

# 경수로 사용후핵연료 건식 중간저장시설에 대한 예비 방사선 영향 평가

김태만\*, 백창열\*, 차길용†, 이우교†, 김순영†

\*한국방사성폐기물관리공단, †(주)래드코어

2012년 9월 6일 접수 / 2012년 11월 1일 1차 수정 / 2012년 11월 27일 2차 수정 / 2012년 12월 13일 채택

경수로 사용후핵연료 중간저장시설의 부지면적을 산출하기 위하여 콘크리트 저장시설 개념모델의 연간선량을 계산하였다. 초기농축도 4.5 wt%, 연소도 45,000 MWd/MTU, 냉각기간 10년인 사용후핵연료를 대상으로 ORIGEN-ARP를 사용하여 선원항을 생산하였으며, MCNP 코드를 사용하여 저장시설에 대한 모델링 및 방사선차폐계산을 수행하였다. 연간선량은 저장시설의 용량별로 계산하였으며, 중앙집중식 저장시설의 경우, 반경 700 m 이상에서 10CFR72에서 권고하는 통제구역 경계에서의 연간선량 기준 0.25 mSv를 만족하였다.

중심어: 방사선 영향평가, 10CFR72, MCNP, 경수로 사용후핵연료, 중간저장시설, 통제구역

## 1. 서론

국내 경수형 원자력발전소에서는 2008년말 기준 11,121다발의 사용후핵연료 집합체가 발생하였으며 이를 우라늄 양으로 환산하면 약 5,000톤에 해당한다. 각 원자력발전소의 소내 임시저장고가 점차 포화되고 있음에도 아직 사용후핵연료에 대한 재처리나 처분과 같은 국가정책이 확정되지 않아 사용후핵연료의 중간저장시설 건설이 요구되고 있다.

이에 방사성폐기물사업을 주관하는 한국방사성폐기물관리공단에서는 중간저장시설 건설을 위한 다양한 방안을 검토하고 있다. 그중 저장용량에 따라, 경수로 사용후핵연료가 방출되는 고리/영광/울진 원자력발전소 근교에 각각의 중간저장시설을 건설하는 '분산식' 저장과 별도의 특정부지에 대규모로 저장하는 '중앙집중식' 저장을 함께 고려하고 있다[1].

위와 같은 저장시설의 건설 및 운영을 위해서는 중간저장시설 근교에서 활동·거주하는 일반인에 대한 방사선적 안전이 검증되어야 한다. 관련 국내법규인 원자력안전법 제 63조에서는 사용후핵연료 저장시설의 건설·운영에 허가를 받기 위해서는 여타 서류와 함께 '방사선 환경영향평가서'를 제출해야함을 명시하고 있다.

사용후핵연료 중간저장시설에 대한 방사선 환경영향평가를 위해서는 저장시설에 수납될 저장용기에 대한 격납 성능을 근거로 하여 정상운전 및 사고시에 대한 평가가 수행되어야 한다. 그러나 본 연구에서는 저장시설의 용기에 대한 상세제원이 확정되지 않은 상황이며, 가상의 중

간저장시설의 개략적인 부지 소요면적을 산출과 방사선 환경영향평가의 기초자료를 도출하기 위한 선행연구이므로 정상운전만을 가정하여 방사선 영향평가를 수행하여 저장용량별 소요면적을 도출하고자 한다.

## 2. 재료 및 방법

현재 국내에는 중간 건식저장시설이 없으므로, 방사선 영향평가 수행에 앞서 국의 저장용기의 개념모델에 대한 안전성분석보고서[2,3]를 참고하여 가정사항을 수립하고 가상시설의 모델링 및 방사선영향평가를 수행하였다.

