

## 長週期 核燃料 貯藏施設에서의 放射線遮蔽解析

韓國에너지研究所

李 汰 永 · 河 正 雨

漢陽大學校

陸 鍾 澈

### 要 約

長週期核燃料 爐心技法에 의한 使用後核燃料가 既存 使用後核燃料貯藏施設의 設計變更없이 同 施設에 受容 可能한지를 決定하기 위하여 貯藏施設에서의 豫想 放射線被曝線量率을 DLC-23/CASK (22 n, 18 g) 斷面積資料와 ANISN-W 電算코드로 計算하여 設計基準値와 比較·檢討하였다.

使用後核燃料內의 放射能量 및 감마선스펙트럼은 核燃料交替모델에 따라 ORIGEN 電算코드로 計算하였다.

放射線量率의 計算에 있어서 貯藏槽의 幾何學的 모델은 無限平板模型이며 貯藏된 使用後核燃料의 構成物質과 放射線源은 核燃料集合體內에 均一하게 分布되었다고 假定하였다.

使用後核燃料貯藏槽에 貯藏된 核燃料集合體 및 貯藏用水中 放射性核種에 의한 放射線量率의 計算 結果는 正常 및 事故水面時 計算된 放射線量率이 設計基準値를 滿足시켜주는 것으로 나타났다.

### 序 論

원자력발전에서 核燃料週期費는 核燃料 再裝填을 위한 가동중지 횟수의 감축과 발전소 이용률 및 가동률의 향상, 운전보수비의 절감등을 통하여 더욱 줄일 수 있다는 것은 주지의 사실이다.

그러나 核燃料週期費는 효율적인 爐心管理에 의해 절감되어 질 수가 있다.

우리나라에서는 효율적인 爐心管理의 일환으로 현재 12개월 核燃料週기로 運轉하고 있는 원자력 2호기에 대해 18개월의 長週期 核燃料 運轉技法의 도입을 검토하고 있는 중에 있다.

長週期 核燃料 運轉技法을 도입할 경우 原子爐의 出力, 爐心構造 및 裝填되는 核燃料의 量에는 변화가 없다.

그러나 爐心の 長週期 核燃料 運轉技法에는 필수적으로 爐心に 새로 裝填되는 核燃料의 濃縮度, 再裝填시 교체하는 核燃料의 量 및 燃焼度에서의 변화를 초래하게 된다.

濃縮度, 1회 核燃料 交替量 및 燃焼度の 변화는 既存 使用後 核燃料 貯藏槽의 설계에 반영된 값들의 상한선을 넘을 수가 있다.

그러므로 長週期 核燃料 運轉技法으로 발생되는 제반 문제가운데 현재 使用後核燃料 貯藏施設에 있어서 放射線 安全系統의 능력을 재 평가할 필요성이 요구된다.

貯藏施設에서의 放射線 安全性을 평가하는데 가장 중요한 인자는 裝填되는 核燃料의 濃縮도와 1회 核燃料 交替量이다.

따라서, 본 연구에서 해석조건으로는 원자력 2호기 使用後 核燃料 貯藏槽를 대상으로 하여 長週期 核燃料의 濃縮도를 3.5 W/O, 核燃料 交替週기는 2週期, 1週期는 18개월, 1회 核燃料 交替量은 1/2爐心으로 가정하였다.

이러한 해석조건에 따라 발생된 使用後 長週期核燃料가 既存 施設의 최대용량으로 저장되었을 경우, 저장된 核燃料내 감마선 스펙트럼과 貯藏用水중 放射能量을 추정하여 貯藏槽에서의 放射線量率을 계산한 다음 放射線安全系統에서의 安全性을 검토·분석하였다.

