

가압경수로 고준위폐기물 처분용기의 열응력 해석

Thermal Stress Analysis of the Disposal Canister for Spent PWR Nuclear Fuels

권 영 주†

하 준 용*

최 종 원**

Kwon, Young-Joo

Ha, Jun-Yong

Choi, Jong-Won

(논문접수일 : 2001년 9월 29일 ; 심사종료일 : 2002년 7월 30일)

요 지

본 논문에서는 가압경수로(PWR) 고준위폐기물을 깊은 지하 500 m에 처분 시 사용되는 처분용기의 기본 구조설계에 필요한 처분용기 구조물에 대한 열응력 해석을 수행하였다. 일반적으로 고준위폐기물 처분용기는 지하 수백 미터에 위치하는 화강암 등의 암반 내에 설치하게 되는데, 이 때 처분용기는 내부 바스켓에 채워진 사용 후 핵연료다발의 높은 온도에 따른 열발생에 의하여 내부 주철삽입물 및 외곽셸에 발생하는 열응력에 견디어야 한다. 따라서 본 논문에서는 처분용기 내부의 핵연료 다발의 열발생을 고려한 열응력 해석을 수행하였다. 해석 방법은 유한요소법을 사용하였다. 직접 유한요소해석코드를 작성하는 대신에 구조물의 복잡성 및 유한요소개수의 많음을 고려하여, 상용 유한요소해석 코드인 NISA프로그램을 이용하여 열응력 해석을 수행하였다. 해석 결과 처분용기에 가해지는 심지층 지하수압 및 벤토나이트 버퍼의 팽윤압에 추가하여, 고온의 내부 핵연료다발에 의한 열하중이 작용하더라도 처분용기의 내부 주철삽입물에 발생하는 응력은 주철의 항복응력 보다 여전히 작아 처분용기는 구조적으로 안전함이 확인되었다.

핵심용어 : 고준위폐기물, 처분용기, 열응력, 가압경수로, 지하수압, 팽윤압, 주철삽입물, 벤토나이트 버퍼, 외곽셸, 유한요소법

Abstract

In this paper, the thermal stress analysis of spent nuclear fuel disposal canister in a deep repository at 500 m underground is carried out for the basic design of the canister. Since the nuclear fuel disposal usually emits much heat, a long term safe repository at a deep bedrock is used. Under this situation, the canister experiences the thermal load due to the heat generation of spent nuclear fuels in the basket. Hence, in this paper the thermal stress analysis is executed using the finite element method. The finite element code for the analysis is not written directly, but a commercial code, NISA, is used because of the complexity of the structure and the large number of elements required for the analysis. The analysis result shows that even though the thermal stress is added to the stress generated by the hydrostatic underground water pressure and the swelling pressure of the bentonite buffer, the total stress is still smaller than the yield stress of the cast iron. Hence, the canister is still structurally safe when the thermal loads are included in the external loads applied on the canister.

Keywords : spent nuclear fuel, disposal canister, thermal stress, Pressurized Water Reactor(PWR), underground water pressure, swelling pressure, cast iron insert, bentonite buffer, outer shell, finite element method

† 책임저자, 정희원 · 홍익대학교 기계정보공학과 부교수

전화: 041-860-2484; Fax: 041-866-6598

E-mail: yjkwon@wow.hongik.ac.kr

* 홍익대학교 대학원 기계설계학과

** 한국원자력연구소 책임연구원

• 이 논문에 대한 토론을 2002년 12월 31일까지 본 학회에 보내주시면 2003년 3월호에 그 결과를 게재하겠습니다.

1. 서 론

원자로에서 사용한 후 폐기되어지는 고준위폐기물은 위험한 방사능과 높은 온도를 가지고 있기 때문에 이를 관리하는 것은 상당한 주의가 필요하다. 고준위폐기물 처분용기는 어떤 조건하에서도 고준위폐기물의 방사성 독성이 사라지는 10,000년 동안 완전히 안전하게 격리시킬 수 있게 처분용기의 수명이 확실하게 보장되어야만 한다.^{1)~4)} 이러한 이유로 저장된 기간 중에 구조적 결함이 없도록 처분용기의 구조적 안정성측면에서 여러가지 조건을 고려해야 한다. 이러한 처분용기는 보통 지하 500m 아래의 안전한 장소에 보관하는 것이 좋다. 이런 여러 가지 안전성 측면에서 고려되어야 할 외부조건에 대하여, 처분용기는 충분한 안전계수를 만족해야 하는데, 첫 번째로 처분용기가 화강암층의 지하 500m에 놓여서 정상적으로 받을 외압인 지하수압 5MPa 과 벤토나이트 완충재의 팽윤압 10MPa 등, 총 15MPa에 견딜 수 있는 안전계수를 만족해야 한다. 또한 처분용기 설계 시 고려되는 안전계수는 외압조건의 불확실성과 재료 특성 및 제조상의 불확실성도 함께 포함되어야 하는데, 이런 경우에 사용되는 처분용기 재료의 구조와 특성에 따라 보통 1.5~2.5의 안전계수 값이 사용되어진다. 여기서 안전계수는 처분용기를 구성하는 고체물질의 항복응력과 처분용기 구조물내부에 발생하는 최대 내부응력 비로 정의된다. 그러므로 여러 가지 조건하에서 먼저 기본적인 선형구조해석을 수행⁵⁾하여 얻은 구조적으로 적합한 설계를 바탕으로 고온을 가지고 있는 내부의 핵연료다발에서 방출되는 열에 의한 열응력을 해석하여야 한다. 이를 근거로 추가되는 열응력에 의한 구조적 안전성을 확인하여야 한다. 그리고 처분용기의 외부온도는 벤토나이트 등의 화학적인 반응을 고려하여 100℃를 넘지 않아야 한다. 따라서 지하에 암반구조를 가지고 있는 고준위폐기물 처분시스템 연구의 선진국인 핀란드, 스웨덴 등에서는 고준위폐기물 처분용기에 대한 구조해석 연구가 상당히 진행되고 있는 실정이다. Anttila^{2),3)}는 고준위폐기물 처분용기의 구조안전성 확보를 위한 처분용기 구조에 대한 임계 구조강도를 계산하였고, Auerkari 등⁴⁾은 처분용기 구조의 용접부위에 대한 강도해석을 수행하였다. 또한 Raiko 등^{10)~13)}과 Werme 등¹⁵⁾은 여러 유형의 처분용기 구조설계 시 요구되는 처분용기 구조해석 문제를 다루었다. 본 연구에서는 이와 같이 핀란드, 스웨덴

