

# 노심용융사고 시 관통노즐이 제거된 원자로용기 하부헤드의 구조 건전성 평가

이 연 주<sup>1</sup> · 김 종 민<sup>1\*</sup> · 김 현 민<sup>1</sup> · 이 대 희<sup>1</sup> · 정 장 규<sup>1</sup>

<sup>1</sup>한국전력기술주식회사 원자로설계개발단

## Structural Integrity Evaluation of Reactor Pressure Vessel Bottom Head without Penetration Nozzles in Core Melting Accident

Yun Joo Lee<sup>1</sup>, Jong Min Kim<sup>1\*</sup>, Hyun Min Kim<sup>1</sup>, Dae Hee Lee<sup>1</sup> and Chang Kyu Chung<sup>1</sup>

<sup>1</sup>KEPCO Engineering and Construction Company, Nuclear Steam Supply System Division, Daejeon, 305-353, Korea

### Abstract

In this paper, structural integrity evaluation of reactor pressure vessel bottom head without penetration nozzles in core melting accident has been performed. Considering the analysis results of thermal load, weight of molten core debris and internal pressure, thermal load is the most significant factor in reactor vessel bottom head. The failure probability was evaluated according to the established failure criteria and the evaluation showed that the equivalent plastic strain results are lower than critical strain failure criteria. Thermal-structural coupled analyses show that the existence of elastic zone with a lower stress than yield strength is in the middle of bottom head thickness. As a result of analysis, the elastic zone became narrow and moved to the internal wall as the internal pressure increases, and it is evaluated that the structural integrity of reactor vessel is maintained under core melting accident.

**Keywords** : severe accident, molten core debris, reactor pressure vessel, external reactor vessel cooling

### 1. 서 론

원자력 발전소의 중대사고는 기존의 설계 기준 사고를 넘어서 노심의 손상을 일으켜 다량의 핵분열 생성물이 유출될 수 있다. 중대사고의 발생 가능성은 희박하지만 체르노빌과 후쿠시마 사고를 통하여 본 바와 같이 사고 발생 시 경제적, 사회적 측면에서 막대한 피해를 초래함을 알 수 있다. 중대 사고 시 핵연료 노심과 주변 구조물이 녹아내려 노심용융물이 생성되고, 이들은 원자로 하부에 쌓이게 된다. 원자로 하부구조의 온도 분포는 원자로 내부의 여러 조건뿐만 아니라 노심용융물의 초기 온도, 조성, 원자로용기의 접촉 부분에서의 열전달 특성에 큰 영향을 받는다(Hashimoto *et al.*, 1992; Suh *et al.*, 1994).

냉각재상실사고(Loss of Coolant Accident, LOCA)는

원자로 내 노심에 냉각수가 부족해서 일어나는 사고로, 효과적으로 대응하지 못하면 노심 내부의 열이 급격히 상승하여 노심용융사고가 발생할 수 있다. 최근 세계적으로 냉각재상실사고 관리 전략으로서 외부침수냉각(External Reactor Vessel Cooling, ERVC) 방식이 연구되고 있거나 개발 도입되고 있다. 이러한 ERVC 방식은 중대사고에 의해 발생한 노심용융물을 원자로용기 외벽냉각에 의해 원자로용기 내부에 억류함으로써 원자로용기의 건전성을 유지하는 것이다. 이는 노심용융물의 용기내부보존(In Vessel Retention, IVR) 개념을 적용한 것이다.

한편, 원자로용기 내벽은 노심용융물로 부터의 열전달에 의해 초고온 상태에 이르게 되며, 열응력에 의한 손상정도가 커진다. 이러한 고온 상태에서의 온도 및 열응력 해석은 방법상의 어려움뿐만 아니라 온도에 따른 재료 물성치 결정의

\* Corresponding author:

Tel: +82-42-868-4105; E-mail: jmkim5@kepc0-enc.com

Received April 15 2014; Revised May 30 2014;

Accepted June 5 2014

©2014 by Computational Structural Engineering Institute of Korea

This is an Open-Access article distributed under the terms of the Creative Commons Attribution Non-Commercial License(<http://creativecommons.org/licenses/by-nc/3.0>) which permits unrestricted non-commercial use, distribution, and reproduction in any medium, provided the original work is properly cited.

어려움도 존재한다. 기존에 제시된 IVR 관련 연구 및 Park (2012) 논문에서는 ASME Code(2010)에 제시된 온도 범위 이상의 재료 물성치를 외삽(extrapolation)법으로 결정하였는데, 이는 상변태와 상변화로 인해 온도에 따라 비선형으로 변하여 실제 물성치와는 큰 차이가 있을 것으로 예상된다.

