

사용후핵연료 저장용기 열전달 해석 프로그램 개발

김광추, 박만홍, 이병식
한국전력기술(주)

요약

전도, 복사 및 대류 열전달을 모두 고려하여 VSC-24 핵연료 저장용기 각부위의 온도분포 및 Vent내의 유동을 해석할 수 있는 열전달해석 프로그램을 작성하였다. 기존의 저장용기 해석에서 여러 전산프로그램을 이용하여 온도분포를 구한 것과는 달리 핵연료집합체 내부의 복사 및 대류 열전달을 포함하였으며 MSB와 VCC를 분리하지 않고 PHOENICS 전산코드만을 이용하여 저장용기 전체에 대한 해석을 실시하였다. 프로그램 검증은 저장용기에 대한 기존의 결과 및 법적규제치와 비교하였으며 만족할 만한 결과를 보여 주었다. 이를 토대로 몇가지 경우의 조건에 대한 열전달해석을 실시하였다.

1. 서론

1978년 고리 원자력발전소가 최초로 가동된 이래 현재까지 모두 12기의 원자로가 운영중에 있다. 이러한 원자력발전소는 우리나라 전력생산의 50%이상을 차지하게 됨에 따라 계속적인 원전 가동에 따른 부산물인 방사성폐기물에 대한 처리가 큰 문제점으로 대두되고 있다. 국외에서는 1960년대말 부터 사용후핵연료 수송용기를 설계, 제작하여 사용해 오고 있으나 현재 국내의 설계기술은 초보단계에 있으며 향후 상업용 수송 및 사용후핵연료 중간저장시설과 같은 시설에서의 대용량 사용후핵연료 수송 및 저장용기가 다량으로 요구되므로 이러한 기술의 국산화를 이루고 2000년대 본격 사용후핵연료 저장에 대비하기 위해 정부는 PWR형 수송 및 저장용기의 설계기술 개발을 위해 국책과제로 선정하여 1980년대 초반부터 사용후 핵연료 수송 및 저장용기에 대한 연구를 시작하였다. 1985년도에 국내 최초로 KSC-1 수송용기 1대가 설계 제작되어 고리원전에서 사용후핵연료 집합체 1다발을 원자력연구소까지 운반하는데 이용되었으며, 1989년에는 KSC-4 수송용기가 설계, 제작되어 고리 1호기에서 인근 3,4호기로 사용후핵연료를 소내 운송하는데 이용되었다. 최근에는 이러한 소형 수송용기를 개발하면서 축적된 기술을 바탕으로 대량 상업용 수송용기에 대한 연구가 활발히 진행중이다. 수송용기는 사용후핵연료 수송방식에 따라 건식과 습식 2가지로 크게 구분되는데 습식수송방식은 용기에 물을 채운 것을 말하며 최근에는 고온에 의한 압력상승의 문제점 때문에 용기 내부 기밀유지가 곤란하므로 용기 내부온도가 다소 높아지더라도 건식수송방식을 사용하는 것이 세계적인 추세이다. 건식저장방식은 용기 내부를 완전히 건조시켜 He이나 Ar 또는 N₂와 같은 불활성기체를 충전하여 열전달 효율을 향상시킨 것을 말한다. 건식용기의 구조는 특성상 각각 다른 재질의 다층 구조로 설계, 제작되어 각 재질의 열전달 특성이 다르다. 또한 용기 전체에 대한 열전달 해석은 전도, 대류 및 복사등 세가지 모드의 열전달, 임계조건 및 법적 설계요구조건등을 모두 고려하여야 하므로 정확한 해석모델의 수립 및 해석이 용이하지 않으며, 온도계산 오차도 상당히 발생한다.

