

# 경수로 사용후핵연료 건식 중간저장시설의 격납건물 크기에 따른 건물 벽면에서의 방사선량을 추이 예비 분석

서명환\*, 윤정현\*, 차길용†

\*한국원자력환경공단, †(주)래드코어

2013년 7월 18일 접수 / 2013년 9월 24일 1차 수정 / 2013년 11월 5일 2차 수정 / 2013년 11월 8일 채택

경수로 사용후핵연료 건식 중간저장시설 격납건물 크기에 따른 방사선량률 추이 분석을 위하여 격납건물 외부 벽면에서의 추정연간선량을 계산하였다. ORIGEN-ARP를 사용하여 농축도 4.5 wt%, 연소도 45,000 MWd/MTU 냉각기간 10년인 사용후핵연료를 대상으로 선원항을 생산하였으며, MCNP 코드를 사용하여 저장시설 및 격납건물에 대한 모델링 및 선량률 계산을 수행하였다. 연간선량은 격납건물 외부 벽면에서의 값으로 계산하였으며, 격납건물 벽과 최외곽 배열의 저장용기와와의 간격을 50 m 이상으로 설정할 경우 10CFR72에서 제시하는 연간선량인 0.25 mSv 이하의 값이 계산되었다.

중심어 : 연간선량, 10CFR72, MCNP, 경수로 사용후핵연료, 건식 중간저장시설, 격납건물, 콘크리트 저장용기

## 1. 서론

국내에서 운영 중인 가압경수로형(PWR) 원자력발전소에서 2008년 말 기준으로 11,121 다발의 사용후핵연료가 발생하였으며 이는 우라늄 양으로 약 5,000 MTU이다. 각 원자력발전소의 소내 임시저장고가 점차 포화되고 있음에도 불구하고 아직 사용후핵연료에 대한 재처리나 처분과 같은 국가정책이 확정되지 않아 사용후핵연료의 중간저장시설 건설이 요구되고 있다.

이에 따라 방사성폐기물사업을 주관하는 한국원자력환경공단에서는 중간저장시설 건설을 위한 다양한 방안을 검토하고 있는데, 그 중 하나로 가상의 부지에 사용후핵연료를 대규모로 저장하는 중앙집중식 건식 중간저장시설을 둘러싸는 격납건물의 설치도 고려하고 있다[1].

사용후핵연료 저장시설의 건설 및 운영을 위해서는 중간저장시설 부근에서 활동·거주하는 일반인에 대한 방사선적 안전이 검증되어야 한다. 관련 국내법규인 원자력안전법 제63조에서는 사용후핵연료 중간저장시설의 건설·운영 허가를 받기 위해서는 다른 인허가 서류와 함께 ‘방사선영향평가서’를 제출해야 함을 명시하고 있다.

사용후핵연료 중간저장시설에 대한 방사선영향평가를 위하여 저장시설의 용기와 격납건물에 대한 격납성능을 근거로 하여 정상운전 및 사고 시에 대한 평가가 수행되어야 하나, 저장시설의 용기 및 격납건물에 대한 상세제원이 확정되지 않은 상황에서 본 연구는 가상 중간저장시

설의 개략적인 격납건물 크기 산출과 방사선 환경영향평가의 기초자료를 도출하기 위한 선행연구로 진행되므로 정상운전만을 가정하였다.

## 2. 재료 및 방법

현재 국내에는 PWR 사용후핵연료 건식 중간저장시설이 없으므로 방사선영향평가 수행에 앞서 국외 저장용기의 개념모델에 대한 안전성분석보고서[2,3]를 참고하여 가정사항을 수립한 후 가상 중간저장시설 및 격납건물의 방사선영향평가 모델링을 수행하였다.

본 연구에서는 중간저장시설을 포함한 넓은 지역을 모델링하여 격납건물 벽에서의 직·간접적 영향을 모두 고려할 수 있도록 하였으며, 결과에 대한 신뢰성이 높은 몬테카를로 계산 방법을 사용하여 격납건물 외부 벽면에서의 연간선량률과 격납건물 벽과 중간저장시설 최외곽 저장용기 간의 간격에 따른 방사선량률 변화를 분석하였다. 사용후핵연료 건식 중간저장시설 격납건물 외벽에서의 연간선량 제한치는 미국 10CFR72.104의 기준(정상운전 조건 시 제한구역 경계 바깥의 일반인에 대한 연간선량 제한치)을 적용하였다[4].

