

# 核燃料 輸送容器에 對한 核臨界分析

韓國에너지研究所

閔德基 · 魯聖基 · 郭殷鎬

## 要 約

KSC-1 核燃料 輸送容器에 對한 核臨界分析을 KENO-IV 몬테칼로 電算코드와 AMPX 電算코드系로 부터 生産한 CSLIB 19 19-에너지群 斷面積 資料를 써서 遂行하였다. 이때 美國 B&W 社 CX-10 核臨界裝置를 대상으로 하여 KENO-IV 및 CSLIB 19斷面積 시스템에 대한 檢證計算을 遂行한 後, 이 시스템의 타당성을 먼저 確認하였다.

核臨界分析 結果, 1個의 加壓輕水爐 使用後 核燃料集合體를 운반할 수 있는 核燃料輸送容器는 正常的인 輸送條件뿐만 아니라 假想的인 輸送事故條件下에서도 核臨界에 關한 限 安全한 것 같았다.

## 序 論

使用後 核燃料輸送용 容器는 가장 反應度(有效增倍係數值 또는 核臨界度)가 높은 核燃料에 대하여 輸送容器에 核燃料의 삽입 또는 하역하는 작업을 포함한 정상적인 수송조건뿐만 아니라 가상의 수송사고조건 하에서도 항상 未臨界狀態를 유지하여야 한다. 또 수송용기 製作者는 수송용기가 항상 미임계상태라는 것을 실험적으로나 이론적으로 입증해야 한다.

원칙적으로 사용후 핵연료 수송용기의 미임계상태를 실험적으로 입증하는 것이 이상적이지만 경제적인 이유로 이 方法을 택하기는 쉽지않다. 따라서 대부분의 경우, 이론적인 方法을 채택하는 것이 보통이다<sup>1,2)</sup>.

本 研究는 屏蔽構造物로 1個의 加壓輕水爐(PWR) 使用後核燃料集合體를 수송하는데 쓰일 것으로 예상하고 있는 KSC-1 수송용기의 핵임계도—정상적인 수송 조건 및 가상의 수송사고조건에서의 핵임계도—를 몬테칼로方法으로 계산하여 핵임계관점에서 安全性를 확인하려는데 그 목적이 있었다.

計算에 쓰인 몬테칼로方法의 전산코드는 KENO-IV<sup>3)</sup> 였으며 에너지群 단면적자료는 AMPX<sup>4)</sup>전산코드系로 생산한 CSLIB 19였다. 이때 미국 B&W 社 CX-10핵임계장치를 대상으로 하여 생산된 CSLIB 19의 검증계산을 먼저 수행하고 그 타당성을 확인하였다.

## 計算 方法

### 가. 에너지群 斷面積資料 生産

그림 1은 CSLIB 19 19-에너지群 斷面積資料를 生産하는데 쓰인 AMPX 전산코드系를 나타낸다. 218-에너지群 CSRL-IV<sup>5)</sup>의 主斷面積資料는 ENDF/B-IV<sup>6)</sup>의 點資料로부터 AMPX<sup>4)</sup>전산코드系의 XLACX 코드를 써서 만든 核臨界度 計算用 斷面積資料로 65個의 核種에

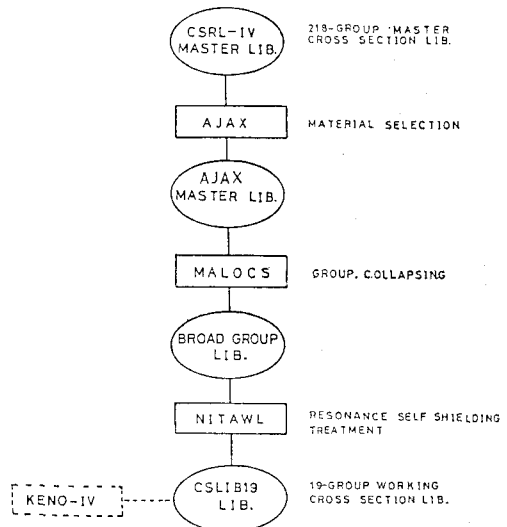


Fig. 1. Flow Chart for Generating CSLIB 19 19-Group Working Cross Section Library.