기존의 연구에서는 사용후핵연료 저장용기의 온도분포를 계산하기 위해 저장용기를 구조에 따라 다수로 나누어 계산하는 분리모델을 사용하거나 각각에 대해서도 서로 다른 전산프로그램을 이용하는 등의 복잡한 과정을 통해 계산하였다. 또한 Vent를 통한 공기의 유동해석은 제외하는가 하면 핵연료집합체의 복잡한 구조로 인해 핵연료집합체를 집중화 및 균질화시킴에 따라 복사 및 대류의 영향을 단지 유효열전도계수(Effective Conductivity)를 사용하여 전도만에 의해 MSB내의 온도분포를 구한 경우가 대부분이다.^{[1][2][3]}

본 연구에서는 사용후핵연료 집합체 저장용기에 대한 온도분포를 계산하기 위해 PHOENICS 전산코드만을 가지고 VSC-24 건식 저장용기에 대해 MSB 및 VCC를 함께 포함하는 단일모델을 작성하였으며 모델에 Vent를 통한 공기의 유동 및 핵연료집합체내의 복사 및 대류열전달을 포함하였다. 그리고 이들을 기존의 연구결과 및 원자력 규제치와 비교, 검토한 후 몇가지 조건변화에 대한 열전달현상을 실시하였다. 이들 결과들은 추후 예상되는 저장 및 수송용기의 설계 및 제작에 활용되어 질 것이다.

2. 기본이론

2.1. VSC-24 저장용기

본 연구에서 해석하고자 하는 저장용기는 VSC-24모델로써 핵연료집합체가 24개인 환기형 저장용기이다. VSC-24는 VCC(Ventilated Concrete Cask), MSB(Multi-Assembly Sealed Basket)와 MTC(MSB Transfer Cask)등 크게 3개의 형태로 구성되는데, 이송용기(MTC)는 채워진 MSB를 연료 저장조에서 콘크리트 용기로

이송하는데 사용된다. 따라서 본 연구에서는 MTC를 제외한 VCC와 MSB를 포함하는 건식 저장용기에 대한 열해석만을 실시한다.

2.1.1 MSB

용기의 저장 및 수송중 사용후핵연료 집합체의 안전성 및 건전성을 유지하기 위한 목적으로 사용되며 핵연료집합체(Fuel Assembly), 셸(Shell) 및 이중뚜껑(Structure Lid, Shielding Lid)등으로 이루어져 있다.

1) 핵연료집합체

보통 핵연료 집합체는 집합체내의 핵연료봉의 배열이나 제작회사에 따라 여러 가지의 형태를 가진다.^{[1][2]} 핵연료 집합체 내부는 핵연료봉이 N×N의 형태로 구성되어 있으며, 외부는 Zircaloy의 핵연료피복재가 얇게 에워싸고 있다. 핵연료집합체내의 핵연료봉들 사이에는 헬륨등의 불활성가스가 채워져 있으며 이로 인해 내부는 전도, 대류 및 복사열전달이 존재한다. 5년 이상의 습식냉각기간을 거친 핵연료집합체 한개당 발생열량은 최대 1kW이며 따라서 VSC-24의 경우에는 전체 24개의 핵연료집합체의 총발생열량은 24kW이다. 이렇듯 습식저장에 의해 냉각시켰다 하더라도 많은 방사선과 열이 계속적으로 방출되기 때문에 적정 방사선 및 온도를 유지하도록 법적으로 규제하고 있으며 건식저장용기의 설계, 제작시에는 적절한 냉각 및 차폐를 고려한 용기의 설계가 필수적이다.

2) MSB Shell

MSB 셸은 핵연료봉과 Cladding의 집합체인 사용후핵연료 집합체를 저장하거나 수송하기 위하여 안전 및 건전성을 향상시키기 위한 소형 용기로서 부식 및 사고에 대비한 기준을 만족하도록 설계한다.

2.1.2 콘크리트 용기(Concrete Cask)

MSB를 넣는 콘크리트용기인 VCC는 MSB를 내, 외적인 조건에서 보호하며 공기에 의한 자연대류를 통해 사용후핵연료 집합체의 붕괴열 제거 및 방사선 차폐의 역할을 수행한다. 설계시 두께는 제한선량을 기준으로 하여 결정한다.