### 가. 선원항

본 연구의 선원항 계산에는 SCALE (Standard Computer Analysis for Licensing Evaluation)코드를 사용하였다. SCALE 코드는 미국의 ORNL (Oak Ridge National

교신저자 : 서명환, mhseo@korad.or.kr  
대전광역시 유성구 대덕대로 1045

Laboratory)에서 개발한 사용후핵연료의 동위원소 분석, 방사화 계산, 핵임계 계산, 불확실도 계산 등 매우 광범위한 계산을 수행할 수 있는 코드 패키지로, 계산 시 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 악티늄 족 핵종의 함량을 분석하기 위해 ORIGEN family 모듈이 가장 많이 사용되고 있다. 이 모듈은 식 (1)의 지배 방정식을 통해 주요 핵종의 함량 및 선원항의 세기가 계산된다[5,6].

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

- N<sub>i</sub> = Atom Density of Nuclide i [#/cm<sup>3</sup>],
- λ<sub>i</sub> = Radioactive Decay Constant of Nuclide i [1/sec],
- σ<sub>i</sub> = Spectrum-Average Neutron Absorption Cross Section [cm<sup>2</sup>],
- 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,
- φ = Space and energy-averaged neutron flux [#/cm<sup>2</sup>.sec]

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/MTU로 주기 별 400일 동안 연소되었다고 가정하였으며 주기 사이 80일 간을 보수/정비기간으로 설정하였다.

사용후핵연료 내에서 발생하는 중성자 선원은 감마 선원에 비해 선량에 미치는 영향이 미미하므로[1] 18 Group의 감마 선원항에 대한 방사선영향평가를 우선 수행하였다.

**나. 저장용기**

본 연구에서는 예비 방사선영향평가로 개략적인 격납건물 크기를 산출하는데 그 목적이 있으므로 저장용기에 대한 모델링은 간략하게 수행하였다. 저장용기의 차폐물질은 콘크리트만 존재한다고 가정하였으며, 용기 내부에 저장되는 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 Fig. 1과 같이 모델링하였으며, 직경 327 cm, 높이 586 cm의 원통형이며 상·하부의 콘크리트 두께는 48 cm, 측면의 콘크리트 두께가 70 cm이고 용기 내부 공간에는 위에서 고려한 공기와 사용후핵연료의 균일 혼합물이 있다고 가정하였다.

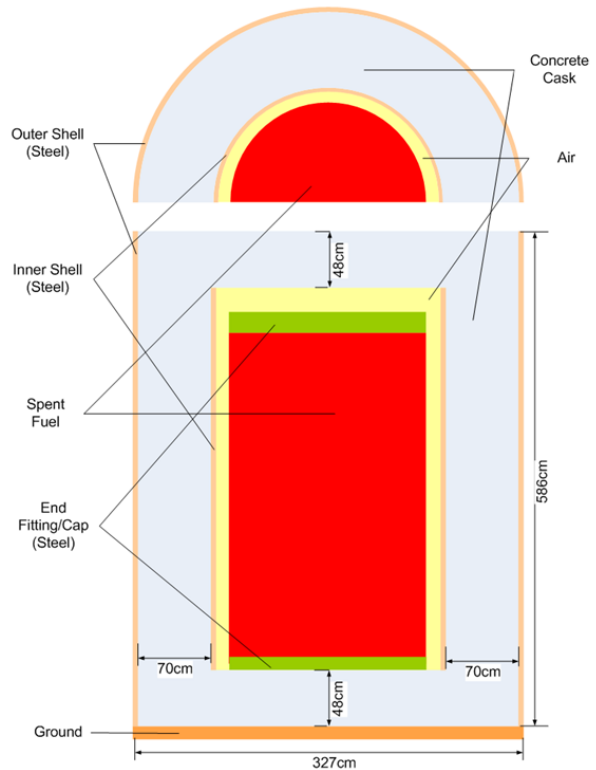


Fig. 1. A Simplified model of the concrete storage cask.