Table 1. Comparison between Calculated and Measured  $K_{eff}$  Values

Benchmark Core	Spacking between Arrays, cm	Number of $B_4C$ Pins	Boron Conc. ppm	$K_{eff}$	
				Calculation (Present Work)	Experiment (Ref. 8)
1	—	0	0	1.0388±0.0080	1.0002±0.0005
2	0	0	1037	1.0249±0.0056	1.0001±0.0005
3	1.636	0	764	1.0218±0.0054	1.0000±0.0006
4	1.636	84	0	1.0147±0.0056	0.9999±0.0006
5	3.272	64	0	1.0179±0.0066	1.0000±0.0007
6	3.272	64	0	1.0247±0.0057	1.0097±0.0012
7	4.907	34	0	1.0103±0.0074	0.9998±0.0009
8	4.907	34	0	1.0239±0.0052	1.0083±0.0012
9	6.545	0	0	1.0223±0.0066	1.0030±0.0009

대하여 140개의 中速中性子 領域群과 78개의 熱中性子 領域群으로 되어있다.

이 CRNL-IV 主斷面積資料로부터 AJAX 코드를 써서 KSC-1수송용기의 핵임계분석에 필요한 핵종만을 선택하여 AJAX 主斷面積資料를 구성하였다. 218-에너지群 斷面積資料인 AJAX 主斷面積資料로는 核臨界分析을 수행하기가 어렵기 때문에 MALOCS 코드를 이용하여 19-에너지群<sup>7)</sup> 斷面積資料를 生産하였다. 다음 노르드하임(Nordheim) 積分用 NITAWL을 써서 공명자기차폐효과를 產出하고 核燃料棒 相互間의 간섭효과를 보정하기 위한 단코프(Dancoff)因자를 計算하였다.

나. 檢證計算

AMPX 電算코드系로 生産한 CSLIB 19 19-에너지群 斷面積資料와 KENO-IV 電算코드를 쓴 計算方法에 대한 적합성을 검증하기 위해 미국 B&W社 CX-10核臨界裝置<sup>8)</sup>-9個 爐心模型-를 대상으로 하여 核臨界分析을 遂行하고 Hoovler 等<sup>9)</sup>의 실험결과와 比較하였다.

表 1에는 KENO-IV를 써서 計算한 核臨界度 또는 有效增殖係數值( $K_{eff}$ )를 各 爐心の 特性과 함께 提示하였으며 比較를 위하여 Hoovler 等<sup>9)</sup>의 實驗值도 함께 收錄하였다. Table 1에서 알 수 있는바와 같이 Hoovler 等의 實驗值에 대하여 本 著者들의 計算値는 최소 1.03%(爐心 7), 최대 3.88%(爐心 1) 및 平均 2.20% 程度 過大 評價하고 있다. 이것은 本 研究에서 고려한 電算시스템이 核臨界安全에 관한 限 보수적인 結果를 準다는 것을 뜻한다.

다. 核臨界度 計算

KSC-1 艸遮蔽 輸送容器에 대한 核臨界分析은 CSLIB 19 19-에너지群 斷面積資料와 KENO-IV 電算코드를 써서 遂行하였다. 이때 核臨界度의 보수적인 측면과 計算經濟를 고려하여 다음과 같은 假定을 하였다.

— 使用後核燃料集合體는 制御棒이나 燃燒性 毒性物質이 포함되지 않은 17×17배열의 原子力 5,6號機 燃燒前 核燃料과 같다. 여기서 原子力 5,6號機 核燃料 集合體로 假定한 것은 現實의 으로 우리나라에서 輸送이 예상되는 核燃料集合體中 가장 反應度가 높기 때문이다.