Table 1. Extended Fuel Cycle Model

Batch No.	Burnup Day (EFPD)	Burnup (MWD/MTU)	Decay Time (years)	Operating Cycle No. Load-Discharge
1	872	33,000	9.6	9~10
2	872	33,000	8.0	10~11
3	872	33,000	6.4	11~12
4	872	33,000	4.8	12~13
5	872	33,000	3.2	13~14
6	872	33,000	1.6	14~15
7	872	33,000	100 hours	15~16

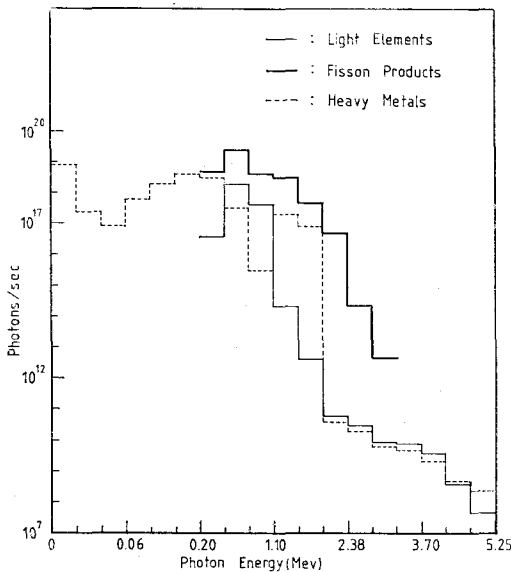


Fig. 1. Photon Spectrum of Spent Fuel Stored in Storage Pool.

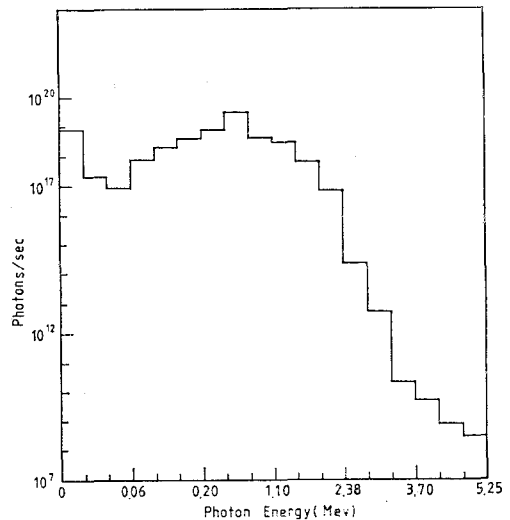


Fig. 2. Total Photon Spectrum of Spent Fuel Stored in Storage Pool.

### 線源項計算

#### 1. 使用後 核燃料集會體

사용후 핵연료집합체내 放射能量은 核燃料集會體의 물리적 特性 및 構成物質, 燃燒度, 爐心에서 燃燒되는 동안의 出力 密度와 使用後 核燃料의 冷却期間등에 의해 결정된다. 따라서, 線源項計算에는 核燃料의 濃縮度를 3.5 W/O 로 하여 Table 1과 같은 長週期 核燃料週期모형을 가정하여 사용후 핵연료집합체내에 생성된 核種의 濃度와 放射能 및 감마선 스펙트럼을 산출하였다.

Table 1에서와 같이 爐心에서 核燃料의 燃燒日은 872

EFPD(Effective Full Power Days)로 하였으며, 燃燒度는 33,000 MWD/MTU 즉 燃燒度에 대한 실제값을 적용하여 2주기(1주기=436 EFPD)씩 연소된 60개의 사용후 핵연료집합체가 원자로내에서 100시간 冷却된 후 Batch 별로 使用後 核燃料 貯藏槽에 저장되어 있다고 하였다.

長週期 核燃料 運轉技法을 도입할 경우에 있어서 원자로 정지후 貯藏槽에서 사용후 핵연료의 冷却期間은 100시간 이후부터 22.1년에 이르고 있다.

이때 저장된 사용후 핵연료중 冷却期間이 9.6년을 경과한 핵연료에 대해서는 長週期 核燃料週期모형중 平均주기(9~10)부터 시작하여 取出된 사용후 핵연료의 放射線 強度에 비해 무시할 수 있으므로 線源項에서 제외

의시켰다.

長週期 核燃料週期모델에 따라 사용후 핵연료 집합체내에 분포된 線源項을 계산하기 위하여 사용된 전산 코드는 ORIGEN 코드<sup>2)</sup>이다. 이때 계산에 필요한 설계 요소에 대한 자료는 원자력 2호기 최종 안전성 분석보고서<sup>2)</sup>의 자료를 인용하였다.

