sup>	4.23E×10 <sup>13</sup>	3.69E×10 <sup>13</sup>	3.23E×10 <sup>13</sup>	3.15E×10 <sup>13</sup>
3.0×10 <sup>-1</sup> ~4.0×10 <sup>-1</sup>	3.78E×10 <sup>13</sup>	3.25E×10 <sup>13</sup>	2.86E×10 <sup>13</sup>	2.52E×10 <sup>13</sup>	2.23E×10 <sup>13</sup>	2.17E×10 <sup>13</sup>
4.0×10 <sup>-1</sup> ~6.0×10 <sup>-1</sup>	1.48E×10 <sup>14</sup>	4.75E×10 <sup>13</sup>	2.58E×10 <sup>13</sup>	1.93E×10 <sup>13</sup>	1.61E×10 <sup>13</sup>	1.56E×10 <sup>13</sup>
6.0×10 <sup>-1</sup> ~8.0×10 <sup>-1</sup>	1.72E×10 <sup>15</sup>	1.44E×10 <sup>15</sup>	1.26E×10 <sup>15</sup>	1.12E×10 <sup>15</sup>	9.95E×10 <sup>14</sup>	9.72E×10 <sup>14</sup>
8.0×10 <sup>-1</sup> ~1.0×10 <sup>0</sup>	7.66E×10 <sup>13</sup>	2.71E×10 <sup>13</sup>	1.43E×10 <sup>13</sup>	9.48E×10 <sup>12</sup>	6.86E×10 <sup>12</sup>	6.46E×10 <sup>12</sup>
1.0×10 <sup>0</sup> ~1.3×10 <sup>0</sup>	4.23E×10 <sup>13</sup>	2.70E×10 <sup>13</sup>	1.82E×10 <sup>13</sup>	1.26E×10 <sup>13</sup>	8.80E×10 <sup>12</sup>	8.21E×10 <sup>12</sup>
1.3×10 <sup>0</sup> ~1.7E×10 <sup>0</sup>	6.64E×10 <sup>12</sup>	2.84E×10 <sup>12</sup>	1.69E×10 <sup>12</sup>	1.16E×10 <sup>12</sup>	8.40E×10 <sup>11</sup>	7.90E×10 <sup>11</sup>
1.7E×10 <sup>0</sup> ~2.0×10 <sup>0</sup>	1.26E×10 <sup>11</sup>	8.45E×10 <sup>10</sup>	7.35E×10 <sup>10</sup>	6.46E×10 <sup>10</sup>	5.70E×10 <sup>10</sup>	5.55E×10 <sup>10</sup>
2.0×10 <sup>0</sup> ~2.5×10 <sup>0</sup>	4.61E×10 <sup>10</sup>	5.12E×10 <sup>9</sup>	3.75E×10 <sup>9</sup>	3.29E×10 <sup>9</sup>	2.91E×10 <sup>9</sup>	2.84E×10 <sup>9</sup>
2.5×10 <sup>0</sup> ~3.0×10 <sup>0</sup>	2.78E×10 <sup>9</sup>	2.79E×10 <sup>8</sup>	1.91E×10 <sup>8</sup>	1.80E×10 <sup>8</sup>	1.70E×10 <sup>8</sup>	1.68E×10 <sup>8</sup>
3.0×10 <sup>0</sup> ~4.0×10 <sup>0</sup>	2.62E×10 <sup>8</sup>	2.44E×10 <sup>7</sup>	1.39E×10 <sup>7</sup>	1.13E×10 <sup>7</sup>	9.41E×10 <sup>6</sup>	9.07E×10 <sup>6</sup>
4.0×10 <sup>0</sup> ~5.0×10 <sup>0</sup>	6.68E×10 <sup>6</sup>	5.54E×10 <sup>6</sup>	4.60E×10 <sup>6</sup>	3.82E×10 <sup>6</sup>	3.17E×10 <sup>6</sup>	3.06E×10 <sup>6</sup>
5.0×10 <sup>0</sup> ~6.5×10 <sup>0</sup>	2.68E×10 <sup>6</sup>	2.22E×10 <sup>6</sup>	1.84E×10 <sup>6</sup>	1.53E×10 <sup>6</sup>	1.27E×10 <sup>6</sup>	1.23E×10 <sup>6</sup>
6.5×10 <sup>0</sup> ~8.0×10 <sup>0</sup>	5.26E×10 <sup>5</sup>	4.36E×10 <sup>5</sup>	3.62E×10 <sup>5</sup>	3.00E×10 <sup>5</sup>	2.50E×10 <sup>5</sup>	2.41E×10 <sup>5</sup>
8.0×10 <sup>0</sup> ~1.0×10 <sup>0</sup>	1.12E×10 <sup>5</sup>	9.26E×10 <sup>4</sup>	7.68E×10 <sup>4</sup>	6.38E×10 <sup>4</sup>	5.30E×10 <sup>4</sup>	5.11E×10 <sup>4</sup>
Total	3.50E×10 <sup>15</sup>	2.84E×10 <sup>15</sup>	2.46E×10 <sup>15</sup>	2.17E×10 <sup>15</sup>	1.92E×10 <sup>15</sup>	1.87E×10 <sup>15</sup>

Table 7. Dose Rate Comparison for the Cooling Time Consideration.