2.1.3 냉각공기

핵연료집합체의 붕괴열을 제거하기 위해 용기내로 유입되는 공기의 유입온도는 계절에 따른 대기온도의 영향을 받으며, 10 CFR 72의 요건에 따라 SER 및 SAR에서는 Section 12에 Operating Controls and Limits로 공기에 대한 입출구의 최대 온도차를 명시하도록 되어 있으며 해석하고자 하는 VSC-24에 대한 입구온도에 대한 출구에서의 온도상승은 110°F(43.3°C)이내로 제한하고 있다.^{[1][9][10]}

2.2 이론해석

2.2.1 지배방정식

정상상태의 비압축성 난류유동 및 열전달현상을 나타내는 일반형 지배방정식을 임의의 변수 ϕ 에 대하여 선회귀가 없는 축대칭 $r-z$ 원통좌표계로 나타내면 다음과 같다.

$$\frac{1}{r} \frac{\partial(rv\phi)}{\partial r} + \frac{\partial(\rho w\phi)}{\partial z} = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r\Gamma_{\phi} \frac{\partial \phi}{\partial r} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(\Gamma_{\phi} \frac{\partial \phi}{\partial z} \right) + S_{\phi} \quad (1)$$

표 1은 일반형 지배방정식을 구성하는 임의의 변수 ϕ , 확산계수 Γ_{ϕ} 및 생성항 S_{ϕ} 를 나타내고 있다.

표 1 Arrangement for ϕ , Γ_{ϕ} & S_{ϕ}

ϕ	Γ_{ϕ}	S_{ϕ}
1	$\mu + \mu_i$	0
v	$\mu + \mu_i$	$-\frac{\partial \phi}{\partial r} - \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r\mu_{eff} \frac{\partial v}{\partial r} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(\mu_{eff} \frac{\partial w}{\partial r} \right) - \frac{2\mu v}{r^2} - \frac{2}{3} \frac{\partial}{\partial r} (\rho k)$
w	$\mu + \mu_i$	$-\frac{\partial \phi}{\partial z} + \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r\mu_{eff} \frac{\partial v}{\partial z} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(\mu_{eff} \frac{\partial w}{\partial z} \right) - \frac{2}{3} \frac{\partial}{\partial z} (\rho k) + \rho g \beta (T - T_{ref})$
T	$k/C_p + \mu_i/\sigma_i$	0
k	$\mu + \mu_i/\sigma_k$	$G - \rho \epsilon + B - D$
ϵ	$\mu + \mu_i/\sigma_{\epsilon}$	$\frac{\epsilon}{k} (C_1 G - C_2 \rho \epsilon + C_3 B) + E$

본 연구에서는 자연대류에 대해서는 Boussinesq Approximation을 적용하였으며 자연대류에 의한 용기내의 유동이 난류영역으로 확대됨에 따라 저레이놀즈 난류모델중 Chen-Kim의 모델을 사용하였다.

표 1에 나타난 항들은 다음과 같이 정의된다.

$$\mu_1 = C_\mu \rho k^2 / \epsilon, \quad \mu_{eff} = \mu + \mu_1 \quad (2)$$

$$G = \mu \left\{ 2 \left[\left(\frac{\partial v}{\partial r} \right)^2 + \left(\frac{\partial w}{\partial z} \right)^2 + \left(\frac{v}{r} \right)^2 \right] + \left(\frac{\partial w}{\partial r} + \frac{\partial v}{\partial z} \right)^2 \right\}, \quad D = 2\mu \left[\left(\frac{\partial \sqrt{k}}{\partial r} \right)^2 + \left(\frac{\partial \sqrt{k}}{\partial z} \right)^2 \right], \quad B = \rho g_i \beta \frac{\mu_i}{\sigma_i} \frac{\partial T}{\partial x_i} \quad (3)$$

$$E = \frac{2\mu\mu_1}{\rho} \left[\left(\frac{\partial^2 v}{\partial r^2} \right)^2 + \left(\frac{\partial^2 v}{\partial z^2} \right)^2 + \left(\frac{\partial^2 w}{\partial r^2} \right)^2 + \left(\frac{\partial^2 w}{\partial z^2} \right)^2 + 2 \left(\frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{\partial v}{\partial r} \right) \right)^2 + 2 \left(\frac{\partial}{\partial z} \left(\frac{v}{r} \right) \right)^2 + 3 \left(\frac{\partial}{\partial r} \left(\frac{v}{r} \right) \right)^2 + 2 \left(\frac{\partial^2 w}{\partial r \partial z} \right)^2 + \left(\frac{1}{r} \frac{\partial w}{\partial r} \right)^2 \right] \quad (4)$$

$$\sigma_1 = 1.0, \quad \sigma_k = 0.75, \quad \sigma_\epsilon = 1.15, \quad C_\mu = 0.09, \quad C_1 = 1.15, \quad C_2 = 1.9, \quad C_3 = 1.0 \quad (5)$$