저장용기는 국내 원자력발전소의 크레인의 인양 중량을 고려하여 21개의 사용후핵연료 집합체가 저장된다고 가정하였으며, 사용후핵연료 집합체 하나에 0.46 톤의 우라늄이 포함되어 있다고 가정할 수 있다. 따라서 본 연구에서는 콘크리트 저장용기 한 기에는 약 9.6 MTU의 사용후핵연료가 저장되며 시설 전체에는 총 528 기의 저장용기가 설치되므로, 시설 내에는 약 5000 MTU의 사용후핵연료가 저장된다고 가정하였다.

**다. 저장배열 및 격납건물**

NUREG-1536 [7]에서는 사용후핵연료 건식 중간저장시설의 방사선영향평가에 있어 저장용기 2×10 이상의 배열에 대한 방사선영향평가를 수행할 것을 권고하고 있다. 이에 따라 본 연구에서는 콘크리트 저장용기 간격을 1.8 m로 하여 6×10 배열 8개와 6×4 배열 2개로 총 528개로 저장시설을 설정하였다. 저장시설을 둘러싸고 있는 격납건물은 콘크리트로 구성되어있다고 가정하였고, 크기는 가로 250 m, 세로 80 m, 높이 15.6 m인 직육면체 형태로 설정하였다. 벽 두께는 30 cm, 시설과 격납건물 벽과의 간격은 배열 내 최외곽 용기의 전복사고를 고려하여 6 m로 설정하였으며, 격납건물 내외의 공간을 채우는 물질은 공기로 가정하였다. 저장시설 내 용기 배열 및 격납건물 배치는 Fig 2에 나타난 바와 같다.

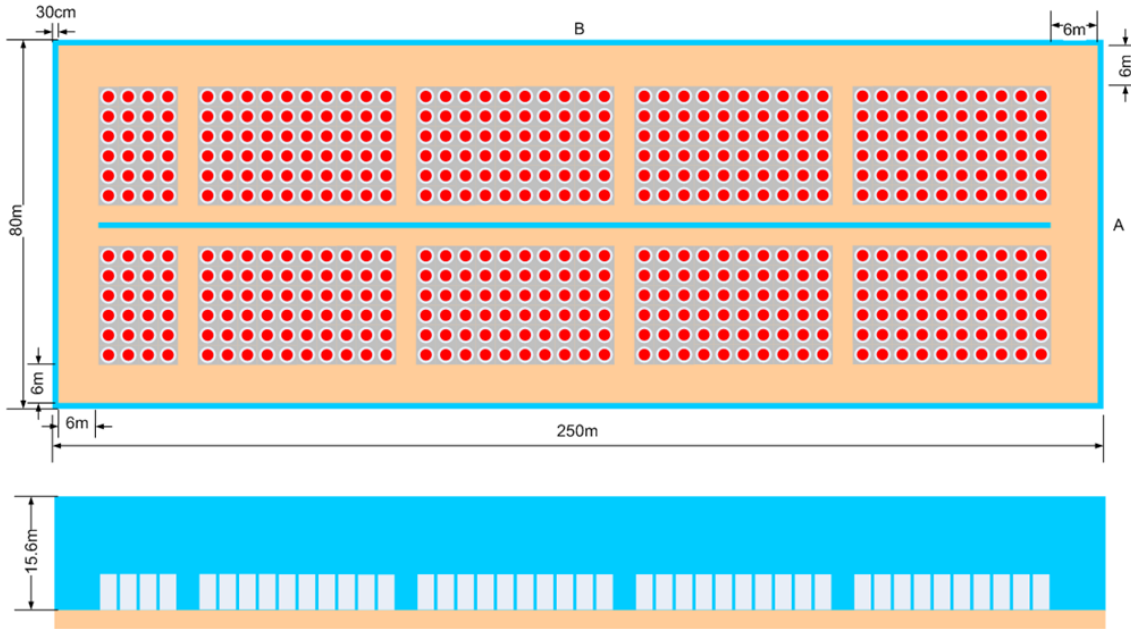


Fig. 2. The layout of the casks in the storage facility.