본 연구에서는 저장시설을 포함한 넓은 지역을 모델링하여 통제구역 경계[1]에서의 직·간접적 영향을 모두 고려할 수 있도록 하였으며, 결과에 대한 신뢰성이 높은 몬테카를로 계산 방법을 사용하여 중간저장시설의 용량에 따라 통제구역 경계에서 연간선량 제한치를 만족할 수 있는 거리를 계산하였다. 특히, 국내 규제기관의 참고문헌을 바탕으로 사용후핵연료 건식 중간저장시설 통제구역경계에서의 연간선량 제한치는 미국 10 CFR 72.104의 기준을 적용하였다.[4]

1) 통제구역(controlled area) 경계 연간선량 제한치  
 사용후핵연료 취급 및 저장시설의 건물 외벽으로부터 최소 100 m 거리의 관리구역 경계까지이며, 보안담장이 설치되어 있다. 미국 10 CFR 72 Subpart E .104에 규정된 방사선량률 기준에 따르면 통제구역 경계에서 정상운전일 때 전신 방사선량률 0.25 mSv/yr(25 mrem/yr)이며, 설계기준 사고일 때 전신 방사선량률 50 mSv(5 rem)임

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

**2.1 선원항**

정확한 선원항을 정의하는 것은 방사선 환경영향평가 수행을 위해 매우 중요한 일이므로 본 연구에 앞서 선원항 결정을 위하여 미 에너지성(DOE, Department of Energy) 및 원자력규제위원회(NRC, Nuclear Regulatory Commission)에서 제공하는 화학적 분석 실험자료를 대상으로 널리 쓰이는 전산코드들에 대하여 연소벤치마크 계산을 수행하였다. 연소벤치마크 계산 결과 SCALE (Standard Computer Analysis for Licensing Evaluation) 코드 내 ORIGEN-ARP[5] 모듈의 효율성과 정확성이 상대적으로 높게 나타났다.

SCALE 코드는 미국의 ORNL (Oak Ridge National Laboratory)에서 개발한 사용후핵연료의 동위원소 분석, 방사화 계산, 핵입계 계산, 불확실도 계산 등 매우 광범위한 계산을 수행할 수 있는 코드 패키지로써 계산 과정에서 다양한 원자로 운전 이력을 반영할 수 있다는 장점 때문에 안전 및 규제 검증을 위한 인허가용 코드로 널리 사용되고 있다. 특히 SCALE 코드 내에 존재하는 여러 계산 모듈 중 사용후핵연료의 연소특성에 따른 악티나이드 핵종의 함량을 분석하기 위해 ORIGEN family 모듈이 가장 많이 사용되고 있으며 이 모듈은 식 (1)의 지배 방정식을 통해 주요 핵종의 함량 및 선원항의 세기가 계산된다.

$$dN_i / dt = \sum_j \delta_{ij} \lambda_j N_j + \sum_k f_{ik} \sigma_k \phi N_k - (\lambda_i + \sigma_i \phi) N_i \quad (1)$$

- N<sub>i</sub> = atom density of nuclide i,
- λ<sub>i</sub> = radioactive decay constant of nuclide i,
- σ<sub>i</sub> = spectrum-average neutron absorption cross section,
- δ<sub>ij</sub> = fraction of radioactive decay from nuclide j to i,
- f<sub>ik</sub> = fraction of neutron absorption by nuclide k and transmuted to isotope i, and
- φ = space and energy-averaged neutron flux.

ORIGEN family 모듈 중 ORIGEN-ARP는 기존의 ORIGEN family 모듈보다 추가된 원자로 유형에 대해 계산을 수행할 수 있게 되었으며, 기존 텍스트 기반 입력문 코드에서 GUI(Graphic User Interface) 기반의 코드로 변화되어 사용자의 접근성이 향상되었다.

선원항 생산을 위해 적용되는 사용후핵연료는 초기농축도 4.5 wt%, 연소도 45,000 MWd/MTU, 냉각기간 10년의 Westinghouse 17×17형 사용후핵연료 집합체이다. 비출력은 37.5 MW/MTU 로 주기별 400일 연소되었다고 가정하였으며 주기 사이 80일간을 보수/정비기간으로 설정하였다.

사용후핵연료 내에서 발생하는 중성자 선원은 감마 선원에 비해 통제구역 경계에서의 선량에 미치는 영향이 미미하므로 18 group의 감마 선원항에 대해서만 방사선 영향평가를 우선 수행하였다.

**2.2 저장용기**

본 연구에서는 예비 방사선 영향평가로 개략적인 부지 소요면적을 산출하는데 그 목적이 있으므로 저장용기에

대한 모델링은 간략하게(단순화) 수행하였다. 저장용기의 차폐물질은 콘크리트만 존재한다고 가정하였으며, 그 내부의 사용후핵연료는 용기 안쪽에 존재하는 공기와 사용후핵연료의 부피와 밀도를 고려하여 전체를 균일하게 모사하였다.

