

既使用 核燃料貯藏時 核臨界 安全性 決定*

陸 鍾 激**

漢陽大學校 工科大学 原子力工學科

(1979年 7月 7日 接受)

要 約

中性子 輸送理論을 써서 既使用 核燃料 貯藏槽에 있는 한 個의 PWR用 核燃料集合體에 對한 有效增倍係數(k_{eff})를 算出 하였다. 이때 中性子 輸送方程式을 S_n -近似法 이라고 부르는 角分割法(Discrete ordinates method)으로 풀어서 有效增倍係數를 구했으며 이것이 核臨界 安全性 決定이 된다.

本 研究에서는 角과 에너지를 各各 4區間과 16郡으로 分割하고 空間區間은 27區間으로 나누되 相異한 物質의 境界面近處에서 細分하였다.

이와같은 方法으로 구한 有效增倍係數는 0.6145였는데 이는 他研究者가 計算한 半無限配列 核燃料集合體에 대한 有效增倍係數에 比하여 상당히 낮은 값이었다.

1. 序 論

既使用 核燃料은 철저한 核臨界 安全制禦條件下에서 貯藏되지 않으면 안된다. 이것은 些少한 실수로 因하여 생긴 事故가 莫大한 財産과 귀중한 人命에 被害를 招수 있기 때문이다.^{1,2)}

近年에 우리나라에서 採擇된 核燃料 再處理의 不許措置는 原子力發電所 既使用 核燃料의 長期貯藏을 要求하고 있다. 이에 대한 暫定的인 解決策의 하나로서 既存施設을 크게 變更하지 않으면서 그 貯藏容量을 擴張, 換言하면 核燃料 集合體間의 距離를 縮小調整하는 概念을 많은 研究者들은 提案함과 同時에 여러가지 核的安全性 檢討結果를 報告하고 있다. 趙等³⁾은 LEOPARD-CITATION 計算組織을 利用하여 古里原子力發電所 1號機 既使用 核燃料貯藏槽內 cell中心間의 間격을 變化시키면서 有效增倍係數(여기서는 K_{eff} 도 同一한 意味로 사용될 것이다)를 算出하였으며 그 間격을

36cm로 하였을때의 有效增倍係數는 貯藏施設에 대한 限界值 0.95보다 낮음을 밝히고 있다. Olszewsk 및 Clark⁴⁾는 KENO-II 및 KENO-IV Monte Carlo 電算 코드를 利用하여 核燃料集合體間의 間격(cell 中心間의 間격과 同意로 사용될 것이다)을 조정하면서 有效增倍係數의 變化를 計算하고 核臨界制禦觀點에서 安全한 間격은 33.08cm임을 報告하고 있다.

本 研究는 古里原子力發電所 1號機의 既使用 核燃料 貯藏施設에 대한 核臨界觀點에서의 安全性決定을 中性子 輸送理論을 써서 分析·檢討해 보려는데 그 目的을 두었다. 여기서는 PWR 核燃料集合體 한個에 대한 有效增倍係數를 一次元 S_n 近似法⁵⁾으로 中性子 輸送方程式을 풀어 算出하였는데 本 計算에 使用한 電算코드는 Lathrop⁶⁾가 개발한 DTF-IV였다.

2. 方 法

既使用 核燃料의 安全貯藏을위한 기준으로 代身코져 한개의 燃燒되지 않은 核燃料集合體가 Corner Angle (Fig.1 參照)을 支持臺로 하여 물속에 잠겨 있을때의 K_{eff} 값을 算出하였다. 이는 計算을 簡單하게 하려는 目的도 있지만 燃燒되지 않은 核燃料에 대한 K_{eff} 값은

*本研究는 産學協同財團 學術研究助成費로 이루어진 것이다.

**대한방사선 방어학회 회장, 미국보건의물리학회고문, 국제방사선 방어학회 극동지역 대표이사.

既使用 核燃料 貯藏을 위해서는 보다 安全한 쪽으로 作用한다는 것에 근거를 둔 것이다. 古里原子力發電所 1號機에 대한 FSAR⁷⁾에 의하면 核燃料의 濃縮度는 2.1~3.2w/o로 알려져 있지만 여기에서는 趙等⁸⁾의 結果와 比較를 위해 3.5w/o라 假定하였다. 또 計算上의 便宜때문에 Wigner-Seitz方法⁹⁾을 이용하여 正方形 核燃料集合體는 이와 同等한 부피를 갖는 圓柱形(Fig. 2 參照)으로 近似化시켰다. 그리고 核燃料集合體內에 있는 制御棒管(Control Guide Thimble) 및 機器誘導管(Instrument Guide Thimble)은 그 內部가 물로 채워진 것으로 간주하고 減速材領域으로 包含시켜 均質化되어 있다고 하였으며 核燃料集合體는 Corner Angle 支持臺와 接觸된 상태로 저장된다고 假定하였다.