이러한 중대사고 발생 시 원자로 하부구조물의 용융 발생 가능성을 억제하기 위해 원자로 하부헤드에 위치한 노내계측기를 원자로 상부로 이동시키는 개념이 적용되고 있다. 노내계측기를 원자로 상부에 탑재함으로써 원자로 하부헤드의 노내계측기 관통노즐이 제거되며, 노심용융 대처에 필요한 최적의 원자로외벽 냉각설계가 가능하다. 따라서 노심용융물 발생 시 이를 냉각시킬 수 있는 냉각설비를 설치할 수 있는 공간 확보와 설계의 적용이 용이하여, 원자로용기의 건전성을 향상시킴으로써 노심용융물의 노외방출 위험을 배제할 수 있다. 기존의 원자로용기 구조 건전성 관련 연구에서는 원자로하부헤드 노내계측기의 관통노즐 면적을 제외한 단순 비례값을 사용하여 연구결과가 매우 보수적이었고, 실제 상태와도 차이가 존재하였다.

따라서 본 연구에서는 관통노즐이 제거된 원자로용기 하부헤드에 대해 온도에 따른 재료 물성치 변화를 보다 실제 현상에 근접하게 설정한 후, 유한요소 해석방법과 상용 구조해석코드인 ANSYS를 이용하여 LOCA로 인한 중대사고 시를 기준으로 노심용융물 질량, 기계적 경계조건과 외부침수냉각에 따른 온도 및 열응력 해석을 수행하고, 파손기준을 이용하여 손상정도를 평가하여 원자로 압력용기의 구조적 건전성을 평가하고자 한다.

## 2. 해석모델

### 2.1 평가대상 및 해석

본 연구의 평가대상은 Advanced Power Reactor plus Standard Nuclear Power Plant(APR+)의 원자로용기 하부헤드이며, 이는 원자로용기 하부원통과 일체로 연결되어 압력경계를 형성하고 있다(Fig. 1). 수행할 해석은 노심용융물이 쌓인 상태의 하부헤드에 대한 열전달 해석 및 열응력 해석이다.

열전달 해석에는 PLANE55, 4절점 요소 2-D Thermal Solid를 사용하였으며, 구조해석에는 PLANE182, 4절점 요소 2-D Structural Solid를 사용하였다. 요소수는 14,446개이며, 절점수는 44,507개로 추후 요소를 제거하기 위해 요소 격자를 세밀화하였다.

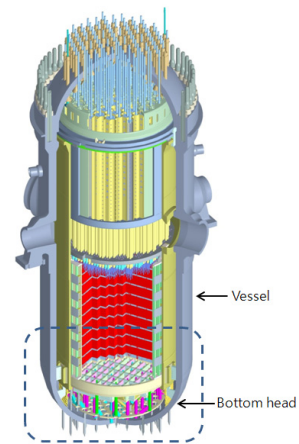


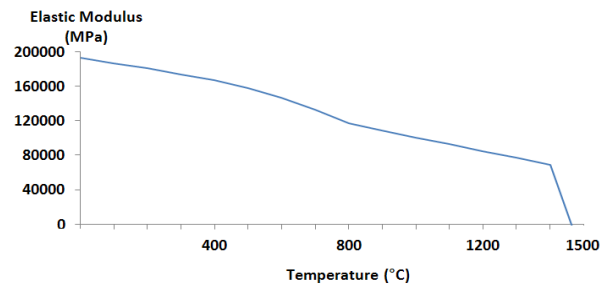
Fig. 1 Reactor pressure vessel

### 2.2 기계적·열적 물성치

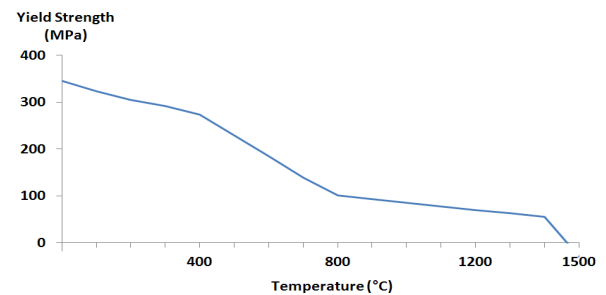
원자로 압력용기의 재질인 SA508 Gr.3 Cl.1의 화학조성은 Table 1과 같고, 화학조성에 따른 일반 철강에 대한 액상선 온도(liquidus temperature)와 고상선 온도(solidus temperature; Howe, 1988; Kubachewski, 1982)를 활용하여 액상선 온도는 1501°C와 고상선 온도는 1450°C로 결정하였으며, 화학조성을 이용한 밀도식(Jablonka *et al.*,