평가에 사용된 격납건물의 제원은 Table 1에 나타내었다.

Table 1. Specification of the Containment Building.

Material	Concrete
Length [m]	250
Width [m]	80
Height [m]	15.6
Wall Thickness [cm]	30
Number of Cask	528
Storage Capacity [MTU]	5000

### 라. 선량률 계산 방법

모델링한 시설에 대한 선량률 계산은 MCNP 코드[8]를 이용하였다. 미국 로스알라모스 국립연구소(Los Alamos National Laboratory)에서 개발된 MCNP(A General Monte Carlo N-Particle Transport Code) 전산코드는 중성자/광자/전자에 대한 수송해석 뿐만 아니라 상호 연계된 수송해석이 가능하며 방사선 차폐 (radiation shielding), 방사선량 측정 (radiation dosimetry) 및 임계도 (criticality) 계산에 널리 사용되고 있는 대표적 몬테칼로 전산코드로서 이미 그 신뢰성이 충분히 입증되었다.

본 연구에서는 MCNP를 사용하여 저장시설에서 발생하는 감마선원의 상호작용을 고려할 수 있도록 감마선 평균자유거리(mean free path)의 20배 이상인 2 km 반구를 평가영역으로 설정하였다. 또한 시설과 격납건물 벽의 간격을 6 m, 8 m, 10 m, 12 m, 15 m, 20 m, 30 m, 50

m로 설정하여 가로 및 세로 벽면 전체의 선량률을 계산하기 위하여 해당 벽 표면 전체에서의 선량률을 계산할 수 있는 f2 tally를 수행하였다[8].

그리고 감마선속-감마선량률 환산인자는 ICRP (International Commission of Radiation Protection)에서 발간한 연간보고서에 있는 환산인자를 사용하였다[9]. 또한 본 연구에서는 직접선량 및 격납건물 내 공기와 내벽에 의한 스카이샤인(Skyshine) 효과를 고려하였으며, 저장용기로부터의 기체 및 액체 유출물은 고려하지 않았다. 위 계산을 통해 얻은 선량률을 10CFR72 [4]에서 제공하는 건식 중간저장시설 제한구역 경계에서의 연간 제한선량 0.25 mSv와 비교하였으며 시설과 벽의 간격에 따른 선량률의 변화를 분석하였다.

### 3. 결과 및 논의

시설-격납건물 간격별 연간선량 계산결과는 Table 2에 나타내었다. 시설-격납건물 간격이 6 m일 때 벽면 전체의 연간선량은 가로 및 세로 벽면에서 각각 0.76 mSv yr<sup>-1</sup>와 0.84 mSv yr<sup>-1</sup>로 계산되었으며, 간격이 넓어지면서 선량률이 줄어들어 간격이 30 m일 때 가로 벽면에서 0.31 mSv yr<sup>-1</sup>, 세로 벽면에서 0.19 mSv yr<sup>-1</sup>로 계산되었고, 50 m일 때 연간선량은 각각 0.17 mSv와 0.07 mSv로 계산되었다. 가로 벽면은 50 m, 세로 벽면은 30 m의 간격에서 미국 원자력규제위원회의 10CFR72 [6]에서 제공하는 연간선량 제한치인 0.25 mSv를 만족하였다. 간격별 벽면에서의 연간선량률 변화는 Fig. 3과 Fig. 4에 나타낸 바와 같다.