Cell中心間의 間격이 36cm이고 물의 溫度가 常溫인 20°C에 대해서만 고려하여 K_{eff} 를 算出하고 물의 溫度 및 Corner Angle의 두께에 따른 K_{eff} 의 變化를 計算하지는 않았다.

本 研究에서는 中性子에너지區間을 16群(熱中性子區

間을 單一群으로 취급)으로 나누고 16群定數(Sixteen Group Constant)들은 大部分 Hansen-Roach⁹⁾와 Handley-Hopper¹⁰⁾의 資料로 부터 拔萃되었다. 주석(Tin)에 대한 定數는 알려져 있지 않아 철(Iron)에 대한 것으로 代身하였다. 角區間은 4分한 소위 S_4 近似法¹¹⁾을 이용하였으며 半徑方向의 공간구간은 $\Delta r < |2\mu|/\sigma$ 法則¹²⁾을 적용하여 分割하되 서로 다른 物質의 境界面近處에서 細分하였다. 여기서 Δr , μ 및 σ 는 各各 空間구간, 角分割區間 및 巨視的 核反應斷面積을 意味한다 考慮된 系(system)內에서 核物質과 中性子와의 散亂을 等方으로 假定하였다. 그리고 本 研究에서 考慮한 系內 核物質의 原子密度(Atomic Number Densities)는 Table 1과 같다. 核燃料피복판 zircaloy-4의 原子密度는 Rage¹³⁾의 報告書를 근거로 하여 算出하였으며 不銹鋼-304(SS-304)에 대한 경우는 ASTM¹⁴⁾의 資料를 이용하여 구했다.

3. 結果 및 考察

Fig.2와 같이 한개의 核燃料集合體만을 물속에 貯藏한다고 하였을때의 K_{eff} 값은 0.6145였다(Table 2 參

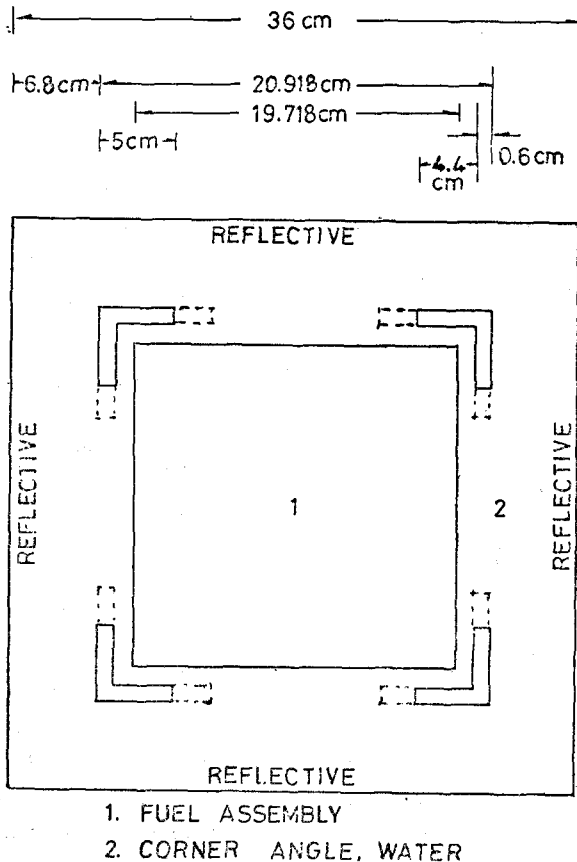
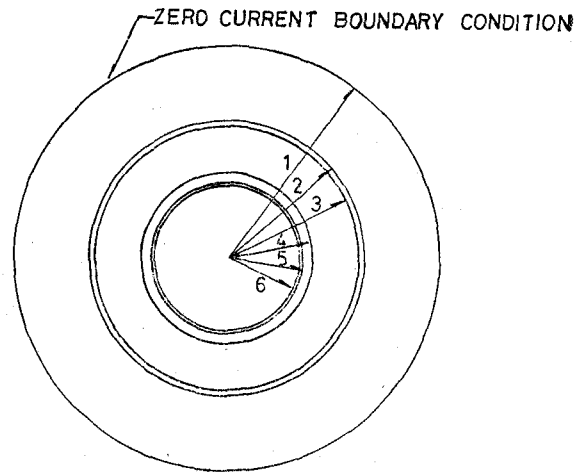


Fig. 1. Rectangular cell with Corner Angle Supporter



ARROW No.	RADIUS, cm	MATERIAL
1	18.00	WATER
2	11.45	SS-304
3	11.13	MODERATOR
4	7.17	CLADDING MATERIAL
5	6.34	AIR
6	6.22	FUEL