사용후 핵연료집합체내의 감마선 스펙트럼은 에너지 준별에 따라 輕元素에 대해서는 12군, 重元素에 대해서는 18군, 核分裂生成物에 대해서는 8군으로 구분하여 계산하였다.

계산결과 저장된 사용후 핵연료의 元素別 감마선 스펙트럼은 그림 1, 전체 감마선스펙트럼은 그림 2와 같으며, 그림 1에서와 같이 核分裂生成物의 감마線源強度가 해당 에너지 구간에서 지배적인 분포를 나타내 주고 있다.

### 2. 使用後 核燃料 貯藏用水中 放射能

사용후 핵연료 저장용수중 線源項으로는 核燃料棒의 缺陷에 의해 集合體내에서 原子爐 冷却水 및 貯藏用수로 누출되는 核分裂生成物과 핵연료 再裝填 과정중 原子爐 冷却水가 핵연료 交換用수와 혼합되어 貯藏槽로 유입되는 放射能 腐蝕生成物로 구분할 수가 있다.

첫째로, 核燃料棒의 缺陷에 의해 原子爐 冷却水 및 貯藏用수로 누출되는 放射性核種의 누출률은 식(1)과 같으며 그에 따른 放射性核種의 농도는 식(2)로 나타낼 수 있다.

$$L_i = N_{si} D \alpha_i \dots\dots\dots(1)$$

- $L_i$ : 방사성핵종  $i$ 의 누출률,  $C_i/day$
- $N_{si}$ : 원자로심 또는 사용후 핵연료 저장조에 저장된 핵연료중 방사성핵종  $i$ 의 전 방사능,  $C_i$
- $D$ : 핵연료봉의 결합률
- $\alpha_i$ : 방사성핵종  $i$ 의 누출계수,  $day^{-1}$

$$N_i = N_i(0)e^{-\beta_i t} + \frac{L_i}{\beta_i V} i(1 - e^{-\beta_i t}) \dots\dots\dots(2)$$

- $N_i$ : 용수중 방사성핵종의 농도,  $\mu Ci/ml$
- $N_i(0)$ : 1차냉각수 및 저장용수중 방사성핵종  $i$ 의 초기농도,  $\mu Ci/ml$
- $\beta_i$ :  $\tau_i + f - \gamma_i f$
- $\tau_i$ : 방사성핵종  $i$ 의 붕괴상수,  $day^{-1}$
- $f$ : 정화유량계수,  $day^{-1}$
- $\gamma_i$ : 정화계통에 의해 방사성핵종  $i$ 가 제거되지 않는 비율
- $V$ : 원자로 냉각수 또는 저장용수의 질량,  $g$
- $t$ : 정화시간,  $day$

위의 계산에서  $N_{si}$ 의 값은 長週期 核燃料週期모델에 따라 ORIGEN 코드로 계산하였고 核燃料棒의 缺陷率은 0.1%<sup>3)</sup>, 사용후 핵연료 貯藏用水中 방사성핵종  $i$ 의 초기농도에 대해서는 식(1)에서의 계산결과를 貯藏用수의 질량으로 나누었을 사용하였다. 그외에 계산에 필요한 자료는 원자력 2호기 최종 안전성 분석보고서 및 원자력 1호기의 運轉資料를 인용하였다.

둘째로, 原子爐 冷却水가 사용후 핵연료 貯藏槽로 유입됨에 따른 貯藏用수중 放射性核種에 대한 농도 계산 방법은 交換用수에 의한 原子爐 冷却水の 희석과 貯藏用수에 의해 交換用수가 희석된다고<sup>3~5)</sup> 가정하여 放射性核種의 농도를 산출하였다. 이때 희석인자로는 각 경우에 대하여 20을 적용하였다.

따라서, 貯藏用水中 放射性核種의 농도는 原子爐 冷却水중 放射性核種의 농도의 약 1/400 정도로 희석된 값으로 추산될 수 있다.

계산결과 저장용수중 방사성핵종의 농도는 표 2와 같으며 베타방출체와 저 에너지의 감마선을 방출하는 방사성핵종에 대해서는 고려하지 않았다. 貯藏用水中 放射性核種의 감마선 스펙트럼은 그림 3과 같으며 감마線源強度는 0.3 MeV에서 1.0 MeV까지 거의 비슷한 분포를 나타내고 있다. 이러한 이유는 核燃料棒의 缺陷으로 인해 누출되는 비휘발성 核分裂生成物인  $C_s$ 의 기여도가 높다는 것을 보여주고 있다.

