

使用後核燃料 輸送容器的 開發

*Development of Spent
Fuel Shipping Cask*



郭 殷 鎬
(韓國에너지研·先任研究員)

1. 序 論

核燃料 輸送容器는 使用後核燃料를 보다 安全하게 保存하면서 放射性物質이 외부로 누설되지 않고 表面에서의 放射線이 人體에 영향을 주는 許容基準을 넘지 않으면서, 核燃料에서 발생하는 崩壞熱이 大氣로 잘 방출될 수 있도록 設計·製作된 特殊 運搬容器이다. 따라서 輸送容器는 正常的인 운반에서든, 운반도중 예기치 않았던 어떠한 事故에서든 放射性物質이 새어나오거나, 輸送容器的 破損으로 環境을 汚染시켜서는 안되도록 그의 健全성이 유지되어야 하고 또한 安全性 측면에서 이 健全성이 解析的으로나 實驗的으로 충분히 立證되어야함을 요구하고 있다.

그러므로 輸送容器는 放射性物質의 운반이 시작되면서 부터 그의 安全性측면에서 끊임없이 研究開發되어 왔고 특히 核週期를 形成하는 필수적과정으로 부각되어 核開發先進 여러나라에서는 研究開發에 많은 노력을 기울여 왔다.”

더욱이 오늘날 原子力發電所가 늘어남에 따라 輸送容器는 使用後核燃料의 移動과 高單位放射性物質의 運搬과 廢棄用에 이르기 까지 그 용도가 다양하게 活用되고 있는데 오히려 核燃料 輸送이란 측면보다는 使用後核燃料과 高單位放射性物質의 中·長期廢棄用으로서의 効用성이 더 제고되고 있다.”

한편 우리나라에서는 加壓輕水爐의 核燃料의 연소특성과 거동, 재료특성 및 原子爐의 運轉特性을 정확하게 파악하기 위해 使用後核燃料를 照射後試驗施設로 運搬할 수 있는 輸送容器가 필요하게 된다. 그러나 이들 核燃料集合體는 100萬Ci 以上の 高單位放射線을 방출할뿐만 아니라 核燃料 自体가 熱源으로 상당한 崩壞熱을 방출하고 있기 때문에 運搬에 많은 어려움이 따르게 된다.

그러므로 照射 또는 使用後核燃料를 운반하기 위해서는 特別한 輸送容器가 있어야 하고

이러한 容器는 原子爐를 設計하는 것과 같이 熱, 熱水力, 放射線遮蔽, 臨界, 材料 그리고 構造強度 등을 고려하여 設計하고 製作하여야 하며 모든 設計는 安全性에 입각하여 엄격한 法規와 設計基準에 따라 遂行되어 正常的인 運搬은 물론 假想 事故條件에 대해서도 그의 安全性이 充分히 입증되어야 한다.³⁾

본 연구소에서는 核燃料의 國産化를 촉진하기 위해 核燃料의 舉動을 조사·분석할 수 있는 照射後試驗施設(PIEF)이 설치되어 使用後核燃料을 運搬, 試驗하기 위한 使用後核燃料 輸送容器의 필요성이 강조됨에 따라 이를 自力開發하기로 하였다.