등에서 연구된 처분용기 모델을 토대로 가압경수로(PWR)에서 발생하는 고준위폐기물 처분용기로 적당하다고 판단되는⁶⁾ 4개의 사각형 바스켓 안에 사용 후 핵연료다발이 채워진 처분용기 모델에 대하여 열응력 해석을 수행하였다. 본 논문에서 사용된 처분용기 모델은 이미 선행연구⁸⁾에서 그 구조적 재원들이 도출되었다.

처분용기의 설계 시 열응력 해석 이외에도 여러 가지 구조해석을 복합적으로 수행하여야 한다. 먼저 가장 기본적인 해석으로는 내부 주철삽입물의 강도를 측정하기 위한 선형정적 구조해석을 수행하여야 한다. 이를 통하여 처분용기를 구성하고 있는 내부 주철삽입물의 재원(직경, 길이)을 결정하고, 또한 처분용기의 사용 후 핵연료다발의 개수, 배열위치 등을 결정할 수 있다. 또한, 지진 등과 같은 외부 충격에 의해 발생할 수 있는 지지 암반의 붕괴에 의해 처분용기에 가해질 수 있는 갑작스런 전단변형에 대한 비선형 구조해석을 수행하여야 하며, 또한 고온의 지열 등에 의해 외곽층에 발생할 수 있는 크리프해석 등도 수행하여야 한다. 따라서 처분용기의 구조설계 문제는 이와 같이 복합적인 해석을 동시에 적용할 수 있는 MDO기법이 요구된다.⁷⁾

본 연구에서는 지하의 처분장소가 폐쇄된 후에 지하수의 유입으로 인해 처분용기를 둘러싸고 있는 벤토나이트 완충재에 지하수가 포화되는 과정에서 균일하게 팽윤압(8MPa)이 작용하는 경우와 지하수가 완전히 포화된 후의 지하수압(5MPa) 및 팽윤압(10MPa)에 의한 압력하중이 처분용기에 작용하는 경우의 두 가지 하중조건하에서 열응력 해석을 수행하였다. 처분용기에 대한 이와 같은 연구는 기 수행한 연구^{10)~15)}에서는 수행된 적이 없는 새로운 연구내용이다.

또한, 해석과정에서 바스켓 내부가 등가물질로 채워진 처분용기에 대한 열응력해석과 바스켓 내부가 비어 있다고 가정한 처분용기에 대한 열응력해석을 나누어서 수행하였다.

본 연구에서의 열응력 해석은 유한요소해석기법을 적용하여 수행하였다. 유한요소해석법의 적용 시 직접 유한요소해석프로그램을 작성하지는 않고, 구조물의 복잡성과 유한요소개수의 많음을 고려하여 MCAE 구조해석 프로그램인 상용해석코드인 NISA를 이용하여 처분용기에 대한 열응력 해석을 수행하였다.

2. 문제의 구성

처분용기의 직경은 122cm이고 처분용기의 내부에

저장되는 핵연료봉은 지르카로이(Zry-4)의 재질로 이루어진 얇은 튜브에 고준위폐기물이 채워져 있다. 한 개의 핵연료다발 바스켓은 지르카로이(Zry-4) 핵연료봉이 수 십 개에서 수 백 개로 이루어져 있다.(PWR용 처분용기는 289개) 따라서 바스켓 내부의 핵연료다발은 약간 복잡한 비 균질한 상태로 되어 있다. 본 연구에서는 이와 같이 비균질한 바스켓 내부를 균질한 등가물질로 가정하고 바스켓 내부의 핵연료다발 중심 온도는 167°C이고 처분용기 외곽셀 외부표면 온도는 93°C로 유지되고 있는 경우와 내부 핵연료다발이 일정한 열원으로 작용하는 경우로 가정하여 열응력해석을 수행하였다. 또 지르카로이 핵연료봉의 강도가 내부 삽입물(cast insert)의 강도보다 훨씬 작기 때문에 바스켓내부가 비어있다고 가정할 수 있다. 이 경우 처분용기 외곽셀 외부표면 온도는 93°C로 유지하고 내부 바스켓의 표면온도를 여러 가지로 변화시키면서 열응력 해석을 수행하였다.