— 核燃料의 濃縮度는 3.5 w/o(<sup>235</sup>U)이다.

— 輸送容器的 内部용기(fuel basket)를 무시한다.

— 中性子 遮蔽體인 에치렌글리콜(ethylene glycol)을 물로 간주한다.

正常的인 輸送條件과 假想的인 輸送事故條件으로 나누어 KSC-1 輸送容器的 核臨界度를 計算하였다. 假想的인 수송사고조건으로는 수송차량의 건부사고로 인하여 수송용기의 증성자 차폐체가 유실됨과 동시에 침수되는 경우를 가정한 것이었다. 그림 2는 수송용기의 입면도를 나타내고 그림 3 및 그림 4는 計算에서 고려한 이의 幾何學的 모형을 나타낸다. 그림 3의 核燃料集合體中 ×表는 水空을 表示하는데 이 水空에는 制御棒이나 測定計器가 挿入된다. 그런데 그림 4의 길이, 4.60m가 그림 2에서의 실제길이, 5.23m보다 짧다. 이는 核燃料가 들어있는 민감영역의 높이로 부터 47.5cm 이상의 領域은 核臨界度에 거의 影響을 미치지 않을뿐만 아니라 計算經濟上의 이점때문에 이렇게 잡았다. 表

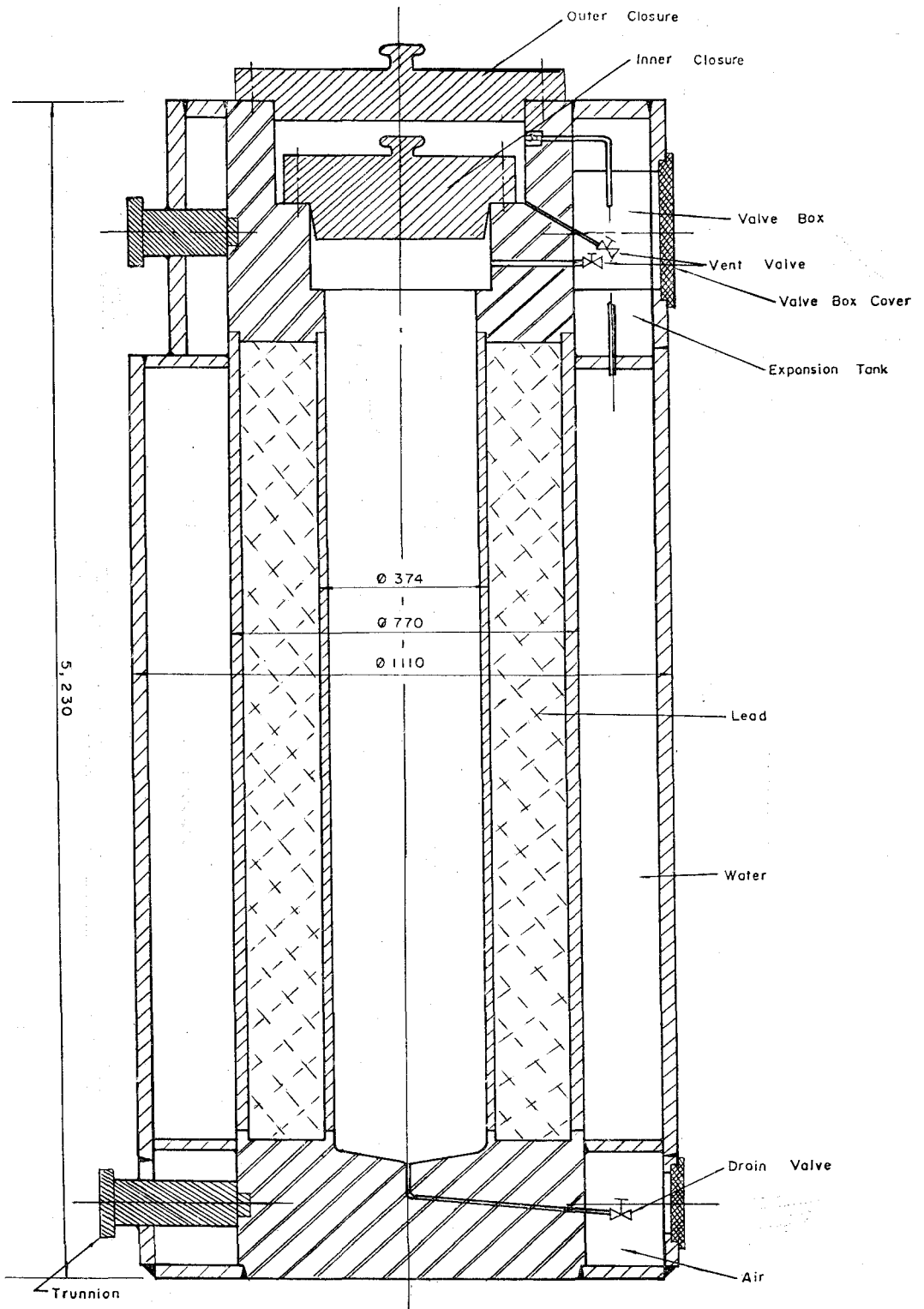


Fig. 2. KSC-1 Spent Fuel Shipping Cask.

Table 2. Atom Number Density

Nuclide	Atom Number Density, atoms/barn-cm				