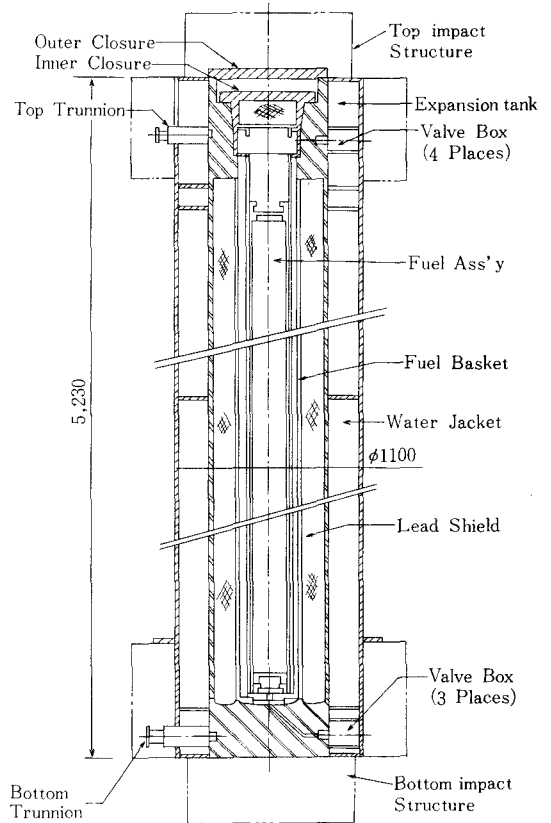
輸送容器는 加壓輕水爐의 使用後核燃料集合體 1개씩을 發電所에서 부터 PIEF까지 運搬할 수 있는 B(u)型으로 하고 美國의 10 CFR 71과 49 CFR 173法規와 ASME VIII Div.2 Pressure Vessel Code에 맞게 構造, 放射線遮蔽, 熱 및 熱水力, 臨界 設計를 正常 運搬條件과 假想 事故條件에 따라 그림1과 같은 구조를 갖는 輸送容器의 기본 및 詳細設計를 마쳤다.⁴⁾

本 輸送容器는 古里 5·6號機 PWR 核燃料集合體의 最大 燃焼度 450,000MWD/MTU와 冷却期間 360日을 設計基準으로 하였으며 이때 算出되는 崩壞熱은 7.21kW/hr, γ -선과 중성자의 強度는 각각 1.64×10^{16} MeV/sec와 8.09×10^8 n/sec이었다.

여기서 古里 5·6號機 核燃料를 設計基準으로 한 것은 1號機 核燃料보다 연소도가 높고 크기에 있어서도 더 크며 崩壞熱과 放射線源強度가 높기 때문에 設計上 가장 最惡의 條件을 선택하였고 나가서는 古里1號機의 核燃料 運搬時에도 폭넓게 活用할 수 있도록 하기 위해서이다.

正常 運搬條件은 輸送容器로서 갖추어야 할 一般事項과 包裝에 대한 標準事項을 포함한 放射線遮蔽, 臨界, 構造, 熱的 解析 등이며 假想

〈그림 1〉 KSC-1 Cask



事故條件은 火災, 衝突, 落下, 貫通, 浸水, 冷却材喪失事故 등을 말하며 이들에 대한 安全性을 그림2와 같은 절차에 따라 設計에서 立證하였다.

따라서 본 輸送容器는 冷却材를 輕水, 中性子 遮蔽는 50% Ethylene Glycole, 內板, 中板, 外板 및 核燃料 Basket은 SS-304, γ -線 遮蔽는 납으로하고 密封效果를 높이고, 核燃料의 Loading과 Unloading시 取扱을 용이하게 하기 위하여 뚜껑을 이중으로 하였으며 輸送容器의 상·하단에는 衝突에너지를 최대로 흡수하여 核燃料를 保護하기 위해 Balsa Wood를 부착시켰고 冷却材의 온도상승으로 인한 壓力事故를 방지하기 위해 安全밸브를 상단에 부착하였다. 이로써 設計된 輸送容器는 Tie-down 系統을 제외

하고 約27Ton의 重量을 갖게된다.

2. 遮蔽設計

核燃料 輸送容器的 設計에서 가장 중요한 것의 하나가 放射線遮蔽로 古里 5·6號機 核燃料集合體의 최대연소도가 45,000MWD/MTU 일 때 爐心으로부터 꺼내어 1年間 冷却하였을 때 발생하는 放射線源의 크기는 1.6×10^6 Ci로 나타났다.⁴⁾

核燃料集合體에서 放出되는 放射線은 주로 半徑방향으로 방출되며 垂直 상·하단은 核燃料와 Zircaloy構造材의 Self-Shielding 效果로 放射線의 방출이 적다고 보았다. 따라서 半徑방향 및 상·하단에서 正常運搬과 假想 事故條件에 대한 放射線量의 크기는 DOT 3.5 Code⁵⁾와 ANISN Code⁶⁾에 의해 表1과 2 같은 결과를 얻었다. 여기서 假想事故란 輸送容器에 火災가 發生하여 800℃의 高温에서 中性子 遮蔽材인 Ethylene Glycole과 冷却材인 輕水가 모두 喪失되었다는 條件이다. 表에서 볼 수 있는 바와같이 正常運搬時 表面線量이 14.05mrem/hr, 表面으로부터 2m거리에서 0.09mrem/hr로 이 값은 表面許容線量 200mrem/hr와 2m거리에서의 許容量 10mrem/hr에 훨씬 미달되는 값으로 충분히 10 CFR 71, 49 CFR 173에서의 設計條件을 만족시