2.1 구조 형상

다음 Fig. 1은 해석대상 처분용기의 구조형상 및 재원을 나타낸다. 처분용기의 외부 직경은 122cm, 내부 직경은 112cm, 외곽셀의 두께는 5cm 이다. 또 처분용기의 위아래 덮개를 포함한 전체 길이는 483cm 이다.

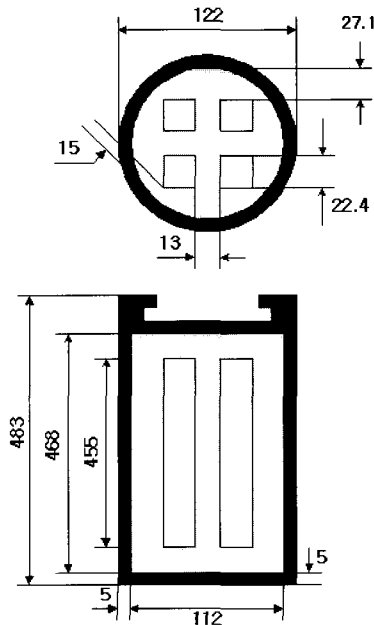


Fig. 1 The canister geometry(PWR canister)(unit : cm)

2.2 물질 상수

가압경수로(PWR)형 처분용기의 구조는 내부 삽입물(cast insert)과 외곽셀 및 위아래 덮개로 구성되어 있다. 외곽셀 및 위아래 덮개는 구리(copper)재질로 되어있고, 처분용기의 내부 삽입물은 주철(cast iron)로 되어 있다. 이들 재질에 대한 물질 특성값들이 Table 1에 나타나 있다.

Table 1에서 바스켓내부 핵연료다발 물질에 대한 물성치 값들은 등가 물성치 값(equivalent material value)을 계산하여 사용하였다. 등가 탄성계수 값 계산에서는 탄성계수가 바스켓 내부에서 지르카로이 봉이 차지한 체적에 비례한다고 가정하였다.

Table 1 Material Properties

	Cast iron	copper	Zry-4 (equivalent material value)
Young's modulus E(GPa)	126.5	117	33.44(PWR)
Thermal expansion coefficient α (10E-6/°C)	10.85	16.50	3.24
Poisson's ratio ν	0.25	0.30	0.30
Mass density ρ (kg/m ³)	7,400	8,900	2,000
Thermal conductivity k(W/mK)	52	386	0.14 (150°C)
Specific heat C(J/kg K)	420	383	2,640

2.3 열적조건

열응력 해석과정에서의 구체적인 열적조건은 다음과 같다.

- (1) 처분용기 바스켓 내부가 등가 물질로 채워져 있고 일정 온도조건으로 가정한 경우

가압경수로(PWR)형 처분용기 내부의 불 균일한 핵연료 다발 대신에 바스켓 내부를 균일한 등가물질이 채우고 있다고 가정하고, 이 바스켓의 중심온도가 167°C 이고, 처분용기 외곽셀의 표면온도가 93°C일 때 발생하는 열응력을 계산하여 case 1, case 2 하중 조건

(Fig. 2)에서 발생하는 구조변형과 응력을 계산하였다. 또한, 처분용기의 직경의 크기를 112cm에서 162cm까지 10cm씩 증가시키면서 case 2의 하중조건하에서 해석을 수행하였다.

(2) 처분용기 바스켓 내부가 비어 있고 일정 온도조건으로 가정한 경우

직경의 크기가 122cm인 가압경수로(PWR)형 처분용기 바스켓 내부가 비어 있다고 가정하고, 처분용기 외곽셀의 표면온도가 93℃로 일정하게 유지하고 내부 바스켓 표면온도를 93℃에서 300℃까지 증가시키면서 case 1, case 2 하중조건에 대하여 구조해석을 수행하였다.

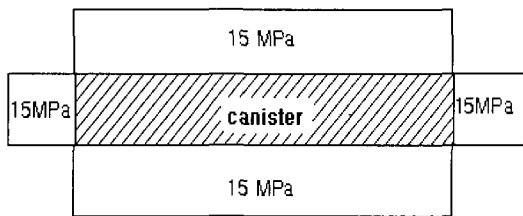
(3) 처분용기 바스켓 내부가 등가 물질로 채워져 있고 등가물질이 열원(heat source)으로 작용하는 경우 직경의 크기가 122cm인 가압경수로(PWR)형 처분용기 바스켓 내부가 등가 물질로 채워져 있다고 가정하고, 처분용기의 내부 바스켓의 등가물질이 5,062.9W/m³의 크기로 열발생(heat generation)이 일어나고, 외곽셀의 표면온도가 93℃로 일정하게 유지하고 있을 때, 열응력을 계산하여 case 1, case 2 하중조건에서 발생하는 응력과 구조변형 계산을 수행하였다.

열발생원은 처분용기내의 핵연료다발에서 초기(지하저장고 설치 후 5년)에 발생하는 열(Q=2531.44 W/ton)과 처분용기의 내부 바스켓 1개의 부피와 등가밀도(V=0.2283008m³, ρ=2,000kg/m³)로 부터 계산하였다.