Table 1 Chemical composition of SA508 Gr.3 Cl.1(%)

C	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	V
0.25	1.20	0.025	0.025	0.40	0.25	0.45	0.05
max	-1.50	max	max	-1.00	max	-0.60	max



(a) Elastic Modulus



(b) Yield Strength

Fig. 2 Variation of elastic modulus and yield strength with temperature

1991)을 통해 밀도를 결정하였다.

온도 변화에 따른 물성치의 변화는 다음과 같이 결정하였다. 즉, 비열과 열전도도는 ASME Code(2010)와 Thomas (1987)에 의해, 탄성계수와 항복강도(Fig. 2)는 ASME Code(2010)와 Grill 등(1976)의 결과로부터, 열팽창계수는 ASME Code(2010)와 Jablonka(1991)의 결과를 참고하였다. 프와송비는 온도에 무관하게 0.3으로 결정하였다 (Kim *et al.*, 1998).

핵연료 피복재의 온도가 약 2427°C에 도달하면 산화된 피복재 물질이 용융, 파열되어 노심하부로 재배치(ZrO<sub>2</sub>, rupture and relocation) 되므로, 노심용융물의 온도는 2500°C로 결정하였다(Kim *et al.*, 1997).

노심용융물의 열전달해석에 사용된 열적 물성치인 밀도, 열팽창계수, 비열 그리고 열전도도는 Table 2와 같다.

**Table 2** Mechanical properties of core(EPRI, 1997)

Temp.	Density	Thermal expansion coefficient	Specific heat	Thermal conductivity
°C	kg/m <sup>3</sup>	1/°C	J/Kg°C	W/m°C
227	7864	5.8 × 10 <sup>-5</sup>	530	17.1
727	7624	6.5 × 10 <sup>-5</sup>	597	25.0
1227	7365	6.5 × 10 <sup>-5</sup>	597	25.0
1427	6979	8.2 × 10 <sup>-5</sup>	776	18.0
1727	6791	10 × 10 <sup>-5</sup>	776	19.0
2227	6406	13 × 10 <sup>-5</sup>	776	20.6
2727	5930	18 × 10 <sup>-5</sup>	776	22.2
2814	5858	18 × 10 <sup>-5</sup>	776	22.5

### 2.3 해석조건

해석 및 평가를 위해 사용한 가정조건은 다음과 같다.

- 1) 하부헤드의 재료는 선형 탄성-완전 소성(linear elastic-perfectly plastic)이다.
- 2) 하부 헤드와 노심용융물과 사이의 간극(gap)을 고려하지 않는다.
- 3) 노심용융물과 원자로내부구조물 용융물을 구분하지 않고, 노심용융물에 의한 열대류로 단순화한다.
- 4) 노심용융물이 하부헤드에 완전히 재배치 된 후의 상태를 해석하였다.
- 5) 클래딩(cladding)의 열차폐 효과는 고려하지 않는다.

### 2.4 파손기준

일반적으로 원자로의 설계는 주어진 설계하중에 대해 원자

로용기가 탄성범위 내에 있도록 설계를 하며, 그 기준으로 설계응력강도( $S_m$ )를 사용한다. 설계응력강도 값은 항복강도에 대한 일정 비로 제시되므로, 본 해석평가에서는 항복강도를 기준으로 하부헤드의 파손을 평가하였다.

현상학적으로 연속체 역학을 바탕으로 등가소성변형률(equivalent plastic strain)에 기초를 둔 파손기준을 사용하였다. 등가소성변형률 식은 (1)과 같으며,  $\bar{\epsilon}_p$ 는 등가소성변형률이고,  $\epsilon_1, \epsilon_2, \epsilon_3$ 는 주소성변형률(principal plastic strain)이다.

$$\bar{\epsilon}_p = \frac{\sqrt{2}}{3} [(\epsilon_1 - \epsilon_2)^2 + (\epsilon_2 - \epsilon_3)^2 + (\epsilon_3 - \epsilon_1)^2] \quad (1)$$