### 放射線量計算

방사선량계산에는 볼프만 수송방정식의 수치해를 제공하는 1차원 다군 角分割 수송코드인 ANISN-W<sup>6,7)</sup>을 사용하였다.

ANISN 計算模型에 사용된 斷面積資料는 3차의 르장드르다항식의 산란항을 포함하고 있는 DLC-23/CASK(중성자-감마선 結合 40群)이며 구적계수로는 16 즉  $S_{16}$ 을 사용하였다.

使用後 核燃料集合體 및 貯藏用수의 幾何學的 模型<sup>8)</sup>으로서 저장용수 및 저장된 사용후 핵연료집합체에 대해서는 무한 평판모형으로 가정하였다.

또한 單一 使用後 核燃料集合體에 대해서는 球形으로 고려하여 사용후 핵연료 집합체의 높이에 따라 구를 포개므로써 단일 사용후 핵연료 집합체에 의한 放射線量을 계산하였다.

방사선량 계산에 있어 核燃料集合體내 및 貯藏用수중 放射線源의 분포는 각 영역에 모두 균일하게 분포된다고 하였다. 사용 후 핵연료집합체의 구성물질 및

Table 2. Waterborne Concentration of Radionuclides in Storage Pool Water

Nuclide	Concentration(uCi/ml)
I ~131	$5.28 \times 10^{-4}$
I ~132	$4.89 \times 10^{-8}$
I ~133	$2.66 \times 10^{-5}$
Cs~134	$2.10 \times 10^{-4}$
Cs~136	$1.18 \times 10^{-3}$
Cs~137	$8.27 \times 10^{-5}$
Mn~54	$1.00 \times 10^{-7}$
Co~58	$5.12 \times 10^{-6}$
Fe~59	$3.21 \times 10^{-6}$
Co~60	$6.53 \times 10^{-7}$

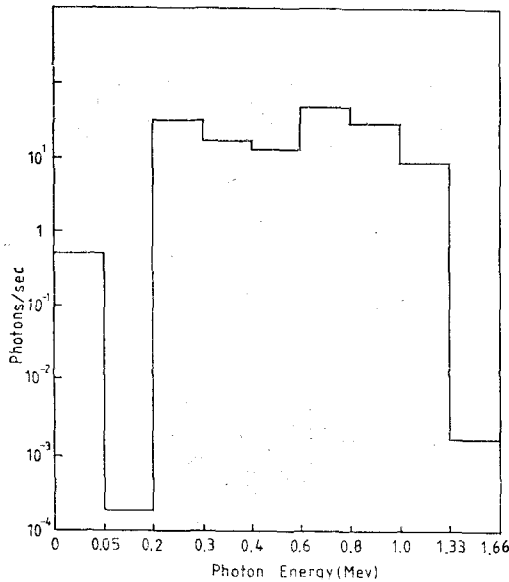


Fig. 3. Photon Spectrum of Waterborne Radionuclides in Pool Water.

물리적 특성에 있어서, 실제값을 적용하기에는 너무나 복잡하므로 차폐계산을 가능한한 편리하게 수행할 수 있도록 사용후 핵연료집합체의 構成物質 및 特性을 간편화하는 것이 필요하다<sup>9,10)</sup>.

따라서, 여러 영역으로 구성되어 있는 使用後 核燃料集合體에 대해 集合體의 모든 구성물질이 집합체내에 균일하게 분포된다고 가정하였다.

이러한 계산상의 가정은 使用後 核燃料의 선량특성에 대한 실제값에 근사시킬 수 있는 아주 간편한 모델로 간주된다. 따라서 차폐계산에 사용된 使用後 核

Table 3. Material Compositions in Dose Rate Calculation for a Fuel Assembly

Element or Isotope	Concentration (atoms barn <sup>-1</sup> cm <sup>-1</sup> )
Fuel Assembly	
U~235	$6.8 \times 10^{-5}$
U~238	$6.7 \times 10^{-3}$
0	$1.6 \times 10^{-2}$
Cr*	$1.2 \times 10^{-3}$
Fe*	$4.5 \times 10^{-3}$
Ni*	$6.2 \times 10^{-4}$
Air	
N	$1.1 \times 10^{-5}$
0	$3.4 \times 10^{-5}$

\* Stainless steel(Cr, Fe, Ni) substituted for zircaloy on a gram-for-gram basis.