〈表 1〉 The Shielding Analysis Result of 2-D DOT3.5 Code for Normal Transport Condition

Distance	Dose rate (mrem/hr)		
	Total	Gamma	Neutron
Radial cask surface	14.05	10.80	3.25
1 m from surface	3.78	3.05	0.73
2 m from surface	1.88	1.54	0.34
Axial inner closure surface	(10.0)*	1.19	0.19
1 m from closure surface	0.58	0.50	0.08
2 m from closure surface	0.09	0.04	0.05
	(10.0)*		

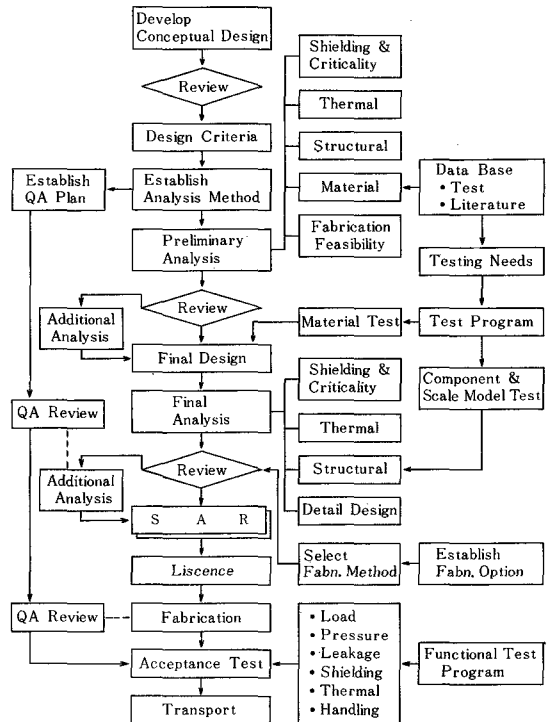
켜주고 있고, 假想 事故條件에서 表面으로부터 1m거리에서 183.44mrem/hr로 나타나 10 CFR 71의 許容線量 1,000mrem/hr을 초과하지 않음을 알 수 있다.

3. 構造設計

使用後核燃料은 正常的인 운반과정에서 破損이나 損傷이 일어나서는 안되며 또한 어떠한 事故狀態에서도 容器内部에 들어있는 放射性物質이 外部로 누출되거나 容器表面으로부터 1m거리에서 放射線量이 1,000mrem/hr을 초과하지 않는 容器的 構造와 構造強度를 갖어야 한다.⁹⁾

核燃料의 正常的인 運搬이 이루어질 때 輸送容器的 각 부위에 걸리는 應力은^{7,8)} 表3과 같이 나타났고 運搬中 本体나 道路 등에서 생길 수 있는 振動이 核燃料나 輸送容器 自體에 어떠한 영향을 미치는가를^{9,10)} 分析하여 表4의 결

〈그림 2〉 KSC-1 Cask Development Procedure



〈表 2〉 The Shielding Analysis Result of 1-D ANISN Code for Hypothetical Accident Condition

Radial Position	Dose rate(mrem/hr)			
	Total	Primary Gamma	Secondary Gamma	Neutron
Cask surface	183.44	24.85	1.05	157.54
1 m from surface	54.84	8.41	0.31	46.12
2 m from surface	30.99	4.89	0.18	25.92

* 10 CFR Part 71 Limiting Value

〈表 3〉 Pressure Vessel Design Results

Part		Stress	Calculated (psi)	Allowable (psi)	M. S.
(1)	Hoop stress		1,125.	27,800.	23.7
	Collapsing pressure		77.2	190.7	1.4
(2)	Hoop stress		1,866.7	11,667.	5.25
(3)	Max. stress		1,899.5	11,667.	5.1