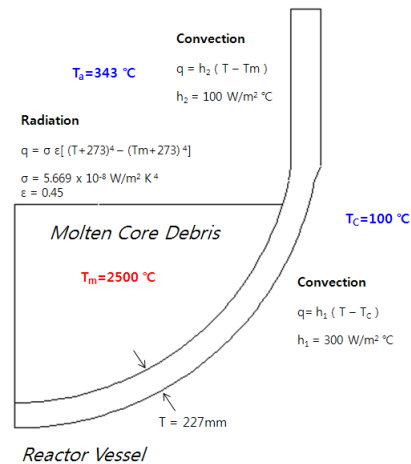
Bohl 등(1985)에 따르면, 파손은 등가소성변형률이 12% 이내에서 일어난다는 것이며, Berman 등(1984)은 18% 이내에서, Amarasooriya 등(1987)은 13%~18% 범위에서 파손이 일어난다고 주장하였다.

반면 Shockey(1980)는 기공생성, 성장에 근거한 연성파손의 기구 개념을 도입하여 파손기준을 보수적으로 평가하였다. 석출입자에서 기공(void)이 생성되고 기공 핵 생성에 필요한 임계변형률이 11%임을 확인하였다. 따라서 본 연구에서는 보수적으로 Shockey(1980)가 제시하고 있는 임계변형률 11%와 해석결과를 비교하여 파손을 평가하고자 한다.

## 3. 유한요소해석 및 건전성 평가

### 3.1 열전달 해석

해석모델은 기하학적 대칭성과 하중조건을 고려하여 원자로용기 하부헤드와 노심용융물의 축대칭 모델을 구현하였고,



**Fig. 3** Boundary and initial condition of heat transfer analysis

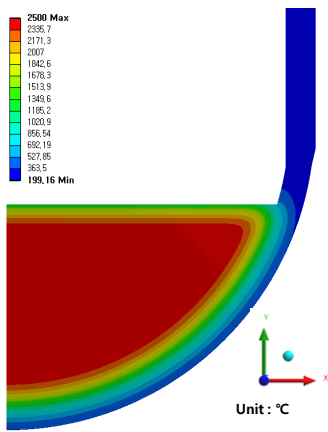


Fig. 4 Temperature distribution of heat transfer analysis

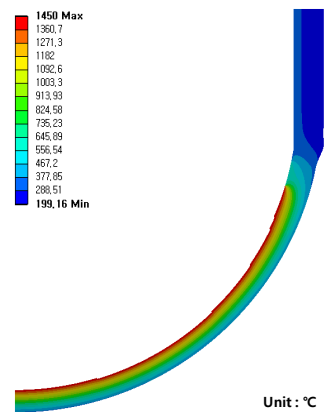


Fig. 5 Element removal model for structural analysis

원자로용기와 노심용융물의 초기조건 및 열전달 경계조건은 Fig. 3에 나타내었다. 노심용융물의 초기온도는 2500°C이며 원자로용기 내부 온도는 설계온도인 343°C이다. 원자로용기 내벽과 노심용융물 상부에서는 복사(radiation)와 대류(convection)로 열전달이 발생하고, 원자로용기 외벽은 냉각수의 대류에 의해 열전달이 일어난다. 냉각수의 온도는 대

기압에서 증발되는 온도 100°C로 가정하였고, 열대류계수는 300W/m<sup>2</sup>°C조건으로 해석을 수행하였다(Witt, 1994).

노심용융물의 방사도(emissivity)는 0.45이고, 스테판-볼츠만 상수는 5.669 × 10<sup>-8</sup>W/m<sup>2</sup>K<sup>4</sup>이다. 노심용융물의 열대류계수는 100W/m<sup>2</sup>°C조건이다(Park *et al.*, 1997).

노심용융물이 적층된 후 30분후에 정상상태(steady state condition)임을 확인하고 열전달을 수행한 결과는 Fig. 4와 같다. 원자로 하부구조가 800°C이상에서는 열적연화가 일어나서 항복강도가 저하되며, 고체가 용융을 시작하는 온도인 고상선 온도 1450°C이상의 상태가 되면 노심 용융물의 열에 의해 하부헤드가 용융되는 것으로 가정하여 항복응력 0으로 가정하였다. 열전달 해석 후 온도가 1450°C이상 되는 하부헤드가 용융된 상황을 구현하기 위해 ANSYS의 Element Death 기능을 이용하여, 유한요소모델에서 요소를 삭제하는 대신 비활성화하여 열전달 해석 모델과 열응력 해석 모델 사이에 차이가 생기지 않고 결과에도 영향을 미치지 않도록 하였다.