	UO <sub>2</sub>	Zircaloy-4	Water	SS-304	Lead
235U	8.22061 E-4	—	—	—	—
238U	2.24135 E-2	—	—	—	—
0	4.64712 E-2	—	3.34009 E-2	—	—
Zr(Nat.)	—	4.24720 E-2	—	—	—
Cr	—	7.58860 E-5	—	1.64710 E-2	—
Fe	—	1.48370 E-5	—	6.03600 E-2	—
Sn	—	4.98660 E-4	—	—	—
H	—	—	6.68018 E-2	—	—
C	—	—	—	3.16910 E-4	—
Mn	—	—	—	1.73210 E-3	—
Ni	—	—	—	6.48340 E-3	—
Si	—	—	—	1.69400 E-3	—
Pb	—	—	—	—	3.29600 E-2

Note: E-4 should be read as  $\times 10^{-4}$ .

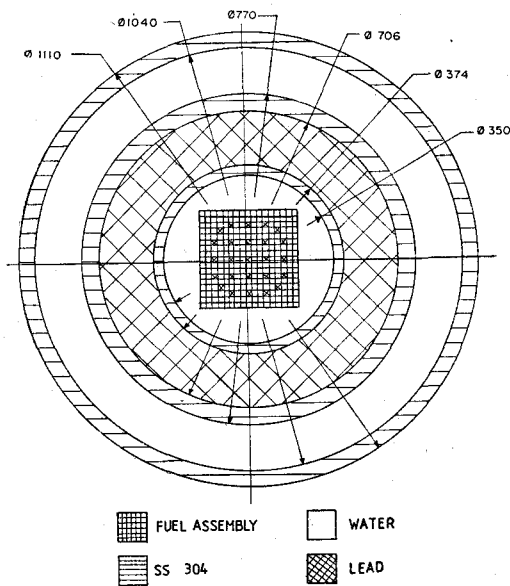


Fig. 3. Geometrical Model of KSC-1 Shipping Cask for KENO-IV Calculation (Sectional View).

2에는 각 구성물질에 대한 原子數密度를 실었으며 表 3에는 本 計算에서 고려한 核燃料의 特性을 提示하였다.