Contents	500 m		1,000 m	
	Dose Rate (mSv·h <sup>-1</sup> )	Relative error	Dose Rate (mSv·h <sup>-1</sup> )	Relative error
Cooling time considered	6.11×10 <sup>9</sup>	0.0565	1.63×10 <sup>9</sup>	0.0558
Standard <sup>*</sup>	1.54×10 <sup>8</sup>	0.0268	4.05×10 <sup>9</sup>	0.0272

\* Result from considering the cooling time of all spent fuels as 10 years

차폐건물 벽 두께별 보정계수는 30 cm에서는 ‘3’, 40 cm에서는 ‘8’, 50 cm에서는 ‘19’로 적용하였으며, 그 결과 차폐건물 벽 두께별 보정계수 적용결과 기존 계산과 유사한 2-step 계산 결과를 도출할 수 있었다.[그림 7, 그림 8, 그림 9]

이와 같이 같은 값의 방사선량과 상대오차 수준에서 ‘기존방법’은 50시간(64 Core의 High Performance Cluster 서버)이 소요된 반면 ‘2-step 계산’은 총 26 시간이 소요되어 시간을 절반으로 단축할 수 있었다.

### 3.3 ‘냉각기간 이득효과’를 적용한 평가결과

‘2.4절’에서 언급된 인자를 적용하여 단위질량(MTU)당 냉각기간에 따른 스펙트럼 및 세기의 변화는 표 6과 같다. 중간저장시설 내 저장되어있는 사용후핵연료에 ‘냉각기간 이득효과’를 적용한 경우는 모든 사용후핵연료의 냉각기간을 ‘10년으로 지정한 결과(Standard)’와 비교하여 방사선량이 약 40% 낮은 수준으로 평가됨을 확인하였다.[표 7]

## 4. 결론

본 연구에서는 콘크리트 저장용기를 활용하는 사용후 핵연료 중간저장시설에 차폐건물이 설치된 상황에서의 방사선영향평가 방법의 효율성을 향상시키기 위하여 선원항 지정방법 및 방사선량 계산절차를 개선하여 방사선 영향평가를 수행하였다.

먼저, 사용후핵연료 5,000 MTU 규모의 중간저장시설의 차폐계산을 위해 저장용기의 단순화 모델을 활용하여 선원항 지정방법에 따른 방사선량 민감도 평가를 수행하였다. 선원항 지정방법에 따른 방사선량 민감도 평가결과는 저장용기의 1열과 2열을 선원항으로 적용하였을 경우와 모든 배열의 저장용기를 선원항으로 적용하였을 경우를 비교하여 상대오차 범위 내에서 동일한 결과값이 도출됨을 확인하였다. 즉, 차폐건물 외벽에 지배적인 영향을 미치는 최근접 1열과 2열만을 선원항으로 설정함으로써 더 짧은 전산시간으로 시설 전체의 방사선량을 계산할 수 있다는 결론을 얻었다. 하지만, 본 연구에서는 저장건물의 단면만을 고려하여 계산한 결과이며, 향후에

저장건물의 형상에 따라 적용할 배열의 개수는 보완되어야 할 것이다.

또한, 1차로 F4 tally를 이용하여 차폐건물 우측 콘크리트 벽 전체에서의 감마선속을 계산하고, 이후에 차폐건물에서의 감마선속을 선원향으로 적용하여 거리에 따른 선량을 계산하여 보정계수를 활용하는 '2-step 계산' 기법을 개발하였다. 평가 결과 기존 계산 방법은 50 시간의 전산시간이 소요된 반면 '2-step 계산'은 총 26 시간의 전산시간이 소요되어 전산시간을 절반으로 단축할 수 있었으며, 향후 다양한 콘크리트 두께에 대한 벌크 차폐 계산 수행시 효율적인 계산이 가능할 것으로 판단된다. 그러나, 본 연구에서는 기존 방법의 계산결과와의 비교를 위하여 보정계수를 설정하였으며, 추후 2-step 기법을 효과적으로 사용하기 위하여는 이에 대한 추가적인 연구가 수행되어야 한다.