저장시설 내에 활용될 용기는 “사용후핵연료 수송·저장 시스템 상용화 기술개발(1단계)” [1] 연구에서 제안된 콘크리트 저장용기의 개념모델을 가정하였다. 저장용기는 직경 327 cm, 높이 622 cm의 원통형이며 상·하부의 콘크리트 두께는 48 cm, 측면의 콘크리트 두께 70 cm이고 그 내부공간 전체에 위에서 고려한 공기와 사용후핵연료의 균일 혼합물이 있다고 가정하였다.

저장용기는 21개 집합체의 사용후핵연료가 장전되며 집합체 하나에 0.46톤의 우라늄이 포함되어 있다. 따라서 한 기의 콘크리트 저장용기에는 약 10 MTU의 사용후핵연료가 저장된다.

**2.3 저장배열 및 시설**

NUREG-1536 [6]에서는 사용후핵연료 중간저장시설의 방사선 영향평가에 있어 최소 저장용기 2×10 배열에 대해 방사선 영향평가를 수행할 것을 권고하고 있다. 또한 일반적으로 사용후핵연료 운반에 있어 수송용기로부터 2 m 떨어진 지점에서 선량에 대한 제한치를 설정하고 있다.

이에 따라 본 연구에서는 콘크리트 저장용기와 저장용기 사이를 4 m 간격으로 설정하였다. 이러한 저장용기를 2×10 배열하여 방사선 영향평가를 수행하였으며, 2×10 배열을 10 m 간격으로 5년 반복 배열한 시설에 대해서도 방사선 영향평가를 수행하였다. 또한 1,700톤 규모의 분산식 저장시설 및 5,000톤 규모의 중앙집중식 저장시설을 2×10 배열을 단위로 Figure 1 및 Figure 2와 같이 배열하여 방사선 영향평가를 수행하였다.

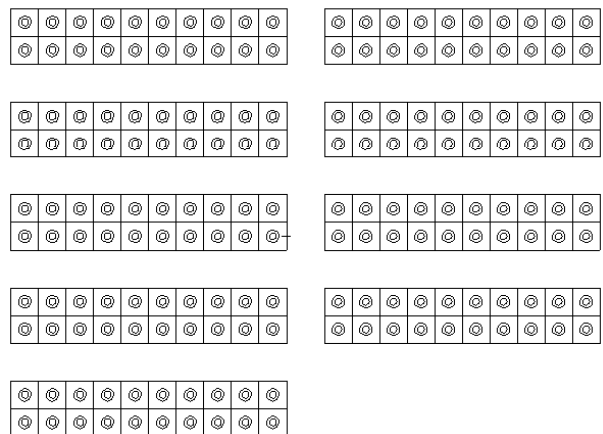


Figure 1. 2×10 arrays for distributed dry storage facility.

평가에 사용된 배열의 용량 및 면적은 Table 1에 나타내었다.

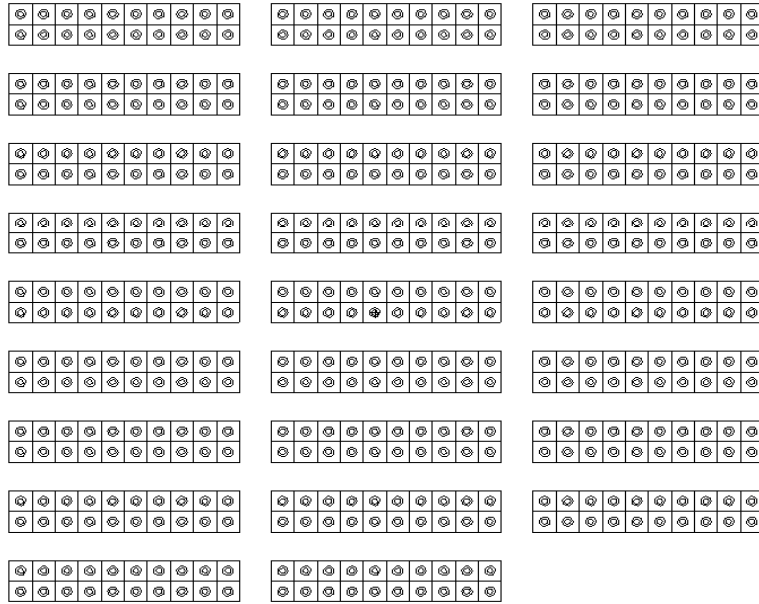


Figure 2. 2×10 arrays for centralized dry storage facility.