Note : (1) Cask Cavity (Inner Shell)
 (2) Water Jacket (Outer Shell)
 (3) Closure Cavity (Outer Closure Plate)

과를 얻었다. 이로서 正常的 運搬에서는 核燃料 뿐만 아니라 輸送容器 自體의 健全성이 充分히 유지됨을 表에서 알 수 있다. 그리고 核燃料의 輸送中 輸送容器가 9m 높이에서 落下되거나 衝突 또는 어떤 突出物體와 충돌하여 輸送容器가 貫通되는 事故가 발생하였을 때에도 輸送容器의 健全성이 유지되어 용기내부의 물질이 누설되지 않음을 立證시켜야 한다.

輸送容器가 충돌 또는 自由落下에 의한 事故가 發生하였을 때에는 일차적으로 Balsa Wood가 그 衝擊에너지를 흡수하여 外部로부터 오는 영향을 最小로 줄여줌으로서 核燃料를 보호하고 容器의 損傷을 방지하여 放射性物質의 누설을 막아준다. 따라서 이러한 衝擊事故와 落下事故에 대해서 輸送容器의 각 부위에 미치는 應

〈表 4〉 Response Spectrum Analysis Results for Normal Vibration

Part	Fuel Ass'y	Fuel Basket	Inner & Intermediate Shell	Outer Shell
P ₁	404.3	5,446.	9,568.	621.5
V ₂	164.8	827.9	3,481.	4,492.
V ₃	893.4	3,544.	12,580.	12,460.
T ₁	10.61	5,426.	3,219.	6,847.
M ₂	2,110.0	407,900.	354,500.	308,400.
M ₃	388.3	70,510.	103,600.	90,410.
S	3,171.	3,807.6	158.29	283.5
Allowable	10,000.	17,500.	17,500.	17,500.
M. S.	2.2	2.59	109.5	60.7

Note : P₁ : Axial Load (lbs)
 V₂ : Shear Load (lbs)
 V₃ : "
 T₁ : Torsional Load (in. lb)
 M₂ : Bending Moment (in. lb)
 M₃ : "
 S : Combined Stresses (psi)
 M. S. : Margin of Safety

力を 計算한 결과는 表5와 6 그리고 7과 같으며 이 表에서 볼 수 있는 바와 같이 충격이나 낙하에 대한 각 부위의 영향은 充分히 許容應力 以内임을 알 수 있고 이로서 가장 중요한 核燃料 集合體가 損傷되지 않고 輸送容器의 外板과 內板은 파괴되지 않고 容器의 内部放射性物質은 外部로 누설되지 않음을 알 수 있게 된다.

4. 熱 및 熱水力設計

核燃料集合體는 自體가 熱源으로서 1年間の 冷却期間을 두었을때 약 7.2kW/hr의 崩壞熱이 發生하고 있으므로 이 熱을 外部로 放出시켜 内部의 熱蓄積을 막아주어 正常 또는 假想事故時에도 Inner Cavity 冷却水가 沸騰이 생기지 않고 外部로 누설되지 않아야 하며 壓力은 設計值 이상을 넘지 않아야 한다.

따라서 中性子 遮蔽體인 Ethylene Glycole의 열팽창을 보상시켜 줄 수 있는 용량의 Tank

가 設置되어 있어 熱팽창으로 인한 事故를 막아주도록 設計되어 있으며, 800°C의 假想火災事故時에는 冷却水の 溫度가 225°C까지 상승되므로 이 경우는 冷却水の 單相을 유지하기 위해 飽和壓力 26.99kg/cm²를 감안하여 Relief Valve의 設定壓力을 28kg/cm²로하여 安全性을 유지하도록 하고 있다.³⁾

또한 崩壞熱은 容器内部에 蓄積되어서 核燃料에 아무런 損傷을 주지않고, γ-線 遮蔽體인 납이 녹지않게 內板, 中板, 납 中性子 차폐체 그리고 外板을 通하여 對流 및 傳導와 輻射의 方法으로 傳達되고 外氣에서는 自然對流에 의해 대기로 발산하도록 設計되어 있다.