2.4 구속 조건

처분 용기의 응력해석을 수행하기 위한 경계 및 의

After water saturation(hydrostatic+swelling pressure)



Case 1

력 조건은 처분용기가 지하 500m 암반내에 보관될 때 처분용기를 지지하는 방식에 의해 결정되는 조건에 따라 결정되어지는데, Fig. 2에 나타난 바와 같이 처분용기가 저장 초기에 완충재에 지하수가 완전 포화된 경우(case 1)와 지하수가 포화되는 과정의 경우(case 2)로 나누어서 이 두 가지 조건에 대하여 구조해석을 수행하였다. case 2의 하중조건인 경우 처분용기의 지지 방식은 용기 양끝 L/10(L : 처분용기의 길이)부분 외곽면의 모든 변위를 구속하는 고정끝단(fixed ends)으로 가정하였다. Fig. 2의 두 가지 하중조건에 상기에서 언급한 세 가지 열적 조건에 대한 열 하중 조건을 각각 추가하여 처분용기에 대한 구조변형 및 응력을 계산하였다.

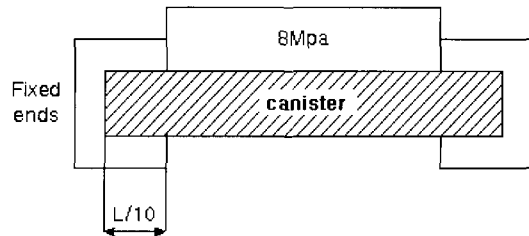
3.유한요소 해석

3.1 유한요소 모델링

처분 용기의 열응력 해석을 위한 유한요소모델은 3차원 유한요소모델링에서 가장 좋은 해석결과를 주는 8절점 육면체요소(eight node hexagonal element)를 사용하였다.

- ① 바스켓 내부가 비워진 경우에는 직경의 크기는 122 cm로 고정되어 있기 때문에 Fig. 3(a)의 단일 유한요소모델을 이용하였다. 이 경우 총 절점(node)의 개수는 36,884개이고 총 유한요소(element)의 개수는 31,840개로 모델링을 수행하였다.
- ② 바스켓 내부가 채워진 경우에는 직경을 증가시키면서 구조해석을 수행하였다. 직경이 증가하여 구조물이 커지면 유한요소 해석결과의 정확성을 유지하기 위하여 유한요소의 개수를 증가시켜 해석을 수행하여야 한다. 따라서 본 연구에서는 증가하는

Underground water saturation(swelling pressure)



Case 2

Fig. 2 Constraint conditions for boundary and external force

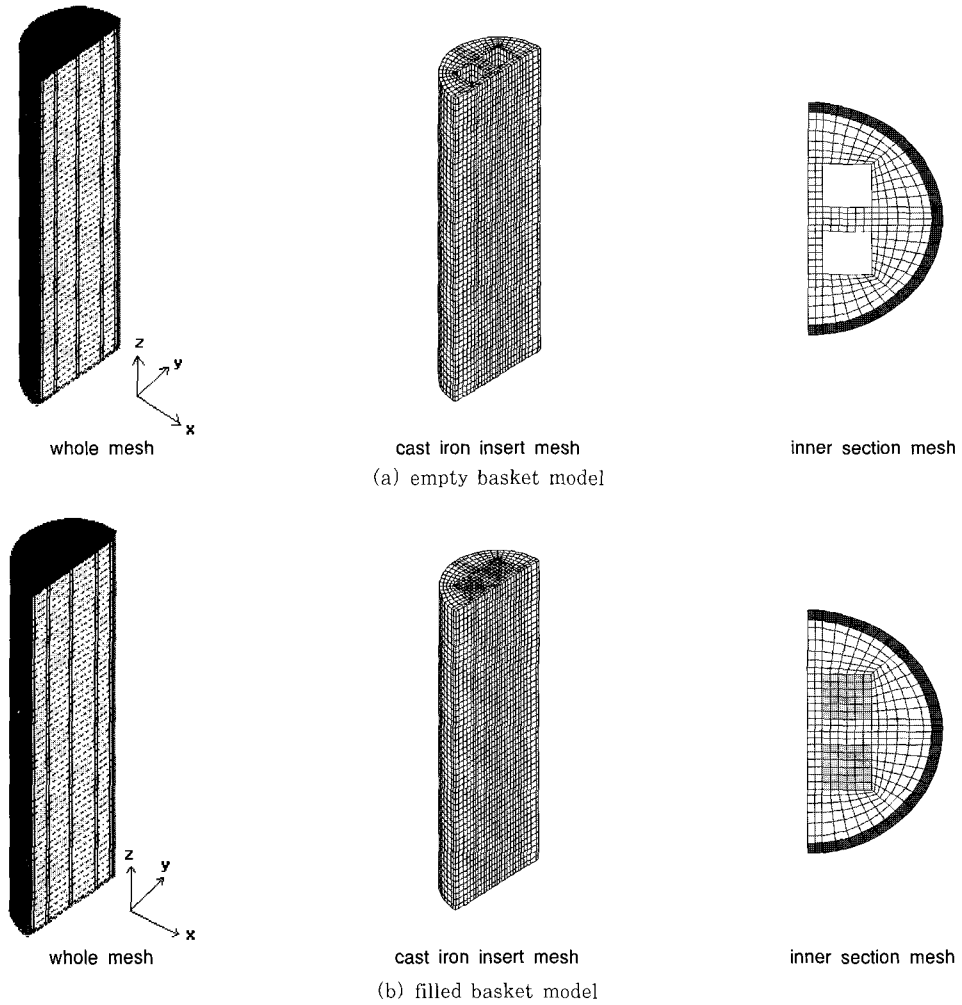


Fig. 3 Finite element mesh of canister for PWR fuel

Table 2 Nodes and elements variations for increased diameter(filled basket)