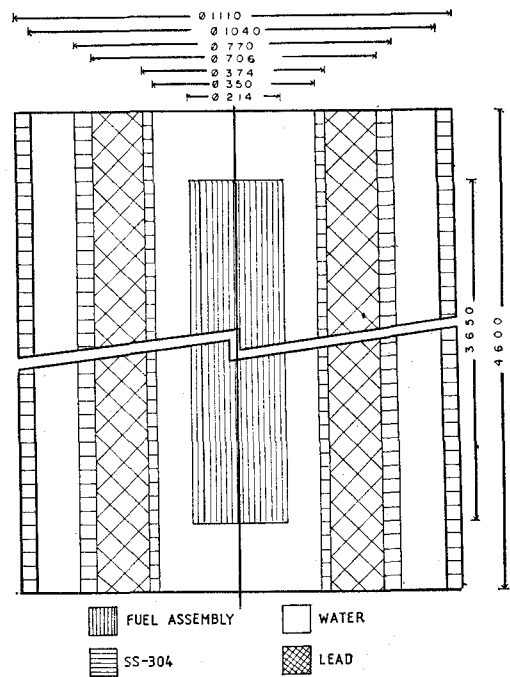


Fig. 4. Geometrical Model of KSC-1 Shipping Cask for KENO-IV Calculation (Side View).

前述한바와 같이 中性子에너지 스펙트럼을 19個群으로 나누고 KENO-IV電算코드를 써서 核臨界度를 計算하였다. 이때 批次(batch)當 中性子數를 300으로 하고

Table 3. Parameters of the KNU #5 & #6 Fuel Assembly Used in the Criticality Calculation

1. Fuel Pellet OD, cm	0.82
2. Fuel Rod OD, cm	0.95
3. Fuel Rod Pitch, cm	1.26
4. Clad Thickness, mm	0.57
5. Clad Material	Zircaloy-4
6. Active Fuel Height, cm	365
7. Pellet Density, % TD	95
8. Fuel Enrichment, w/o	3.5
9. Number of Rods per Assembly	264

벡지數를 50으로 하여 中性子の 全履歷을 15,000으로 잡았다. 그리고 初期線源은 平坦(flat)한 分布를 하고 있는 것으로 보았으며 95%의 信賴度를 갖는 核臨界度를 算出하였다. 計算에 所要된 時間은 大개 1,500~2,000초였다.

本 計算에서는 정상적인 수송조건과 가상적인 수송 사고조건의 두가지 경우를 다루었다. 이때 정상적인 수송조건에서는 단일 수송용기와 무한배열의 수송용기를 고려하였으며 단일 수송용기의 경우에는 水空(그림 3參照)에 核燃料棒이 있을때와 없을때를 따로 취급하였다. 한편 가상적인 수송사고조건에서는 단일 수송용기를 수송하던 차량이 전복하여 수송용기의 중성자 차폐체가 유실됨과 同時에 침수되는 경우와 파손 수송용기의 무한배열형태를 다루었다. 무한배열의 경우에는 용기안에 공기가 있을때와 물이 채워져 있을때를 나누어 취급하였다.

### 結果 및 檢討

表 4에는 정상적인 수송조건하에서의 有效增倍係數值(또는 核臨界度)를 提示하였는데 이 값들은 95%의 신뢰도를 갖는 최대값이다.

水空에 核燃料가 없을때의 有效增倍係數值 0.91198은 核燃料가 있을때의 값 0.90638보다 0.6%정도 높은 것같다. 이것은 물에 의한 中性子の 減速효과로 보인다. 또 무한배열인 경우, 그 값은 0.91564로 단일 수송용기인 경우보다 약 0.4%높은 것에 不過하다. 이것은 단일 수송용기를 孤立系로 간주할 수도 있다는 것을 뜻한다. Table 4에서 알 수 있는바와 같이 有效增倍係數值가 단일 수송용기나 무한배열의 수송용기에 대해서 모두 1.0이하로 KSL-1은 核臨界에 관한 한 안전한

Table 4. Results of Criticality Calculations for KSC-1 Shipping Cask Under Normal Transport Conditions (Undamaged Shipping Casks)

	$K_{eff} + 2\sigma$
1. Undamaged Single Cask	
· With Water Hole	0.89734 + 0.01464 (0.91198)
· Without Water Hole	0.89352 + 0.01286 (0.90638)
2. Infinite Array of Undamaged Casks	0.90280 + 0.01284 (0.91564)

Table 5. Results of Criticality Calculations for KSC-1 Shipping Cask Under Hypothetical Accident Conditions (Damaged Shipping Casks)

	$K_{eff} + 2\sigma$
1. Damaged Single Cask	0.88474 + 0.01610 (0.90084)
2. Infinite Array of Damaged Casks	
— Air Between Casks	0.88910 + 0.01740 (0.90650)
— Water Between Casks	0.89439 + 0.01340 (0.90779)

것으로 믿어진다.