正常運搬時 外殼의 溫度條件은 -30°C와 54.4°C 일때 核燃料部位의 最大溫度는 151.7°C였고, 輸送容器 表面溫度는 127.8°C이었다. 假想 事故條件은 800°C 火災속에서 30分間 노출시킨후 自然冷却되었다는 가정하에서 構造體 各 部位의 溫度分布를 보면^{11,12)} 輸送容器的 内部에 冷却水가 그대로 차있는 경우와 冷却水가 전부 누출된 경우를 보면 그림 3 및 그림 4와 같이 나타났다.

이 결과로 보아 火災事故의 最惡의 條件인 冷却材 喪失事故일때 核燃料의 溫度가 8時間後 440°C였고, 납차폐층의 최대온도는 2時間 경

〈表 5〉 Bottom End-on Impact Static Analysis Results

Part	Stress	Calculated (psi)	Allowable (psi)	M.S.
Outer Closure		4,000.	14,000.	2.5
Inner Closure		2,045.2	8,400.	3.1
Inner Shell		44,155.4	63,630. ⁽¹⁾	0.4
Intermediate Shell		70,943.4	75,000.	0.1
Fuel Basket		2,165.7	17,500.	7.08
Bottom Disk		7,244.4	10,500.	0.45
Fuel Assembly Support		4,562.2	17,500.	2.84
Fuel Assembly Fin		2,374.6	17,500.	6.37

Note : (1) 0.7Su=0.7×90,900=63,630psi

과후 267.3°C로 나타나 납의 용점 327°C와 비교하여 불때 輸送容器的 健全성과 放射線 遮蔽效果에는 아무런 영향이 없고 核燃料에도 熱的인 損傷이 없음을 쉽게 알 수 있다.

한편 正常 運轉時 容器内部 壓力은 150°C 때 약 4 kg/cm²이며 中性子 遮蔽材의 壓力은 5 kg/cm²로 나타났으며 正常 또는 事故時의 冷却材와 中性子 차폐재의 열팽창은 Thermal Expansion Tank에서 흡수하여 열팽창으로 인한 安全事故를 막아주도록 設計되어 있다.

5. 熱應力設計

앞에서도 언급한 바와 같이 使用後核燃料은 일종의 熱源이면서 高準位放射線源으로, 이로 부터 發生되는 崩壞熱로 인하여 構造物인 內板, 납차폐체, 中板 그리고 外板은 계속 熱을 받으므로 이들 構造物에 미치는 熱應力이 輸送容器的 健全성과 構造強度에 어떠한 영향을 미치는가를 評價하여야 한다.^{13,14)}

〈表 6〉 Cask Radial Temperature under the Normal Transport in Summer

Radial position	Temperature (°C)
Fuel assembly surface	151.7
Fuel basket	148.0
Inner cavity water	143.0
Inner shell	142.0
Lead shield	139.2
Neutron shield water	133.7
Outer shell surface	127.8
Ambient condition*	54.4

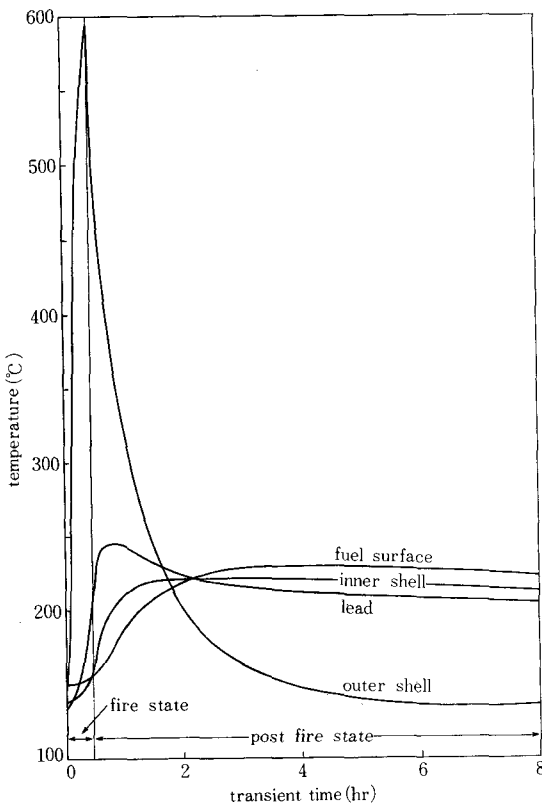
* Solar Heat Load is Considered

〈表 7〉 Penetration Energy

Parts	Energy Required for Penetration (in. lb)	Kinetic Energy (in. lb)	M.S.
Outer Shell	38,456.7	520.	72.9
Valve Box Cover	683.7	520.	0.3