料, 構成物質에 대한 원자밀도는 표 3과 같으며, 집합체의 構成物質중 차폐성질에 중요한 영향을 줄 수 있는 원소만을 고려하였다.

### 計算結果 및 檢討

單一 사용후 핵연료집합체에 대해서는 그림 4에서와 같이 집합체를 수직으로 세웠을 경우 使用後 核燃料集合體내 放射線源에 의한 방사선량률을 貯藏用水의 높이에 따라 계산하였다.

그림 5에서와 같이 24 ft(7.32 m)의 저장용수로 차폐하였을 경우에는 貯藏槽 水面에서의 방사선량률은  $3.01 \times 10^{-3}$  mR/hr이며, 그림 6에서와 같이 10 ft(3.2 m)의 貯藏用水로 차폐하였을 경우에는 2.4 mR/hr로서 線量制限値와 거의 비슷한 값을 보였다. 이러한 결과는 使用後 核燃料集合體를 운반 또는 저장할 경우 用水의 최소한의 높이는 10.5 ft 이상이 되어야 한다는 것을 보여주고 있다.

저장된 使用後 核燃料集合體 및 貯藏用水 중 放射線源에 의한 방사선량률은 貯藏槽 正常水面時와 事故水面時로 구분하여 계산하였다.

이때 正常水面時는 저장용수의 높이가 24 ft(7.32 m), 事故水面時는 20 ft(6.1 m)을 의미한다. 저장조 수위가 정상수면인 경우 표 4에서와 같이 水面에서의 방사선량률은 저장용수중 放射線源에 의한 線量이 0.74 mR/hr, 저장된 사용후 핵연료집합체내 放射線源에 의한 선량이  $4.66 \times 10^{-3}$  mR/hr이며, 또한 수면위

Table 4. Estimated Dose Rate from The Spent Fuel Storage at Normal Water Level  
Unit: mR/hr

Radiation Source Term	Water Surface	3ft above Water Surface	Design Basis Limit
Spent Fuel Pool Water	0.74	0.43	—
Stored Spent Fuel	$4.66 \times 10^{-8}$	$4.20 \times 10^{-8}$	—
Total	0.74	0.43	2.5

Table 5. Estimated Dose Rate from The Spent Fuel Storage at Abnormal Water Level  
Unit: mR/hr

Radiation Source Term	Water Surface	3ft above Water Surface	Design Basis Limit
Spent Fuel Pool Water	0.74	0.43	—
Stored Spent Fuel	$8.30 \times 10^{-5}$	$7.39 \times 10^{-5}$	—
Total	0.74	0.43	2.5

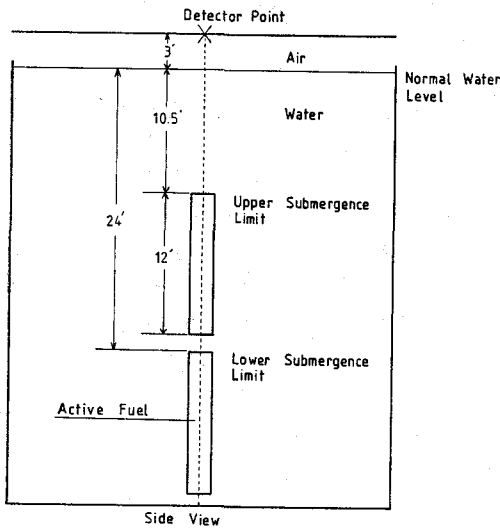


Fig. 4. Spent Fuel Basin Geometry.

3ft 높이에서의 방사량률은 貯藏用水에 의한 것이 0.43 mR/hr, 저장된 사용후 핵연료집합체에 의한 것이  $4.20 \times 10^{-8}$  mR/hr 로 나타났다.