Fig.2. Equivalent cell

照). 比較를 위해 趙等 및 張¹⁵⁾의 計算結果를 함께 수록하였다. Table 2에서 알 수 있는 바와 같이 本著者들의 計算値는 다른 著者들의 그것보다도 훨씬 낮으며 한개의 核燃料集合體에 대한 張의 計算値 0.8570 보다 낮은 것처럼 보인다. 그러나 張이 한개의 核燃料集合體중에 있는 17개의 制御棒管 및 機器誘導管을 全部 核燃料棒으로 간주하고 Corner Angle支持臺를 무시하고 無限反射條件下에서 K_{eff} 값을 算出하였음을 考慮한다면 一次元 Sn近似法에 의한 計算値는 Monte Carlo 方法¹⁵⁾을 이용한 結果値와의 사이에 큰 差異가 있을 것 같지는 않다. 왜냐하면 張이 採擇한 條件에 따르면 有效增殖係數는 增加할 수 기 때문이다. 그러나 半無限配列 核燃料集合體에 대해서 一次元 Sn近似法은 Monte Carlo 方法이나 2群·2次元 擴散理論⁹⁾에 비하여 낮은

Table 1. Atomic Number Densities of Materials under Investigation

Material	Element	Abundance (%)	Atomic Number densities (Atom/b-cm)
UO ₂ $\rho=10.442$ g/cm ³	²³⁵ U		8.140E-4
	²³⁸ U		2.244E-2
	O ₂		4.652E-2
Air $\rho=1.228$ g/l	N ₂	78.084	3.982E-5
	O ₂	20.946	1.068E-5
Cladding Material $\rho=6.520$ g/cm ³	Sn	1.70	7.292E-4
	Fe	0.24	1.029E-4
	Cr	0.13	5.576E-5
	Zr	97.93	4.201E-2
Moderator $\rho=1.081$ g/cm ³	H ₂		5.236E-2
	O		2.618E-2
	Sn		6.611E-6
	Fe		9.333E-7
	Cr		5.005E-7
	Zr		3.808E-4
Water $\rho=1.000$ g/cm ³	H ₂		6.688E-2
	O		3.344E-2
Type-304 stainless steel $\rho=7.900$ g/cm ³	C	0.080	7.044E-5
	Cr	20.000	1.761E-2
	Mn	2.000	1.761E-3
	Fe	66.345	5.842E-2
	Ni	10.500	9.245E-3
	Si	1.000	8.805E-4
	P	0.045	3.962E-5
	S	0.030	2.641E-5

E-2 should be read by 10⁻².

Table 2. Computed K_{eff} Value for 36.0cm of Spacing between Fuel Assemblies

Present work	Cho	Chang*
0.6145 ^b	0.8768	0.9250 ^a
		0.8570 ^b

*From the Reference of 15.

^aFor infinite array of fuel assemblies.

^bFor a single assembly.

K_{eff} 값을 줌을 Table 2에서 알 수 있다.

한편 考慮된 cell(혹은 系)內 몇개 領域別 中性子 스펙트럼은 Fig.3과 같다. 實線, 點線 및 鎖線은 各各 核燃料, 減速材 및 cell의 表面에서의 中性子 스펙트럼을 表示한다. 3個領域 共히 Lethargy 2.407~1.965 (0.9~1.4MeV相當)區間에서 약간의 스펙트럼 變化(dip)가 있음을 알 수 있는데 이것은 0.4~1MeV에너지 구간에서 共鳴吸收帶를 갖고 있는 炭素의 影響¹⁶⁾으로 믿어진다. 그리고 減速中性子の 影響은 低位에너지 구간에서 현저함을 알 수 있다. 이것은 低位에너지구간, 特히 熱中性子 에너지구간의 스펙트럼을 單一區間으로 取扱하여 K_{eff} 를 구하면 많은 誤差를 줄 수 있는 것을 意味한다.