Diameter(cm)	112	122	132	142	152	162
No. of nodes	38,200	41,784	45,368	48,952	52,536	56,120
No. of elements	35,520	39,040	42,560	46,080	49,600	53,120

직경에 비례 하여 각 직경에 증가하는 구조물에 대한 유한요소의 개수와 절점의 개수도 Table 2에 나타낸 바와 같이 증가시켜서 해석을 수행하였다.

3.2 경계 및 외력조건

(1) Case 1 하중조건

강체운동의 발생을 방지하기 위하여 처분용기의 YZ

단면에 대하여 u_x , XZ 단면에 대하여 u_y , XY단면에 대하여 u_z 가 구속되어져 있고, 처분용기의 상·하부 면과 위아래 면에 수직하게 일정한 압력(15MPa)이 작용한다.

(2) Case 2 하중조건

처분용기의 양쪽 끝 부분(L/10)의 처분용기 외곽

면에서 u_x, u_y, u_z 가 구속되어져 있고, 처분용기의 상부에는 면에 수직하게 일정한 압력(8MPa)이 작용한다.

4. 해석결과 및 분석

해석결과를 검토해 보면 바스켓에 등가물질로 채워진 경우 고온의 핵연료다발 바스켓 중심부근에 높은 온도가 집중함을 알 수 있다(Fig. 4).

열응력이 추가된 경우를 열응력을 고려하지 않은 해석 결과와 비교해보면 내부 주철삽입물에 발생하는 응력과 변형이 더 커짐을 알 수 있다(Table 3). 지하수 포화후의 하중 조건(case 1 하중조건)하에서 내부 주철삽입물(cast iron insert)에 발생하는 응력 값이 내부 주철삽입물의 항복응력값(200~290MPa)보다 작은 사실을 알 수 있다.

내부 주철삽입물이 구조적으로 처분용기를 지탱하고 있으므로 설계 시 고려해야 되는 처분용기의 안전계수는 내부 주철삽입물내에 발생하는 최대 등가응력(von-Mises stress)값을 기준으로 계산해야 함을 고려할 때, 열응력이 추가된 경우에도 처분용기 구조물이 안전계수(S)값 $S=1.5\sim 2.5$ 을 만족함을 알 수 있다. 또한 지하수 포화과정중의 하중조건(case 2 하중조건)하에서도 열응력이 추가된 경우 내부 주철삽입물(cast iron insert)에 발생하는 응력값이 내부 주철삽입물의 항복응력값(200~290MPa)보다 여전히 작아서 안전계수 $S=1.5\sim 2.5$ 의 조건을 만족하기 때문에(Table 3), 직경 $D=122\text{cm}$ 의 처분용기가 열응력이 추가된 경우에도 구조적으로 안전함을 알 수 있다.

바스켓 내부가 등가물질로 채워져 있는 경우 열응력이 작용하지 않으면 바스켓 내부가 비어 있는 경우보다 발생하는 내부 응력값이 작아짐을 알 수 있다(Table 3). 그리고 case 1 하중 조건인 경우(Fig. 6) case 2 하중 조건인 경우(Fig. 5)와는 다르게 응력분포가 대칭성을 유지함을 알 수 있다.

바스켓 내부가 비어 있다고 가정한 경우에 직경의 크기가 122cm인 가압경수로(PWR)형 처분용기에서 어느 일정 온도(100℃와 130℃사이 온도)까지는 내부 주철삽입물(cast iron insert)에 발생하는 응력은 온도가 증가하더라도 감소하지만, 이 일정온도 이상부터는 온도가 증가하면 내부응력도 함께 증가함을 알 수 있다(Table 5). 이와 같은 현상은 내부 주철삽입물과 외곽셀 및 위아래 덮개를 각각 구성하고 있는 주철