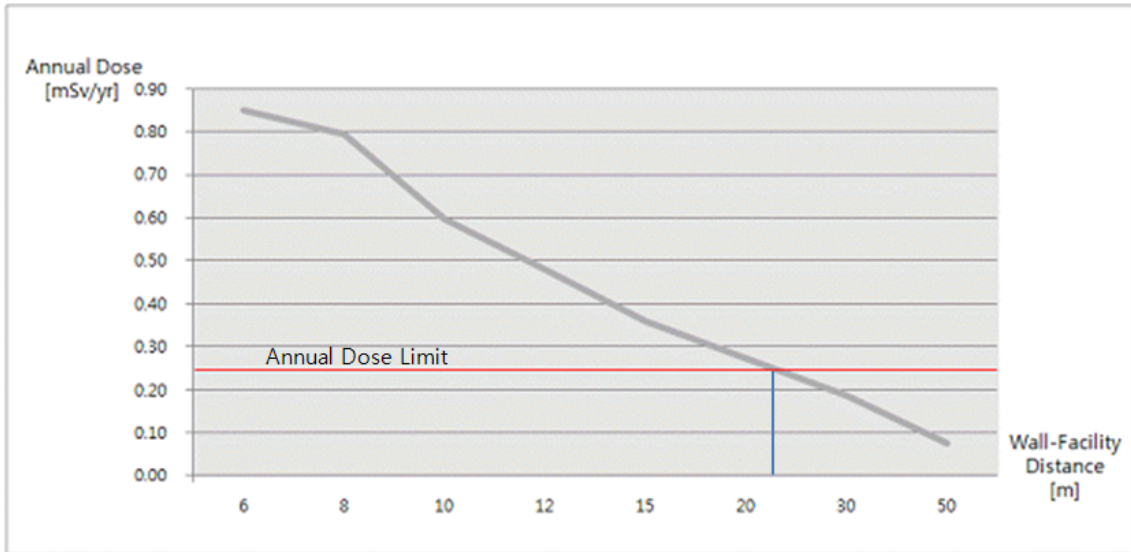


Fig. 3. Annual dose on the wall surface A as a function of distance between the wall and the edge of the cask arrays.

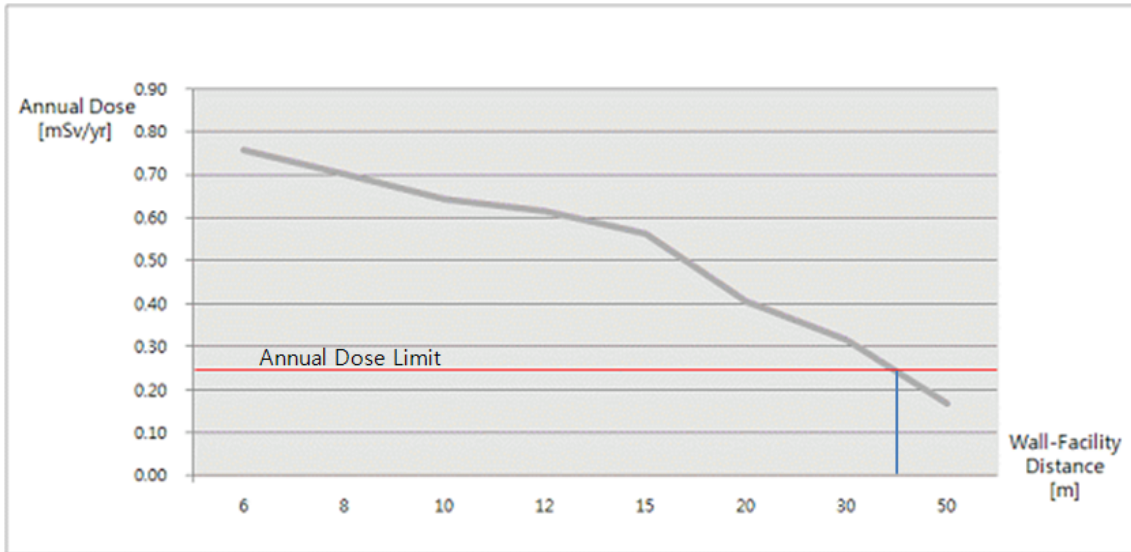


Fig. 4. Annual dose on the wall surface B as a function of distance between the wall and the edge of the cask arrays.

Table 2. Annual Dose on the Wall Surface for Separate Distances between the Wall and the Outer Cask in the Cask Arrays.