가상적인 수송사고조건하에서 算出된 有效增倍係數值는 表 5와 같다. 무한배열의 파손된 수송용기가 수침되는 사고에서 95% 신뢰도를 갖는 최대유효증배계수치는 0.90779로 정상적인 무한배열 수송조건에서의 값 0.91564(Table 4 參照)보다 0.86%적은것 같다. 이것은 수송용기의 파손으로 중성자 감속체인 물이 유실되면 이에 의한 中性子 減速效果의 감소로 有效增倍係數值가 감소한 것으로 믿어진다. 일반적으로  $^{235}\text{U}$ 의 농축도가 5 w/o이하인 이산화우라늄 核燃料인 경우, 減速材가 없으면 核臨界 상태에 이를 수 없는 것으로 알려져 있다<sup>9,10)</sup>.

表 5에서 알 수 있는바와 같이 무한배열의 수송용기안에 공기가 있을때의 유효증배계수치와 물이 있을때의 값사이에 차이가 거의 없다. 이는 앞에서도 기술한바와 같이 KSC-1 수송용기를 核臨界의 관점에서 孤立系로 볼 수 있다는 것을 암시한다.

**結 論**

加壓輕水爐 使用後 核燃料集合體 1個를 輸送할 수 있는 容器에 對한 核臨界分析 結果, 正常的인 수송조건 및 가상적인 수송사고조건하에서도 95%의 신뢰도를 갖는 最大有效增倍係數値는 각각 0.91564 및 0.90779로 核臨界安全 上限値 1.0보다 적었다. 따라서 KSC-1 수송용기는 核臨界에 관한 한 安全하다고 結論지을 수 있다.

**參 考 文 獻**

1) "Safety Analysis Report-NLI-1/2 Spent Fuel

Shipping Cask" NL Ind., Inc. (1975).  
 2) L.B. Shappert, ORNL-NSIC-68 (1970).  
 3) L.M. Petri and N.F. Cross, ORNL-4983 (1975).  
 4) N.M. Greene et al., ORNL-TM-3706 (1976).  
 5) W.E. Ford, III et al., ORNL/CSD/TM-4 (1976).  
 6) D. Garber et al., ENDF-102, BNL-NCS-50496 (1975).  
 7) U.C. Lee, "Test and Verification of CDC Criticality-Related Production Code" (1978).  
 8) G.S. Hoovler et al., Nucl. Technol. 51, 217 (1980).  
 9) H.C. Paxton, TID-7028 (1964).  
 10) "Safety Analysis Report-NLI-10/24 Spent Fuel Shipping Cask," NL Ind., Inc. (1975).

**Criticality Analyses of Spent Fuel Shipping Cask**

**Duck Kee Min, Seung Gy Ro, Eun Ho Kwack**

*Korea Advanced Energy Research Institute*

**= Abstract =**

Criticality analyses of the KSC-1(Korean Shipping Cask-1) spent fuel shipping cask have been performed with the help of KENO-IV Monte Carlo computer code and 19-group CSLIB 19 cross section set which was generated from AMPX modular system. The analyses followed a benchmark calculation which has been made with regard to the B & W CX-10 criticality facility in order to validate the Monte Carlo code and cross section set as described above.

The KSC-1 shipping cask seems to be safe in the criticality point of view for the transport of one PWR spent fuel assembly under the normal conditions as well as the hypothetical accident conditions.