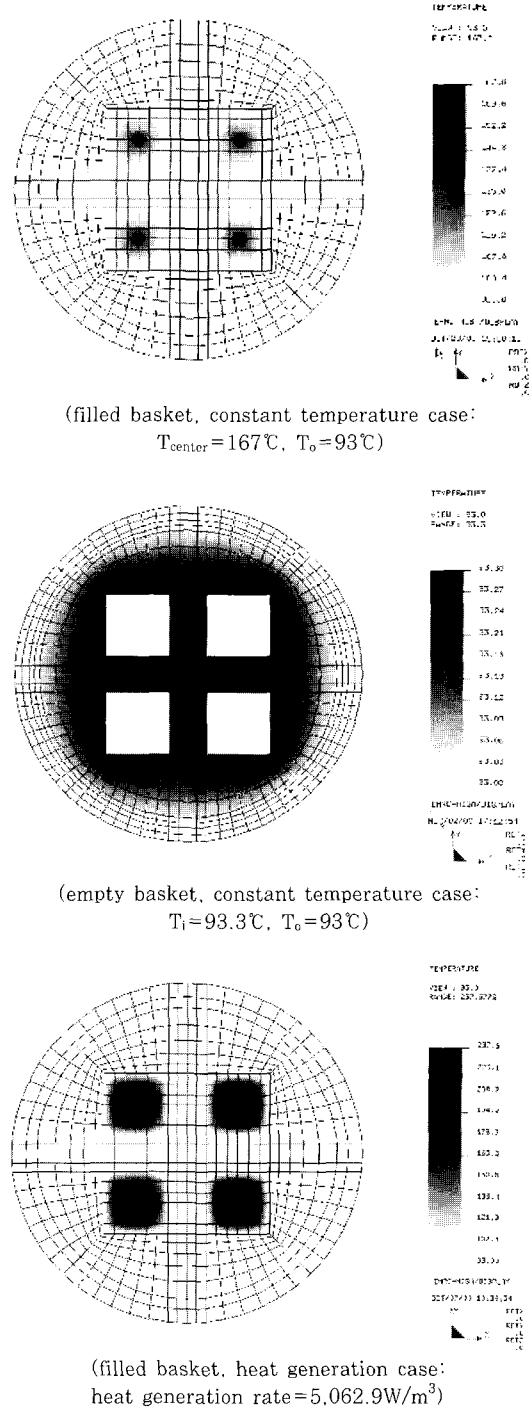


Fig. 4 Temperature distribution of canister for PWR fuel(D=122cm, horizontal section view)

Table 3 Thermal stress analysis results for PWR canister structure(cast iron insert, D=122cm)

Load case	Specific load conditions		Case 1	Case 2
Results Maximum von-Mises stress (σ_{max} , MPa)	hydrostatic pressure+swelling pressure+thermal stress(filled basket)	constant temperature condition	77.40	95.71
		heat generation condition	59.85	92.35
	hydrostatic pressure+swelling pressure(empty basket)		39.06	79.60
	hydrostatic pressure+swelling pressure(filled basket)		10.25	68.38
Maximum deflection (u_{max} , cm)	hydrostatic pressure+swelling pressure+thermal stress(filled basket)	constant temperature condition	0.2429	0.2589
		heat generation condition	0.2622	0.2801
	hydrostatic pressure+swelling pressure(empty basket)		0.0336	0.1060
	hydrostatic pressure+swelling pressure(filled basket)		0.0187	0.0957

Table 4 Thermal stress analysis results for diameter variation(PWR type canister with filled basket, case 2 load condition)

Diameter(cm)		112	122	132	142	152	162
Lid	σ_{max} (MPa)	102.4	105.2	107.1	108.5	109.5	110.3
	u_{max} (cm)	0.2746	0.2757	0.2770	0.2783	0.2797	0.2812
Bottom	σ_{max} (MPa)	100.5	103.0	104.5	105.4	106.1	106.6
	u_{max} (cm)	0.2679	0.2690	0.2702	0.2715	0.2729	0.2743
Outer Shell	σ_{max} (MPa)	193.8	178.7	166.8	157.2	149.4	142.9
	u_{max} (cm)	0.2705	0.2717	0.2730	0.2743	0.2757	0.2772
Cast Insert	σ_{max} (MPa)	104.4	95.71	88.69	82.93	78.15	76.54
	u_{max} (cm)	0.2580	0.2589	0.2600	0.2611	0.2624	0.2637

Table 5 Thermal stress analysis results occurring in the cast iron insert for temperature variation(PWR type canister, empty basket, D=122cm)

Ti		93℃	93.3℃	95℃	100℃	130℃	140℃	150℃	170℃	200℃	250℃	300℃
Load case 1	σ_{max} (MPa)	53.94	53.85	53.35	51.91	51.42	60.96	73.39	100.6	142.3	212.7	283.4
	u_{max} (cm)	0.2522	0.2525	0.2543	0.2595	0.2907	0.3011	0.3124	0.3387	0.3738	0.4442	0.5102
Load case 2	σ_{max} (MPa)	87.71	87.53	86.53	83.61	86.75	92.74	98.93	111.8	135.6	197.8	268.9
	u_{max} (cm)	0.2694	0.2697	0.2715	0.2766	0.3077	0.3181	0.3313	0.3575	0.3969	0.4627	0.5286

(cast iron)과 구리(Cu)의 열팽창계수 크기의 차이로 온도가 증가하는 초기에는 열팽창계수가 더 큰 구리로 된 외곽셀 및 위아래 덮개의 변형에 의하여 내부 주철 삽입물에 작용하는 외부압력의 일부가 일시적으로 상쇄되기 때문에 사료된다.

내부 바스켓 온도가 150℃까지는 내부 주철 삽입물에 발생하는 응력의 크기가 case 1, case 2 하중조건 모두에서 100MPa 보다 작으므로, 예상되는 실제 온도 차이(내부 바스켓 온도 93.3℃, 외곽셀 표면 온도 93℃) 뿐 아니라 더 큰 온도 차이(내부 바스켓 온도 150℃, 외곽 셀 표면 온도 93℃)에서도 처분용기는 충분한 구조적 안정성을 유지함을 알 수 있다.