Table 1. Cask Array for Cask to Radiation Impact Assessment.

배열	저장 용량	저장패드		비고
		세로(m)	가로(m)	
2×10 1개 배열	190 MTU	72.7	14.54	방사선 영향평가를 위한 최소 배열
2×10 5개 배열	960 MTU	72.7	112.7	1개 배열 이상의 배열에서 선량값 변화 측정을 위해 선정
2 x 10 9개 배열	1700 MTU	115.4	112.7	분산식 저장시설
2 x 10 26개 배열	5000 MTU	238.1	210.86	중앙집중식 저장시설

Table 2. Annual Dose for The One 2×10 Array and Five 2×10 Arrays.

거리	2×10 1개 배열			2×10 5개 배열		
	Gamma		연간선량 (mSv)	Gamma		연간선량 (mSv)
	mSv/h	R, E*		mSv/h	R, E*	
300 m	1,94974E-04	0,0273	4,27	8,85796E-04	0,0165	7,76
400 m	6,02828E-05	0,0561	1,32	2,64768E-04	0,0302	2,32
500 m	1,61898E-05	0,0494	0,35	7,72246E-05	0,0372	0,68
600 m	5,89836E-06	0,0932	0,13	2,78615E-05	0,0603	0,24
700 m	2,10362E-06	0,1308	0,046	8,66463E-06	0,0655	0,076

$$*R.E = \frac{t}{a} Error = \frac{\hat{\sigma}_x}{x}$$

2.4 선량계산 방법 및 위치

모델링한 시설에 대한 방사선 영향평가 계산은 MCNP 코드기를 이용하였다. 미국 로스알라모스 국립연구소 (Los Alamos National Laboratory)에서 개발된 MCNP(A General Monte Carlo N-Particle Transport Code) 전산코드는 중성자/광자/전자에 대한 수송해석뿐만 아니라 상호 연계된 수송해석이 가능하며 방사선 차폐(radiation shielding), 방사선 도시메트리(radiation dosimetry) 및 임계도(criticality) 계산에 널리 사용되고 있는 대표적 몬테칼로 전산코드로서 이미 그 신뢰성이 충분히 입증되

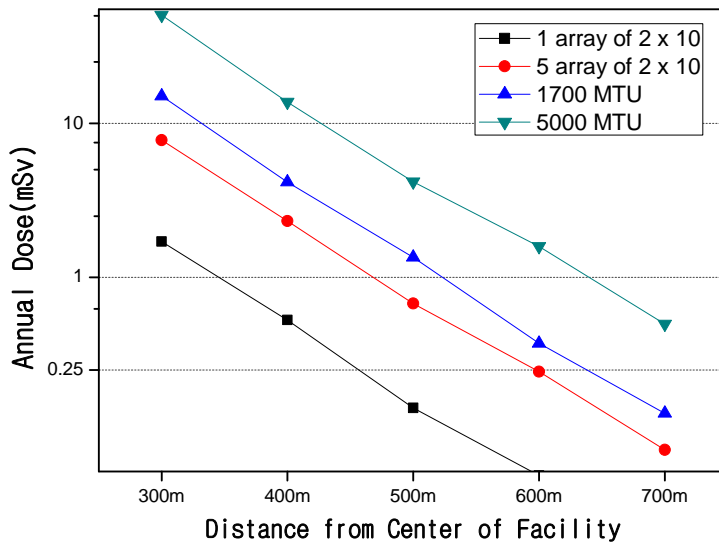
었다.

본 연구에서는 MCNP를 사용하여 저장시설에서 발생하는 감마선원의 상호작용을 고려할 수 있도록 mean free path의 20배 이상인 2 km 반구를 평가영역으로 설정하였으며 시설 중심으로부터 반경 300 m, 400 m, 500 m, 600 m, 700 m에 각각 링 디텍터를 설치하여 f5 tally를 수행하였다. 이를 10CFR72에서 제공하는 중간저장시설 통제구역 경계에서의 연간 제한선량 0.25 mSv와 비교하였다.