더욱이 火災事故時에도 이들 構造材가 充分히 熱應力에 견디어 強度를 유지하지 않으면 容器가 이 熱應力으로 破壞 또는 破裂되어서 内部의 放射性物質이 누설되어 外部의 放射線 汚染을 막을 수 없게 된다. 그러나 核燃料의 正常的인 運搬이 어려워졌을 때에는 構造體 各部位의 溫度分布를 보면¹⁵⁾ 가장 더운 여름을 기준으로 하였을 때 表6에서 볼 수 있는 바와 같이 内板이 142°C, 外板이 127.8°C 그리고 납이 139.2°C로서 이들 재료가 熱로 인하여 받는 應力은 降伏強度에 훨씬 미치지 못하는 즉, 内板인 경우 許容應力 17.5 psi에 대해 186.32 psi로 Safety Margin이 93으로, 外板인 경우 許容應力 17.5 psi에 대해 197.96으로 Safety Margin이 87.4로 나타났다.

〈그림 3〉 Transient Temperature Distribution Under Fire Accident Condition(Wet Cavity)

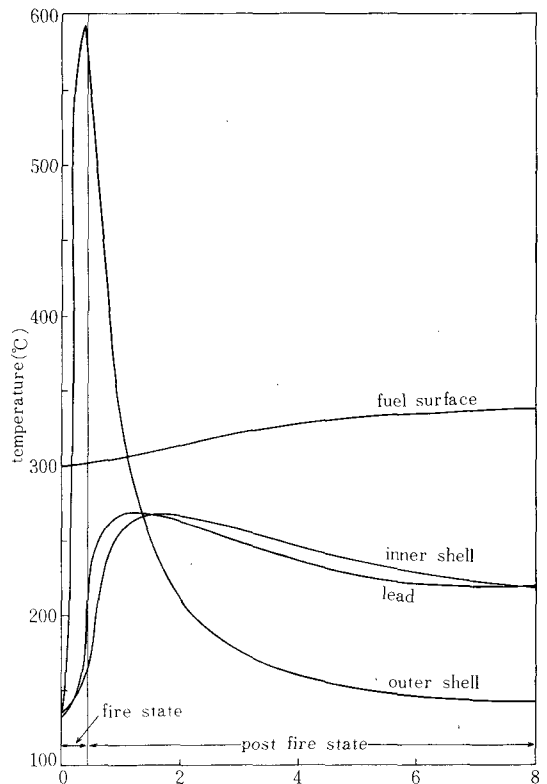


材質로 보아 가장 유연한 납에 있어서도 許容應力 711.0 psi에 대해 計算된 熱應力은 116.46으로 核燃料의 正常 운반시에는 核燃料集合體에서 發生하는 崩壞熱로 인하여 輸送容器에는 破裂이나 變形이 일어나 放射性物質이 누출되어 汚染될 염려는 전혀 없는 것으로 나타났다.

한편 輸送容器에서 熱應力이 심각하게 고려되는 것은 火災事故時로서 이 때에도 構造物의 健全성이 確保되어 放射性物質의 누설이 없음이 保障되어야 한다. 여기서 火災事故條件으로는 冷却材와 中性子 차폐재가 모두 喪失되었을 때를 가장 큰 事故로 본다.