또한, 바스켓 내부의 핵연료다발이 열원(heat source)으로 작용하여 열응력이 발생하는 경우에도 열응력이 추가된 응력과 구조변형 결과(Table 3)를 검토하면 처분용기의 내부 주철삽입물(cast iron insert)에 발생하는 응력값이 여전히 100MPa보다 작으므로 처분용기는 역시 구조적으로 안전함을 알 수 있다.

바스켓 내부가 등가물질로 채워져 있고 열하중이 추가된 지하수 포화과정 중의 하중조건(case 2 하중조건)인 경우에서 처분용기 직경의 변화에 따른 구조변형과 내부 응력의 결과(Table 4)를 검토하면, 내부 주철삽입물(cast iron insert)에 발생하는 응력의 크기가 직경의 증가에 따라서 열응력이 없는 경우⁹⁾와 같이 감소함을 알 수 있다.

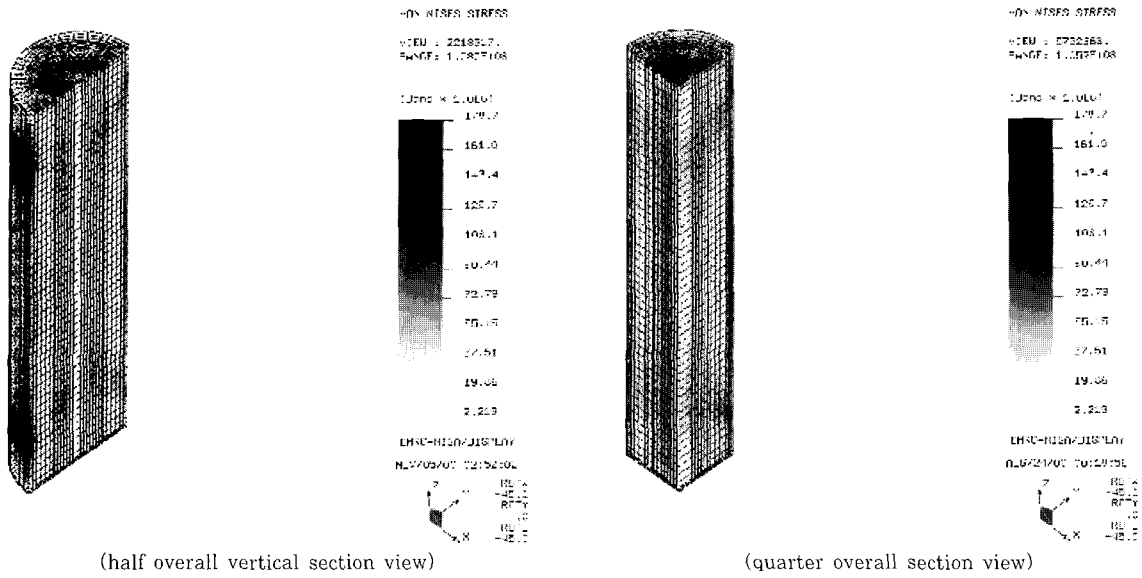


Fig. 5 Stress contour of canister structure(overall)(PWR canister, filled basket, constant temperature, case 2, D=122cm)

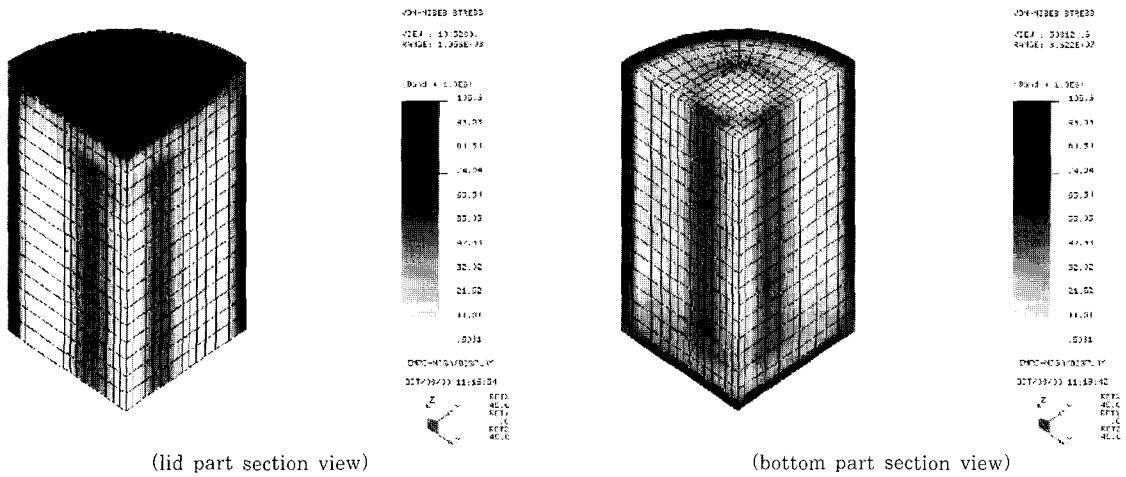


Fig. 6 Stress contour of canister structure(inside)(PWR, filled basket, heat generation, case 1, D=122cm)

5. 결 론

열응력이 추가된 처분용기의 구조해석 결과로부터 다음과 같은 결론을 얻을 수 있다. 처분용기에서 고온의 핵연료다발의 열발생에 의한 열응력을 고려하였을 때 내부 바스켓에 등가물질이 채워진 경우나 비워진 경우에서 내부에 발생하는 최대응력과 변형은 열응력이 없는 경우 보다 증가하지만, 안전계수 $S=1.5\sim 2.5$ 조

건을 여전히 만족하기 때문에 열응력이 추가되는 경우에도 구조적으로 안전함을 알 수 있다.