그리고 貯藏槽 수위가 事故水面인 경우 표 5에서와 같이 수면에서의 선량률은 貯藏用水中 放射線源에 의한 선량이 0.74 mR/hr, 저장된 사용 후 핵연료집합

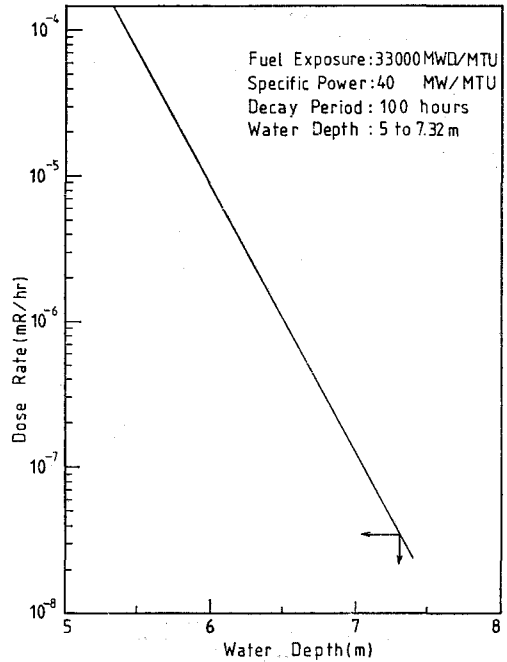


Fig. 5. Dose Rate vs. Water Depth in Spent Fuel Storage Pool.

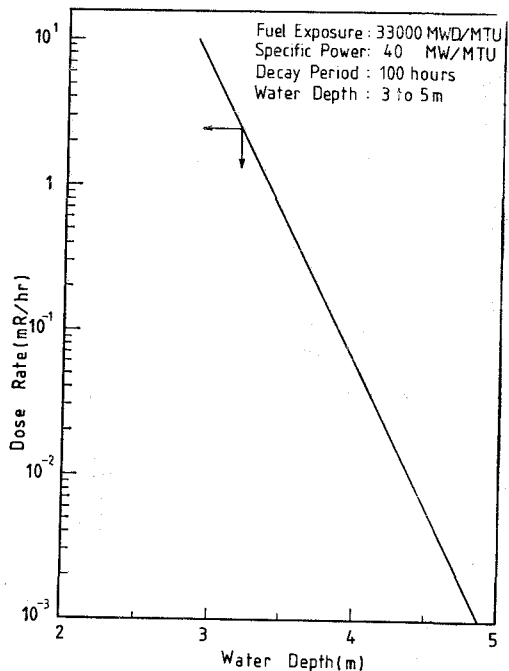


Fig. 6. Dose Rate vs. Water Depth in Spent Fuel Storage Pool.

체내放射線源에 의한 선량은  $7.39 \times 10^{-5}$  mR/hr 이며,

수면위 3 ft 높이에서의 방사선량은 저장용수에 의한 것이 0.43 mR/hr, 저장된 사용후 핵연료집합체에 의한 것이  $2.30 \times 10^{-5}$  mR/hr 로 나타났다.

使用後 核燃料 貯藏施設의 長週期 核燃料 수송에 대한 저장시설에 있어서의 방사선안전성 檢討基準은 국내 기술기준이 없기 때문에 미국의 기준을 이용하였다. 검토에 이용된 기준은 다음과 같다.

- Design Objectives for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Power Stations, ANSI N 210-1976
- Standard Review Plan 9.1.3(Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System)
- 10 CFR Part 20(Standards for Protection against Radiation)
- Regulatory Guide 8.8

이 기준들은 모두 ALARA(As Low As Reasonably Achievable)防禦概念에 바탕을 두고 있으며, 검토기준치로는 2.5 mR/hr 을 권고하고 있다.

계산결과 使用後 核燃料集合體로부터 방출된 감마線源은 貯藏用水에 의해 차폐되어지므로 실제적인 선량에 대한 기여도는 없고 대부분이 貯藏用水중 放射線源에 기인된 것임을 알 수가 있다.

또한, 어느 조건하에서도 저장조 수면 및 수면위 3 ft 높이에서의 방사선량은 검토기준치 2.5 mR/hr 보다 훨씬 낮은 값을 보여주고 있다.