結局 速中性子系에 주로 이용되는 一次元 Sn近似法은 半無限配列로 既使用 核燃料를 貯藏하는 施設의 核

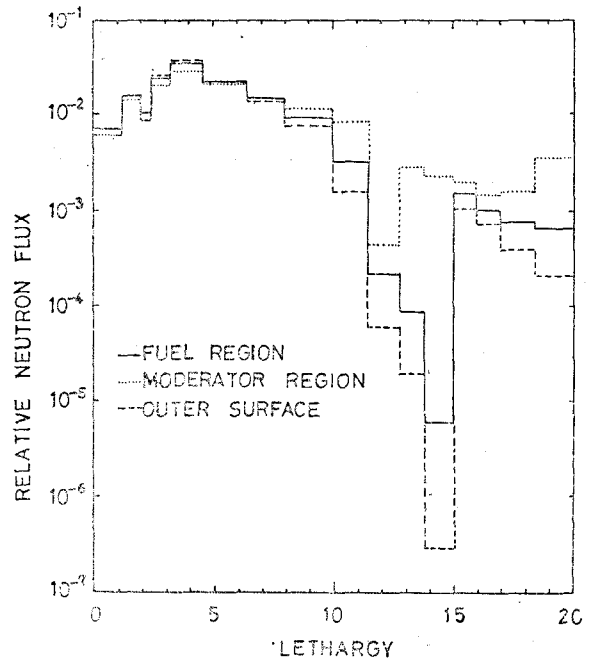


Fig. 3. Neutron energy spectra in cell

臨界安全性 決定에는 적합치 않다는 結論을 얻었다.

但 本 研究에서는 cell中心間의 거리를 36cm, neighboring 수의 온도 20°C, 핵연료 농축도 3.5w/o로 한때의 K_{eff} 값을 求했으나 cell 中心間의 간격을 좁히면 K_{eff} 는 약간 증가하고 넓히면 K_{eff} 값은 약간 減少 할 것이다. 냉각제 온도를 20°C 以上으로 上昇시키면 K_{eff} 는 增加 하게 되고 핵연료의 농축도를 3.5w/o 以上으로 하면 K_{eff} 는 따라서 反對로 減少 할 것이다.

또한 corner angle(그림 I)의 材料와 그 두께를 변화 시켜도 K_{eff} 는 變하며 두께를 0.2cm에서 0.6cm로 점차 增加시키면 K_{eff} 는 反對로 減少함이 밝혀졌다.³⁾ 이 corner angle을 그림 I의 點線과 같이 길게 한다면 K_{eff} 의 값은 변할 것으로 보며 앞으로 연구해 볼 여지를 남긴 것이다.

4. 參考 文獻

- 1) Y-12 Accident Report, Y-1234(1958).
- 2) W.R. Stratton, LA-3611(1967).
- 3) 조만, 유전중 및 이중태, 임계도 해석(고리원자력 발전소 제 1호기 기사용 핵연료 저장용량 확장용역 최종보고서), pp.3-1~3.31, 한국원자력기술주식회사(1978).
- 4) J.S. Olszewski and R.H. Clark, Trans. Am. Nucl. Soc. 26, 258 (1977).
- 5) B.G. Carlson, "Numerical Solution of Neutron Transport Problems, in Nuclear Reactor Theory," Vol.XI, Am. Math. Soc., Proc. Symp. in Appl. Math. (1961).
- 6) K.D. Lathrop, LA-3373 (1965).
- 7) FSAR, "Final safety Analysis Report," Kori Nuclear Power Plant Unit No.1, KECO(1977).
- 8) 이창진, 김삼곤, 김진수, 문갑석, 이지복, 전병진, 김창효, 이은철 및 박근철, "핵설계 변경에 따른 원자력 발전소의 경제성 및 안전성 분석," 한국원자력기술주식회사(1978).
- 9) G.E. Hansen and W.H. Roach, LAMS-2543 (1961).
- 10) G.R. Handley and C.M. Hopper, Y-1948(1974).

- 11) C.R. Richey, Nucl. Sci. Eng. 31, 32 (1968).
- 12) G.I. Bell and S. Glasstone, "Nuclear Reactor Theory," p.224, Van Nostrand Reinhold Co., New York (1970).
- 13) R.D. Rage, AECL-5609 (1976).
- 14) ASTM, Annual Book of ASTM, Annual Book of ASTM standards, Part 5, p.595, American Society for Testing and Materials, Philadelphia (1975).
- 15) M.H. Chang, Private communication.
- 16) E.F. Plechaty, D.E. Cullen, R.J. Howerton, and J.R. Kimlinger, UCRL-50400 (Vol.16) (1975).

—Abstract—

Criticality Safety Determination of Spent Fuel Storage Vault

Chong Chul Yook

Dept. of Nuclear Engineering, Hanyang University Seoul, Korea

Effective multiplication factor has been calculated for one PWR fresh fuel assembly immersed in a spent fuel storage vault on the basis of the neutron transport theory. A numerical calculation has been carried out by means of Sn approximation. The method employed in this study is that the energy domain is broken into 16 groups, the angular variable is divided into four discrete direction, i.e., S_4 , and the spatial variable which is divided into fine meshes at the interface between different materials is discretized into 27 mesh points. The calculated K_{eff} value of 0.6145 seems to be far small in comparison with the value obtained by other author for an infinite array of fuel assemblies.