**Table 3.** Annual Dose for Distributed and Centralized Dry Storage Facilities.

거리	분산식 저장시설(1,700 t-우라늄)			중앙집중식 저장시설(5,000 t-우라늄)		
	Gamma		연간선량 (mSv)	Gamma		연간선량 (mSv)
	mSv h <sup>-1</sup>	R, E*		mSv h <sup>-1</sup>	R, E*	
300 m	1.71483E-03	0.0260	15.03	5.73719E-03	0.0239	50.29
400 m	4.74607E-04	0.0463	4.16	1.56699E-03	0.0373	13.74
500 m	1.53910E-04	0.0873	1.35	4.75501E-04	0.0541	4.17
600 m	4.26509E-05	0.0773	0.37	1.81261E-04	0.1093	1.59
700 m	1.49714E-05	0.0951	0.13	5.66953E-05	0.1612	0.50

$$* R.E = \frac{tive}{a} \quad Error = \frac{\hat{\sigma}_x}{x}$$



**Figure 3.** Annual dose for dry storage facilities.

### 3. 결과 및 논의

2×10 1개 배열에서의 계산결과는 Table 2와 같이 시설 중심으로부터 300m 거리에서 연간선량이 4.27 mSv로 계산되었으며, 100 m 간격으로 거리가 증가 할 때 마다 약 1/3씩 줄어들어 500 m 와 600 m 사이에서 미국 원자력 규제위원회의 10CFR72 [6]에서 제공하는 연간선량 0.25 mSv를 만족하였다.

2×10 5개 배열에서는 표 3.7과 같이 시설 중심으로부터 300 m 거리에서 연간선량이 7.76 mSv로 계산되었으며 2×10 1개 배열과 마찬가지로 100 m 늘어날 때마다 약 1/3 정도로 감소하는 경향을 보여 600 m에서 연간선량 0.24 mSv로 10CFR72에서 제공하는 연간선량을 만족하는 값이 도출되었다.

분산식 저장시설에서는 Table 3과 같이 시설 중심으로부터 300 m 거리에서 연간선량이 15.03 mSv으로 계산되었으며 거리가 100 m 증가할 때마다 약 1/3 정도로 감소하는 경향을 보여 600 m 와 700 m 사이에서 10CFR72에서 제공하는 연간선량을 만족하는 값이 도출되었다.

2×10 1개 배열의 9배의 용량을 가지는 분산식 저장시설의 결과는 2×10 1개 배열의 결과와 비교했을 때, 2×10 1개 배열의 중심으로부터 500 m 지점에서의 연간선량과 분산식 저장시설 중심으로부터 300 m에서의 연간선량이 각각 4.27 mSv와 4.16 mSv였으며 200 m 간격을 두고 유사한 결과가 도출되었다.

분산식 저장시설은 국내 3개 발전소(울진, 영광, 고리)에서 방출된 사용후핵연료를 각각의 저장시설에 저장하는 개념이며, 중앙집중식은 분산식 저장시설에 저장할 사용후핵연료를 하나의 시설에 저장하는 개념이므로 분산식 저장용량의 약 3배 용량이 저장된다. 표 3.8과 표 3.9를 비교하면 표 3.8의 시설 중심으로부터 400 m에서의 연간선량 4.16 mSv와 표 3.9의 시설 중심으로부터 500 m에서의 연간선량 4.17 mSv가 유사한 값을 보임을 알 수 있다. 이 결과는 저장 용량이 3배가 증가할 때 부지경계가 약 100m 가량 늘어나는 특징을 반영하고 있다.

중앙집중식 저장시설에서는 700 m 이내에서 10CFR72에서 제공하는 연간 제한선량을 만족하지 못하였으며 분산식의 계산 결과로 유추하여 700 m에서 800 m 사이에

서 연간선량 0.25 mSv를 만족할 것으로 예상된다.

위의 2×10 1개 배열 및 5개 배열과 분산식, 중앙집중식 저장시설에 대한 연간선량을 Figure 3과 같이 그래프로 나타내었다. 모든 계산 결과에서 시설 중심으로부터 100 m 씩 떨어질 때마다 1/3 정도의 연간선량이 줄어드는 것을 확인할 수 있었으며, 저장용량이 3배가 되면 필요 부지경계 반경이 약 100 m 늘어남을 확인할 수 있다.