이때 輸送容器의 内板은 火災發生 4時間後에 244°C이고, 中板은 1時間後 267°C 그리고 外板은 594°C까지 溫度가 상승하여 이러한 事故條

〈그림 4〉 Transient Temperature Distribution Under Fire Accident Condition(Dry Cavity)



件에서 構造體 各 部位에 가해지는 熱應力은 輸送容器的 健全性評價에 매우 중요한 의미를 갖는다. 따라서 SAP V Code를 사용하여 여러 가지 모델에 대해 熱應力解析을 수행하였는데 그 결과로 보아 外板의 두께는 20mm, 中板의 두께는 32mm 그리고 內板의 두께가 12mm일때 가장 좋은 값을 얻었다.

이때 容器下端部 Valve Box 부위에 變形이 생기기는하나 기타 부위의 熱應力은 許容値 以內로 假想事故에 의한 熱應力때문에 放射性物質이 누설되어 大氣나 外部가 汚染될 염려는 없는 것으로 나타났다. 그의 核燃料를 운반할때 외부로 부터 오는 振動, 衝突, 貫通, 打擊 등에 관한 假想事故에 대해서도 安全性分析을 하여 輸送容器的 健全성이 충분히 입증되고 있다.

6. 結 論

이상과 같이 輸送容器的 設計解析이 正常 運搬條件과 假想 事故條件에 대해 이루어졌고, 그 결과 10 CFR 71과 49 CFR 173의 設計要求條件을 충분히 만족하고 있음이 證明되었다.

그러나 本 輸送容器는 製作성과 詳細設計를 통해 그의 安全性을 더욱 면밀히 分析 및 檢討한후 實製作에 옮겨질 것이며 이로서 使用後核燃料 輸送容器的 國産化 開發이 이루어질 것이다. 또한 앞으로 國內 原子力發電所에서 계속 발생하는 使用後核燃料는 물론 高準位放射性廢棄物 等の 이동, 저장 또는 폐기를 위한 輸送容器的 必要性이 要求될때 이들의 國産化를 위한 設計解析技術은 필연적으로 活用될 것이다.

사실 우리나라에서는 原子力發電所의 증가로 계속 累積되고 있는 使用後核燃料와 高準位放射性廢棄物에 대한 對策은 조속히 강구되어야 할 것이며 이에 따라 이들을 輸送하고 保管할 수 있는 容器는 安定性측면에서 고려되고 開發을 推進하여야 할 것이다.

(參 考 文 獻)

- 1) R. T. Anderson, et. al; Current Status and Future consideration for a Transportation System for a Spent Fuel and Radioactive Waste, Y/OWI/SUB-77/42513, 1978
- 2) PATRAM '83; Package and Transportation of Radioactive Materials, CONF-830528-Summ, 1983
- 3) L. B. Shappert; Cask Designers Guide, A Guide for the Design, Fabrication and Operation of Shipping Casks for Nuclear Applications, ORNL-NSK-68, 1970
- 4) Kwack, Eun ho, et. al; Prototypical Fabrication of PWR Spent Fuel Shipping Cask, KAE-RI/RR-412/83, 1984
- 5) Rhoads, W. A. and F. R. Mynatt; The DOT-111-Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code, ORNL-TM-4280, 1975
- 6) W. W. Engle, Jr. et. al; ANISN-ORNL Multigroups One-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code with Anisotropic Scattering ccc-254
- 7) J. H. Evans; Structural Analysis of Shipping Cask; ORNL-TM-1312 Vol 7, 1969
- 8) Spaller; Structural Analysis of Shipping Cask; ORNL-TM-1312 Vol 4, 1966
- 9) C. F. Magnuson; Shock and Vibration Environments for the Large Shipping Container During Truck Transport (Part 1), Sandia, Lab. 1977
- 10) V. K. Gabrielson, R. T. Reese; Shook Code User's Manual, Sandia, Lab. 1969
- 11) W. D. Turner, D. C. Elrod and U. S. Siman-Tev; HEATING-5-An IBM 360 Heat Condition Program, ORNL-TM-15, 1976
- 12) J. P. Holman, Heat Transfer McGraw Hill; 1976
- 13) Safety Analysis Report of the NAC-1 Spent Fuel Shipping Cask, NAC. 1975
- 14) IF-300 Shipping Cask Safety Analysis Report, NEDO-10084-2, 1982
- 15) R. J. Roak; Formulas for Stress and Strain, 4th Ed; McGraw Hill-1965