Distance [m]	A (Width)		B (Length)	
	Annual Dose [mSv yr <sup>-1</sup> ]	R.E. (Relative Error)	Annual Dose [mSv yr <sup>-1</sup> ]	R.E. (Relative Error)
6	0.84	0.1880	0.76	0.0920
8	0.80	0.2384	0.70	0.0889
10	0.60	0.2281	0.64	0.0906
12	0.48	0.2110	0.62	0.1027
15	0.35	0.2035	0.56	0.0932
20	0.27	0.1762	0.41	0.1002
30	0.19	0.2097	0.31	0.1174
50	0.07	0.2700	0.17	0.1554

$$R.E. = \text{Relative Error} = \frac{\text{Absolute Error}}{\text{Value of Thing Calculated}}$$

#### 4. 결론

사용후핵연료 건식 중간저장시설이 정상 운전되고 있을 때 6×4 2개 배열 및 6×10 10개 배열의 콘크리트 저장 용기를 감싸고 있는 격납건물 벽면에 대해 연간선량을 계산하였으며, 이를 바탕으로 저장시설과 격납건물 벽과의 간격에 따른 연간선량의 변화를 분석하였다.

분석 결과, 시설-격납건물 벽 간격을 용기 높이와 비슷한 간격인 6 m로 설정하였을 때 0.76 mSv 의 연간선량이 계산되었지만 간격이 벌어짐에 따라 선량률이 감소하면서 가로벽면은 50 m, 세로벽면은 30 m 간격일 때 0.25 mSv 미만의 연간선량이 계산되었다. 이는 격납건물 건설을 통한 저장시설 제한구역의 축소가 가능함을 의미한다.

본 연구는 사용후핵연료 중간저장시설의 격납건물 크기를 대략적으로 산출하였으며, 본 결과를 바탕으로 상세 제원이 확정된 저장용기 및 격납건물의 차폐/격납 설계자료를 활용하여 정상 및 사고 시에 대한 종합적인 방사선 환경영향평가 수행을 위한 격납건물의 재원을 산출할 수 있다.

#### 감사의 글

본 연구는 지식경제부가 주관하는 지식경제 기술혁신 사업의 방폐물관리 기술개발과제의 일환으로 수행되었음

#### 참고문헌

1. 사용후핵연료 수송-저장 시스템 상용화 기술개발 1단

계보고서, 한국원자력환경공단, 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 International final safety analysis report for the HI-STORM 100 cask system, Holtec; Holtec International Holtec Center, 2010.
4. 10CFR72.104. Criteria for radioactive materials in effluents and direct radiation from an ISFSI or MRS, 2006.
5. ORIGEN-ARP: Automatic rapid processing for spent fuel depletion, decay, and source term analysis, Ver.6. Oak Ridge National Laboratory, 2005.
6. 김태만, 백창열, 차길용, 김순영, 이우교. 경수로 사용 후핵연료 건식 중간저장시설에 대한 예비 방사선 영향 평가. 방사선방어학회지, 2012;37(4):197-201.
7. Standard review plan for spent fuel dry storage systems at a general license facility. NUREG-1536. U.S Nuclear Regulatory Commission, 2010.
8. MCNP - A general Monte Carlo N-particle transport code version 5 (Vols. I-III). Los Alamos National Laboratory, 2003.
9. Annals of the ICRP - Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation, ICRP Publication 74, ICRP, 1996.

## Preliminary Analysis of Dose Rate Variation on the Containment Building Wall of Dry Interim Storage Facilities for PWR Spent Nuclear Fuel

M. H. Seo\*, J. H. Yoon\*, and G. Y. Cha†

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

**Abstract** - Annual dose on the containment building wall of the interim storage facility at normal condition was calculated to estimate the dose rate transition of the facility of PWR spent nuclear fuel. In this study, source term was generated by ORIGEN-ARP with 4.5 wt% initial enrichment, 45,000 MWd/MTU burnup and 10 years cooling time. Modeling of the storage facility and the containment building and radiation shielding evaluations were conducted by MCNP code depending on the distance between the wall and the facility in the building. In the case of the centralized storage system, the distance required for the annual dose rate limit from 10CFR72 was estimated to be 50 m.

**Keywords** : Annual dose rate, 10CFR72, MCNP, PWR spent nuclear fuel, Interim storage facility, Containment building