2.2.2 복사열전달

복사열전달을 고려하기 위하여 모든 고체표면에 대해 복사를 고려하였으며 복사열전달량은 다음과 같다.

$$q = \sigma \epsilon F A (T_1^4 - T_2^4) \quad (6)$$

여기서 σ 는 Stefan-Boltzman 상수이며 ϵ 는 방사율(Emissivity), F는 View Factor(Shape Factor), A는 표면의 단면적이다. 보통 방사율은 복사재료에 따라 좌우되는 값이며 View Factor는 표면의 기하학적형상에 따른 값으로써 본 해석에서는 방사율에 대해서는 0.86의 값을 View Factor는 1.0으로 가정하였다.

2.2.3 물성치

고체에 대한 물성치는 온도에 관계없이 일정하다고 가정하였으며 MSB내의 유체의 물성치는 고온인 점을 고려하여 표 2와 같이 600K에서의 물성치를 사용하였으며 용기내의 Vent를 통해 흐르는 공기의 물성치는 350K의 물성치값을 사용하였다.

표 2 Properties of Materials

Material	Temperature(K)	Density(kg/m ³)	Kinematic Viscosity(m ² /K)	Specific Heat (J/kg-K)	Conductivity (W/m-K)
Air	350	9.980E-1	2.076E-5	1009.0	3.003E-2
	600	5.879E-1	5.134E-5	1055.1	4.659E-2
Helium	600	8.282E-2	3.758E-4	5200.0	0.225
Nitrogen	600	5.687E-1	5.119E-5	1075.6	0.0458
Steel	-	7849.31	-	2040.0	2.25
UO ₂	-	10960	-	217.7	5.0
RX277	-	1682.0	-	921.14	0.52
Concrete	-	2242.66	-	879.27	1.244

2.2.4 경계조건

VSC-24 저장용기의 열전달해석에 사용된 경계조건은 표 3과 같다.

표 3 Boundary conditions on the VSC-24 heat transfer analysis

	u	v	T
Inlet	$u_{in} = 0, p_{in} = 0$	$v_{in} = 0$	$T_{in} = 297 K$
Outlet	$u_{out} = 0, p_{out} = 0$	$v_{out} = 0$	$\frac{\partial T}{\partial r} = 0$
Fuel Region	$u = 0$	$v = 0$	$Q = 5000 W/m^3$
Surface of solids	$u = 0$	$v = 0$	$\epsilon = 0.8, h = 11.35 W/m^2 K$

3. 저장용기 열전달 해석

VSC-24 저장용기에 대한 열전달해석은 Pacific Sierra Nuclear Associates에서 NRC(Nuclear Regulatory Commission)에 제출된 "Ventilated Storage Cask Licensing Documentation, Docket No. 72-1007"⁽¹⁾를 근거로 해석을 수행하였으며 해석모델의 타당성을 검증하였다.

3.1 SAR of Sierra Nuclear Corp.⁽¹⁾

Sierra Nuclear Corp.는 VSC-24 건식저장용기 열전달해석을 위해 유한요소법(Finite Element Method)을 사용하는 상용프로그램인 ANSYS을 이용하였으며 계산조건의 입력값들은 최근의 실험결과들을⁽⁵⁾⁽⁶⁾⁽⁷⁾⁽⁸⁾ 토대로 하였다. 그들은 대기온도 75°F의 Normal Condition에 대해 열전달해석을 실시하였는데 MSB와 VCC를 따로 나누어 계산하는 분리모델방법을 사용하였다. 핵연료집합체는 하나의 열원을 갖는 고체형어리로 가정하여 집합체 한개당 1kW 열발생을 갖는다고 가정하였으며 핵연료피복재를 모델에 포함하였다. 그들은 집합체를 집중화 및 균질화시킴에 따라 대류 및 복사의 영향을 고려하기 위하여 실험결과에 근거하여 복사 및 대류열전달량을 구하고 이를 핵연료피복재를 제외한 열발생영역에 대해 유효열전도계수(Effective Thermal