분산식 저장시설의 경우 시설 중심으로부터 630 m 전후에서 10CFR72에 나타나있는 연간 제한선량을 만족하며 중앙집중식 저장시설의 경우 시설 중심으로부터 700 m 이상의 거리에서 연간 제한선량을 만족함을 알 수 있다. 이를 최외곽의 저장용기에서부터의 거리로 환산하면 각각 600 m, 700 m 이내에서 제한 연간선량을 만족시킬 것이라 생각된다.

#### 4. 결론

방사선 영향평가를 위해 사용후핵연료 중간저장시설이 정상운전되고 있을 때 2×10 1개 배열 및 2×10 5개 배열에 대해 연간선량을 계산하였으며, 이를 바탕으로 분산식 저장시설 및 중앙집중식 저장시설에 대한 연간선량을 계산하였다.

분산식 저장시설은 시설 중심으로부터 600 m 지점과 700 m 지점에서의 연간선량을 내삽하면 시설 중심으로부터 약 630 m 지점에서 10CFR72에서 권고하는 연간선량 0.25 mSv를 만족하였으며, 중앙집중식 저장시설은 각 지점에서의 선량값을 참고하여 외삽하면 시설 중심으로부터 약 750 m 지점에서 0.25 mSv를 만족하였다.

본 연구는 사용후핵연료 저장용량과 규모에 따른 최소한의 통제구역 경계범위를 산출하였으며, 본 결과를 바탕으로 상세제원이 확정된 저장용기의 차폐/격납 설계자료를 활용하여 정상/사고시에 대한 종합적인 방사선 환경영

향 평가를 수행할 경우 정량적인 부지 소요면적을 산출할 수 있을 것이다. 또한 사용후핵연료 중간저장시설에 대한 방사선환경영향 평가의 기초자료 제공 및 저장방식(분산식 또는 중앙집중식)에 대한 정책결정과 부지 소요면적을 산출하기 위한 참고자료로써 활용될 것이다.

#### 감사의 글:

본 연구는 지식경제부가 주관하는 지식경제 기술혁신사업의 방폐물관리 기술개발과제의 일환으로 수행되었음

#### 참고문헌

1. 한국방사성폐기물관리공단. 사용후핵연료 수송-저장 시스템 상용화 기술개발(1단계 최종보고서). 2011.
2. Standardized NUHOMS® horizontal modular storage system for irradiated nuclear fuel final safety analysis report volume 4 of 4, Rev. 8, TRANSNUCLEAR, 2004.
3. Holtec; Holtec International Holtec Center, Holtec international final safety analysis report for the HISTORM 100 cask system, 2010.
4. 한국원자력안전기술원. 사용후핵연료 중간저장시스템 예비안전성 표준확인체계 구축. 2012.
5. Oak Ridge National Laboratory. ORIGEN-ARP: automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay, and source term analysis. Ver.6. 2005.
6. U.S Nuclear Regulatory Commission, Standard review plan for spent fuel dry storage systems at a general license facility. NUREG-1536. 2010.
7. Los Alamos National Laboratory. MCNP - A general Monte Carlo N-particle transport code version 5 (Vols. I-III). 2003.

## Preliminary Assessment of Radiation Impact from Dry Storage Facilities for PWR Spent Fuel

T. M. Kim\*, C. Y. Baeg\*, G. Y. Cha†, W. G. Lee†, and S. Y. Kim†

\*Korea Radioactive Waste Management Corp., †Radiation Core Technologies, Co., Ltd.

**Abstract** - Annual dose at the boundary of the interim storage facility at normal condition was calculated to estimate the site area of the facility of PWR spent nuclear fuel. In this work, source term was generated by ORIGEN-ARP for 4.5 wt% initial enrichment, 45,000 MWd/MTU burnup and 10 years cooling time. Modeling of the storage facilities and radiation shielding evaluations were conducted by MCNP code depending on the storage capacity. In the case of the centralized storage system, the required site area was found to have the radius of more than 700 m.

**Keywords** : Assessment of radiation impact, 10CFR72, MCNP, PWR Spent Nuclear Fuel, Interim dry storage facility, Controlled Area