열응력이 작용하지 않고 압력하중만 고려한 경우에는 바스켓 내부가 등가물질로 채워져 있는 경우가 바스켓 내부가 비어 있는 경우보다 발생하는 응력 값은 작아짐을 알 수 있다.

바스켓 내부가 비워진 경우에서 어느 일정온도까지는 발생 내부 응력 값이 감소하더라도 그 응력 값은 항

복 응력 값보다 여전히 작고 일정온도 이상부터에서는 온도가 증가하면, 내부 응력 값과 변형도 함께 증가함을 알 수 있다. 어느 일정온도까지의 일시적 응력 감소 현상은 내부 주철삼입물과 외곽셀의 열팽창계수 차이에 의한 것으로 사료된다.

고온의 핵연료다발 바스켓이 발열을 수반한 열원(heat source)으로 작용하는 열하중이 추가된 경우에도 처분용기의 구조적 안전성을 확인할 수 있다. 이와 같은 연구 결과는 고준위폐기물 처분용기 개발이라는 중요한 환경문제의 해결에 큰 기여가 될 것이다.

감사의 글

본 논문은 과학기술부 원자력중장기 개발사업 기금으로 수행되었습니다. 이에 감사드립니다.

참 고 문 헌

- Ahonen, L., "Chemical Stability of Copper Canisters in Deep Repository," *Report YJT-94-13, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies*, Helsinki, 1995, pp.101
- Anttila, M., "Criticality Safety Calculations for the Nuclear Waste Disposal Canisters," *Report POSIVA-96-11, Posiva Oy, Helsinki*, 1996
- Anttila, M., "Criticality Safety Calculations of the Nuclear Waste Disposal Canisters for Twelve Spent Fuel Assemblies," *Working Report 99-03, Posiva Oy, Helsinki*, 1999, pp.20
- Auerkari, P. and Holmstrom, S., "Long-term Strength of EB Welds of the Canister for Nuclear fuel disposal," *Working Report 97-35e, Posiva Oy, Helsinki*, 1997, pp.21
- Borgesson, L., "Interaction between Rock, Bentonite buffer and Canister. FEM Calculations of Some Mechanical Effects of Canister in Different Disposal Concepts," *Technical report TR 92-20, Swedish Nuclear fuel and Waste Management Co.(SKB)*, Stockholm, pp.83 + appendixes, ISSN 0284-3757, 1992
- Choi, J. W., Choi, Y. S., Kwon, S. K., Kuh, J. E., and Kang, C. H., "Technology Assessment of the Repository Alternatives to Establish a Reference HLW Disposal Concept," *Journal of the Korean Nuclear Society*, Vol. 31, Number 6, 1999, pp.83~100
- 권영주, 김재희, "액체금속로 핵연료교환장치의 구조해석 I : 기구동역학해석," *한국전산구조공학회 논문집*, 제12권, 제4호, 1999, pp.573~581
- Kwon, Y. J., Kang, S. U., Choi, J. W., and Kang, C. H., "Structural Analysis for the Determination of Design Variables of Spent Nuclear Fuel Disposal Canister," *KSME International Journal*, Vol. 15, No. 3, 2001, pp.327~338
- 강신욱, "심지층 고준위 핵폐기물 처분용기의 구조해석," 석사학위 논문, 홍익대학교, 2000, pp.76
- Raiko, H. and Salo, J. P., "The Design Analysis of ACP-Canister for Nuclear Waste Disposal," *Report YJT-92-05, Nuclear Waste Commission of Finnish Power Companies*, Helsinki, Finland, 1992
- Raiko, H. and Salo, J. P., "Design Report of the Canister for Nuclear Fuel Disposal," *Report POSIVA 96-13, Posiva Oy, Helsinki*, ISBN 951-652-012-x, Finland, 1996
- Raiko, H. and Salo, J. P., "Design Report of the Disposal Canister for Twelve Fuel Assemblies," *Report Posiva-99-18, Posiva Oy, Helsinki, Finland*, 1999
- Salo, J. P. and Raiko, H., "The Copper/Steel Canister Design for Nuclear Waste Disposal," *TVO/KPA Turvallisuus ja tekniikka, Work Report 90-10, Rev. 1., Teollisuuden Voima Oy, Helsinki, Finland*, 1990
- Vieno, T. and Nordman, H., "Safety Sssessment of Spent Fuel Disposal Canister in Hastholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara TILA-99," *Report POSIVA 99-07, Posiva Oy, Helsinki*, 1999, pp.253
- Werme, L. and Eriksson, J., "Copper Canister

with Cast Inner Component," *Technical Report*
TR-95-02, Swedish Nuclear Fuel and Waste

Management Co.(SKB), Stockholm, Sweden
ISSN 0284-3757, 1995