Conductivity)를 이용하여 해석하였다. 또한 MSB내의 헬륨의 열전도계수 값도 실험값에 근거하여 넓은 영역과 좁은영역으로 나누어 각각에 대해 다른 등가열전도계수값을 사용하였다. 그들은 원통좌표계를 사용하여 10°의 Slice Model에 대해 각도방향에 대한 기하학적 인자 및 온도값은 균일하다고 가정함으로써 2차원적 묘사가 되도록 하였다. 그들은 MSB Shell과 VCC사이의 Vent를 통한 유동해석은 모델에 포함시키지 않고 열발생을 갖는 핵연료봉의 길이방향에 대해 공기를 온도에 대한 Heat Sink로 가정하여 공기의 유량을 계산하였다. 또한 VCC 모든표면에 대해 복사를 고려하였으며 외기와 접촉하는 콘크리트 표면에 대해서만 View Factor(Shape Factor)의 값을 0.14로 가정하고 그외의 모든 표면에 대해서는 1.0의 값을 사용하였다. 방사율(Emissivity)은 콘크리트에 대해서는 0.9의 값을 그외의 재료에 대해서는 0.8의 값을 사용하였으며 대기와 접촉하는 VCC표면의 대류조건으로는 실험결과들과의 보존성을 고려하여 2.0 Btu/hr-ft²-°F를 열전달계수의 값으로 사용하였다.

3.2 PHOENICS를 사용한 열전달해석

VSC-24저장용기에 대해 유한체적법(Finite Volume Method)을 사용하는 PHOENICS 전산코드를 이용하여 열전달해석을 실시하였다. MSB와 VCC를 모두 포함하는 하나의 저장용기 열전달해석 프로그램을 작성하기 위하여 다음과 같은 가정을 하였다. 그림 1과 같이 15°의 Slice Model을 작성한 후 원통좌표계에 대한 축대칭 조건을 부여하였으며 기하학적 형상 및 격자는 그림 2 및 그림 3과 같다. 우선 MSB내의 핵연료집합체를 둘러싸고 있는 핵연료피복재는 무시하고 24개의 핵연료집합체를 UO₂의 재질을 갖는 하나의 균질화된 열생성원으로 가정하였다. 핵연료집합체를 집중화 및 균질화함에 따른 실제 모델과의 차이를 최소화하기 위하여 24개의 핵연료집합체가 MSB내에 차지하는 체적을 구하여 등가반경(Equivalent Radius)으로 환산한 후 이를 토대로 핵연료집합체 영역과 헬륨영역으로 나누었다. 각영역에 대한 열전도계수값은 일반적인 값을 사용하였다. 핵연료집합체의 열발생률은 24개 전체의 열발생을 24kW로 보고 이를 핵연료집합체의 체적으로 나누어 계산하였다. 또한 실제로는 핵연료집합체내의 열전달이 전도, 대류 및 복사를 포함하는 혼합열전달임을 고려하여 참고문헌^[1]에서 계산된 핵연료의 최고온도값에 근접하도록 핵연료집합체영역의 중간에 일정거리를 두고 약간의 틈을 내어 이를 통해 대류 및 복사가 이루어지도록 하였다. 또한 VSC저장용기내의 모든 고체의 표면에 복사를 고려하였으며 View Factor(Shape Factor)는 1.0, 방사율은 0.86의 값을 사용하였다. 또한 자연대류에 의한 영향을 고려하기 위하여 Vent를 통한 공기의 유동을 모델에 포함시켰다. 대기와 접하는 VCC의 표면에서의 열전달계수는 2.0 Btu/hr-ft²-°F의 값을 사용하였다.

4. 결과 및 고찰

VSC-24 사용후핵연료 저장용기에 대한 열전달해석 프로그램을 작성한 후 결과에 대한 타당성 검토를 위해 우선 SAR 및 NRC의 규제치와 비교, 검증하였다. 이를 토대로 작성프로그램을 이용하여 몇가지 경우에 대한 열전달해석을 실시하였다. 첫 번째 경우로 복사를 고려하지 않았을 경우에 대한 열전달해석을 실시하였다. 두 번째 경우는 MSB내의 충전유체를 헬륨이 아닌 질소인 경우와 공기인 경우에 대한 해석을 실시하여 내부유체의 변경에 따른 열전달현상을 살펴보았다.