貯藏槽 수위가 정상 및 사고수면인 경우에 있어서 저장된 使用後 核燃料集合體내 放射線源에 의한 방사선량은 현저한 차이를 보여주고 있으나, 貯藏用水중 放射線源에 의한 방사선량은 동일한 값으로 나타났다.

이러한 이유는 貯藏用水중 방사성핵종의 농도가 일정할 경우 저장용수 중 하단부에 있는 放射線源의 감마선 에너지가 貯藏槽 수면까지 진행하는 동안 감쇄되어 貯藏槽 수위에서의 선량에 거의 영향을 주지 못한다는 것을 알 수가 있다<sup>11)</sup>.

## 結 論

長週期 核燃料 運轉技法으로 발생된 사용후 장주기 핵연료가 既存 使用後 核燃料 貯藏施設에 저장되었을 경우 저장용수중 방사성핵종과 저장된 사용후 핵연료 집합체내 감마선원 강도를 線源項으로 하여 수면 및 수면위 3 ft 높이에 방사선량을 계산하였다.

계산결과 貯藏槽 정상 및 사고수면시에 있어서의 방사선량은 저장된 사용후 핵연료집합체에 의한 선량만이 현저한 차이를 보여주고 있으나, 전체의 방사선량은 수면에서 0.73 mR/hr, 수면위 3ft 높이에서 0.43 mR/hr 로 검토기준치 2.5 mR/hr 를 만족시켜 주고 있다. 따라서, 既存 使用後 核燃料 貯藏槽에 사용후 장주기 핵연료를 저장하였을 경우 방사선안전 계통에서의 문제점은 발생되지 않는다고 판단된다.

## 參 考 文 獻

- 1) M.J. Bell, The ORNL Isotope Generation and Depletion Code, ORNL-4628(1972).
- 2) 한국전력주식회사, 원자력 2호기 최종안전성 분석 보고서
- 3) ANSI N 210, Design Objectives for Light Water Reactor Spent Fuel Storage Facilities at Nuclear Stations(1976).
- 4) NRC, Docket No. 50-344(1984).
- 5) Westinghouse E.C., Nuclear Steam Supply System Sources-Primary System Sources at Shutdown(1978).
- 6) W.W. Engle, Jr., K-1693, A Users Manual for ANISN(1967).
- 7) W.R. Nelson and T.M. Jenkins, Computer Techniques in Radiation Transport and Dosimetry, Plenum Press(1980).
- 8) P.L. Roggenkamp and J.P. Church, Shielding Calculations for an LWR Fuel Storage Facility, DPST-AFCT-79-133(1979).
- 9) C.E. Willingham, Radiation Dose Rates from Commercial PWR and BWR Spent Fuel Elements(1981).
- 10) A.G. Croff, O.W. Hermann and C.W. Alexander, Calculated Two Dimensional Dose Rates from a PWR Fuel Assembly, ORNL/TM-6754(1979).
- 11) M.M. Schaeffer, Radiation Shielding for Nuclear Engineers, U.S. Atomic Energy Commission Office of Information Services, TID-25951(1973).

## **Radiation Shielding Analysis on The Spent Fuel Storage Facility for the Extended Fuel Cycle**

**Tae-Young Lee, Chung-Woo Ha**

*Korea Advanced Energy Research Institute*

**Chong-Chul Yook**

*Department of Nuclear Engineering, Han Yang University*

### **= Abstract =**

Estimated dose rates in spent fuel pool storage with the extended fuel cycle core management were reviewed and compared with design limit after calculation with the aid of DLC-23/CASK(22 n, 18 g) nuclear data and ANISN code.

Radioactivity and gamma spectrum within spent fuel assemblies were calculated with ORIGEN code by extended fuel cycle model. In the calculation of dose rate, the fuel pool geometry was assumed to be infinite slab. Also, composition materials and radiation source within assemblies which are being stored in pool storage were assumed to be uniformly distributed throughout all the assemblies.

As a result of calculation of dose rate from stored assemblies and waterborne radionuclides in pool water, the calculated dose rates appear to be lower than design basis limit under normal condition as well as abnormal condition.