마지막으로, 중간저장시설에 실제 냉각기간을 반영하여 매년 24 개의 저장용기가 2열씩 순차적으로 저장된다고 가정하였을 때, 냉각기간 또한 매년 증가됨을 적용하여 저장시설 내 100% 저장 시점에서의 방사선량을 평가하였다. 평가지점은 저장시설 외벽으로부터 500 m와 1,000 m 지점으로 하였으며, 그 결과 사용후핵연료의 냉각기간을 동일하게 적용한 계산(Standard)에 비해 선량률이 약 40% 가량 낮게 평가됨을 확인하였다. 향후, 중간저장시설에 보관될 대상 사용후핵연료의 실제 냉각기간과 수납양을 방사선 영향평가에 반영한다면 중간저장시설의 차폐설계, 부지경계 설정 및 방사선감시시스템 마련 측면에서 중요한 기준이 될 것이다.

본 연구에서는 방사선영향평가를 위한 계산효율성 향상을 위하여 계산에 필요한 전산해석시간을 줄이고 계산결과와 현실성을 높일 수 있는 방법을 개발하였다. 본 결과를 바탕으로 다양한 사례에 대한 추가적인 연구를 진행한다면 보다 더 현실적이고 전산시간의 효율을 높일 수 있는 방사선 영향평가 기법이 완성될 수 있을 것이라 사료된다.

## 감사의 글

본 연구는 산업통상자원부가 주관하는 산업경제기술 혁신 사업의 방폐물관리 기술개발과제의 일환으로 수행되었음

## REFERENCES

1. Korea Radioactive Waste Agency. Technology development for implementation of spent nuclear fuel transportation & storage system, KORAD/TR-2014-01. 2014.
2. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Criteria for radioactive materials in effluents and direct radiation from an ISFSI or MRS. 10CFR72.104. 2014.
3. Gauld IC. ORIGEN-ARP: Automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay, and source term analysis(Ver.6). Oak Ridge National Laboratory. ORNL/TM-2005/39. 2005.
4. Sweezy JE. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle transport code version 5. Los Alamos National Laboratory. LA-UR-03-1987. 2003.
5. International Commission on Radiological Protection. Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation, ICRP Publication 74 Vol.26(3-4). 1996.
6. Cha GY, Kim SY, Noh KY, Lee WG, Kim TM, Baeg CY. A spent fuel storage cask modeling for improving the calculation efficiency about off-site dose Monte Carlo. Korean Association for Radiation Protection 2012 Autumn Meeting. 2012 November 29-30. Jeju, Korea.
7. Noh KY, Kim SY, Cha GY, Kim ES, Yim HK, Kim TM, Baeg CY. A study on the 2 step calculation method for reducing computational time in directly radiation dose at interim storage facilities. Korean Association for Radiation Protection 2014 Spring Meeting. 2014 April 24-25. Busan, Korea.

# Development for Improvement Methodology of Radiation Shielding Evaluation Efficiency about PWR SNF Interim Storage Facility

Taeman Kim<sup>\*</sup>, Myungwhan Seo<sup>\*</sup>, Chunhyung Cho<sup>\*</sup>, Gilyong Cha<sup>†</sup>, and Soonyoung Kim<sup>†</sup>

<sup>\*</sup>Korea Radioactive Waste Agency, <sup>†</sup>Radiation Core Technologies, Co., Ltd.

**Abstract** - For the purpose of improving the efficiency of the radiation impact assessment of dry interim storage facilities for the spent nuclear fuel of pressurized water reactors (PWRs), radiation impact assessment was performed after the application of sensitivity assessment according to the radiation source term designation method, development of a 2-step calculation technique, and cooling time credit. The present study successively designated radiation source terms in accordance with the cask arrangement order in the shielding building, assessed sensitivity, which affects direct dose, and confirmed that the radiation dosage of the external walls of the shielding building was dominantly affected by the two columns closest to the internal walls. In addition, in the case in which shielding buildings were introduced into storage facilities, the present study established and assessed the 2-step calculation technique, which can reduce the immense computational analysis time. Consequently, results similar to those from existing calculations were derived in approximately half the analysis time. Finally, when radiation source terms were established by adding the storage period of the storage casks successively stored in the storage facilities and the cooling period of the spent nuclear fuel, the radiation dose of the external walls of the buildings was confirmed to be approximately 40% lower than the calculated values; the cooling period was established as being identical. The present study was conducted to improve the efficiency of the Monte Carlo shielding analysis method for radiation impact assessment of interim storage facilities. If reliability is improved through the assessment of more diverse cases, the results of the present study can be used for the design of storage facilities and the establishment of site boundary standards.

**Keywords** : Spent nuclear fuel, Dry interim storage facility, Shielding analysis, MCNP, External dose estimate