4.1 프로그램의 검증

MSB내의 충전유체는 헬륨이며 전도, 복사 및 대류에 대한 열전달을 고려한 경우에 대한 해석결과를 법적 규제치 및 ANSYS를 이용하여 해석한 Sierra Nuclear Corp.의 SAR과 비교하여 표 4에 나타내었다. 계산 결과를 보면 핵연료 최고온도가 ANSYS를 이용한 해석의 경우보다 5°C정도 높게 나타났다. 이는 미소하기는 하지만 Zircaloy의 열전도도계수가 UO₂보다 상당히 높기 때문에 ANSYS를 이용한 해석의 경우처럼 핵연료 집합체의 핵연료피복재를 포함한다면 다소 낮아질 것이기 때문에 ANSYS를 이용한 해석 결과에 보다 근접할 것으로 생각된다. 그러나 두 개의 값 모두 법적규제치 이내의 값을 만족하였으며 나머지 계산값들에 대해서도 만족할 만한 결과를 보여주었다. 그림 4는 최고온도점을 기점으로 반경방향에 대한 온도값을 ANSYS를 이용한 해석 결과와 비교한 것으로 거의 차이가 없음을 알 수 있다. 그림 5의 온도분포에서는 핵연료집합체 중심쪽에서 최고온도값을 나타내며, 이러한 열의 상당부분은 MSB내에서 감소하고 잔열들이 VCC쪽으로 이동하고 있음을 볼 수 있다. 또한 자연대류의 영향으로 상부의 Vent를 통해 고온의 공기가 빠져 나가고 있음을 알 수 있다. 그림 6의 속도분포를 보면, MSB내에서는 자연대류의 영향으로 인한 유체의 순환이 나타나고 있으며, Vent를 통한 공기의 유동은 MSB Shell의 바깥표면에서의 속도가 가장 크게 나타났으며 중심쪽으로 갈수록 감소하다가 Liner의 안쪽표면에서 다시 속도가 커지고 있음을 볼 수 있다. 이는 MSB Shell의 바깥표면은 핵연료집합체의 영향을 가장 많이 받는 곳으로서 자연대류에 의한 고온의 유체가 표면을 따라 흐르기 때문으로 생각되며, Liner의 안쪽표면에서의 속도가 중심쪽보다 크게 나타나는 것은 Liner의 표면의 복사에 의한 영향때문인 것으로 생각된다. 이는 그림 8의 복사를 고려하지 않은 경우의 속도분포와 비교하면 쉽게 알 수 있다.

표 4 Comparison of calculated results with reference

비교대상	법적규제치 ⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾		ANSYS ⁽⁴⁾	PHOENICS
Cladding 최고온도	Generic Limits	377.7℃	364.5℃	370℃
	Allowables range	377.7℃~400℃		
콘크리트 온도	Bulk	65.5℃	46℃	56.8℃
	Local hot spots	107.2℃	85.6℃	97.4℃
공기의 입출구 온도차	43.3℃(Operating Limits)		31.7℃	34.6℃
공기량	-		0.42 m ³ /sec	0.44 m ³ /sec

4.2 프로그램의 응용

첫 번째 경우로 그림 7과 그림 8은 용기내부의 전체 표면에 대해 복사를 고려하지 않았을 경우의 온도분포 및 속도분포이다. 온도분포에 있어서는 복사를 고려한 경우와 비교하여 핵연료집합체의 최고온도값이 중심보다 약간 윗쪽에서 나타났으며 1.5배정도 높게 나타났다. 또한 Vent를 통한 자연대류의 영향으로 인하여 온도분포가 최고점을 기점으로 대칭적이 아닌 다소 윗쪽으로 치우쳐 나타남을 알 수 있다. 속도분포에 있어서는 복사를 고려한 경우(그림 6)와 비교하여 MSB Shell 바깥표면에 대해서는 자연대류의 영향으로 인해 최대속도가 나타나며 중심쪽으로 갈수록 속도가 감소하는 것은 비슷한 경향을 보였으나 Liner의 안쪽표면에 대해서는 복사를 고려한 경우와는 달리 속도값이 최소가 되는 것에 있어서는 다른 경향을 보여주었다. 두 번째 경우는 MSB내의 충전유체를 헬륨이 아닌 질소와 공기를 이용하여 저장용기에 대한 열전달해석을 실시하였다. 핵연료집합체의 최고온도값에 대한 비교는 표 5와 같다. 충전유체로 질소와 공기를 사용한 경우가 헬륨을 사용한 경우보다 50℃정도 높게 나타났으며, 서로간의 상대적인 크기는 공기, 질소, 헬륨의 순으로 나타났다. 또한 질소와 공기를 사용한 경우의 최대온도값은 규제치를 벗어나 높게 나타났다.

표 5 Maximum temperature of fuel assembly with He, N₂ & Air

충진유체	He	N ₂	Air
최고온도값	370℃	415℃	416℃

5. 결론

PHOENICS 전산코드를 이용하여 VSC-24 저장용기에 대한 열전달해석 프로그램을 작성하였다. 결과는 SAR 및 법적 규제치와 비교, 검증되었으며 만족할 만한 결과를 보여주었다. 이를 토대로 완성 프로그램을 이용하여 몇가지 경우에 대한 열전달해석을 실시하였으며 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 1) 하나의 프로그램만을 가지고 저장용기 전체의 열전달해석을 실시함으로써 기존의 연구와 같이 저장용기를 몇개의 분리모델로 나누어 해석하거나 각 분리모델에 대해 다른 프로그램을 이용하여 해석하지 않아도 열전달해석이 가능하다.
- 2) 저장용기의 해석에 있어서 복사를 고려한 경우와 고려하지 않은 경우의 핵연료집합체의 최고온도는 많은 차이를 보였으며 또한 저장용기 전체에 대한 온도 및 속도분포에 있어서도 차이를 보였다. 따라서 보다 정확한 설계를 위해서는 핵연료집합체 및 저장용기에 대해 복사 및 대류에 관한 열전달의 영향을 고려하여야 한다.
- 3) MSB내의 충전유체를 질소와 공기로 바꾸어 해석한 결과 온도값에 있어 규제치를 벗어남으로써 만약 충전유체를 달리하는 경우에는 충전유체에 따라 저장용기의 설계를 변경하여야 한다.
- 4) 본 연구를 통해 국내에서도 충분히 사용후핵연료 저장용기의 열전달 해석이 가능하며 추후 예상되는 국내에 적합한 저장용기 형태 결정 및 설계, 제작에 있어서 상당히 활용되어질 수 있을 것으로 생각된다.

참고문헌

1. Siera Nuclear Corp., "Ventilated Storage Cask Licensing Documentation, Docket No. 72-1007, 1993.
2. 이홍영, "사용후핵연료 건식형 수송용기의 열전달 해석에 관한 연구", 충남대학교, 1995
3. "Performance Testing and Analysis of the VSC-17 Ventilated Concrete Cask", EPRI/TR-100305, Electric Power Research Institute, 1992.
4. Levy, I.S., et al., Recommended Temperature Limits for Dry Storage of Spent Light Water Reactor Zircaloy Clad Fuel Rods in Inert Gas, PNL-6189, Pacific Northwest Laboratories, Richland, WA, 1987.
5. J. M. Creer et al., "The TN-24P PWR Spent Fuel Storage Cask: Testing and Analysis", EPRI-NP-5128, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, 1987.
6. J. M. Creer et al., "BWR Spent Fuel Storage Cask Performance Test", PNL-577, Pacific Northwest Laboratory, Richland, WA, 1986.

7. J. M. Creer et al., "The Castor V/21 PWR Spent Fuel Storage Cask: Testing and Analysis, EPRI NP-4887, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, 1986.
8. J. M. Creer et al., "The MC-10 PWR Spent Fuel Storage Cask: Testing and Analysis, EPRI NP-5268, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, 1987.
9. "Standard Review Plan for Dry Cask Storage Systems", NUREG-1536, NRC.
10. James M. Taylor, "Proposed License, under 10 CFR Part 72, for Dry Concrete Module Storage of Spent Fuel at DPC's Oconee Nuclear Station Site", SECY-89-355, 1989.

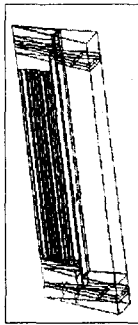


그림 1 Slice Model(15°)

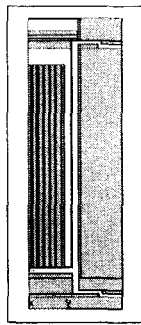


그림 2 Geometry

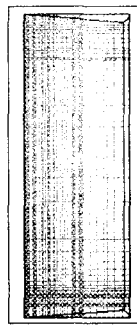


그림 3 Grid(51×67)

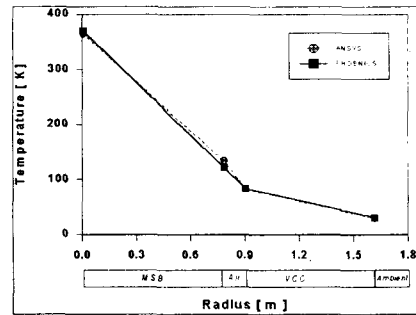


그림 4. Comparison of radius temperature with ANSYS

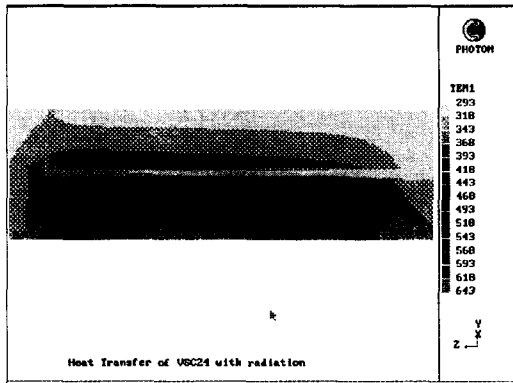


그림 5. Temperature Distribution of VSC-24 with Radiation and Convection of Fuel Assemblies

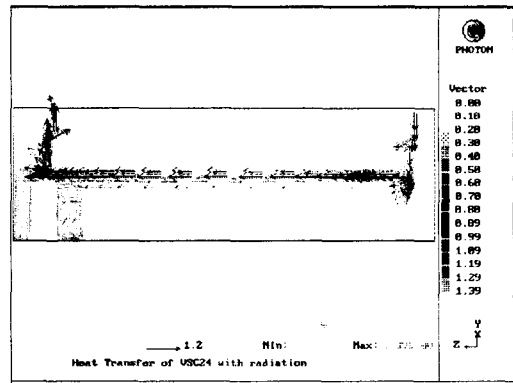


그림 6. Vector Plot of VSC-24 with Radiation and Convection of Fuel Assemblies

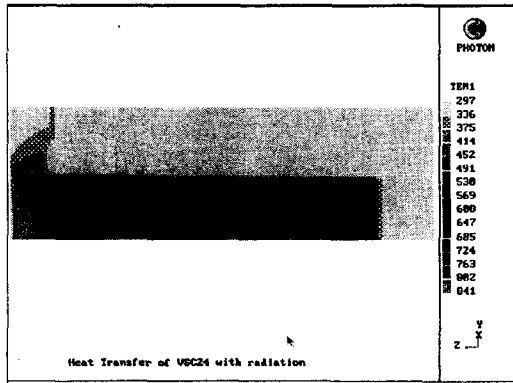


그림 7. Temperature Distribution of VSC-24 without Radiation

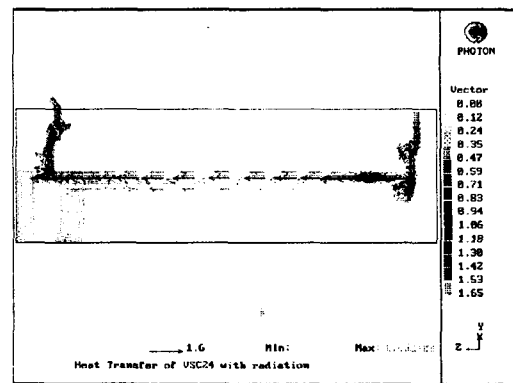


그림 8. Vector Plot of VSC-24 without Radiation