Fig. 5과 같이 노심용융물과 원자로용기 하부헤드 사이가 제거되었고, 하부헤드 두께는 227mm에서 최대 30mm 감소된 모델로 구조해석을 수행하였다.

### 3.2 열응력 해석

원자로용기 하부헤드는 고온의 노심용융물과 열전달을 하면서 불균일한 온도 변화를 갖게 되고, 이로 인해 변형이 발생하게 된다. 열변형의 정도에 따라서 압축과 인장이 일어나게 되고 열응력이 발생하게 된다. 또한 하부헤드는 온도 상승으로 인해 불균일한 항복강도 분포를 갖게 된다. 즉, 온도가 크게 상승하는 부분은 항복강도가 크게 떨어지게 되고, 온도의 상승이 작은 부분은 항복강도의 감소도 작게 된다. 따라서 항복강도의 변화에 따라 원자로 하부헤드의 내압에

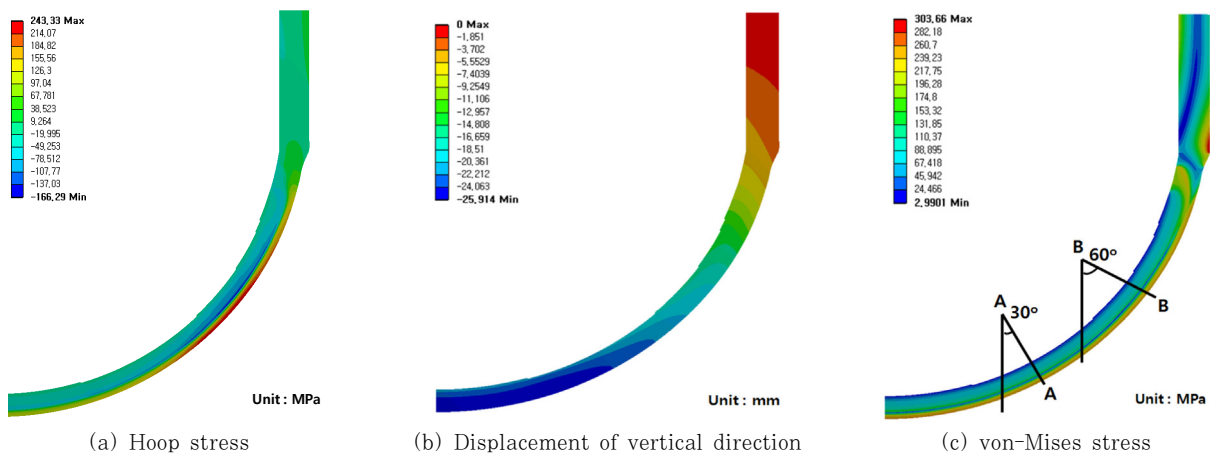
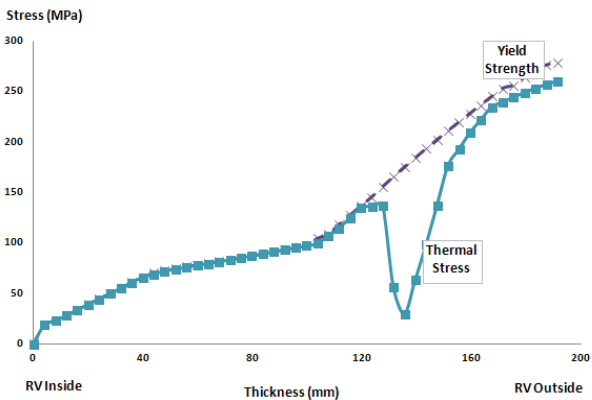
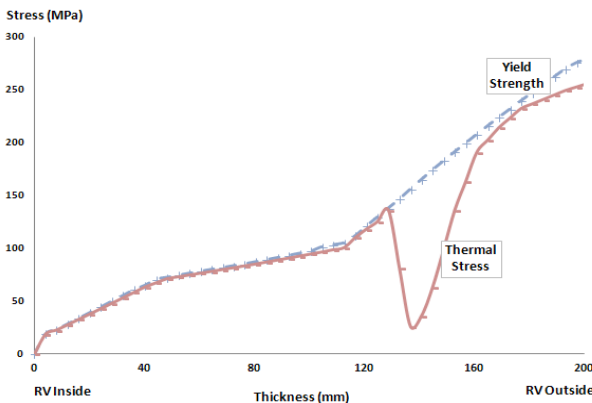


Fig. 6 Thermal stress analysis



(a) Section A-A



(b) Section B-B

Fig. 7 Correlation between reactor vessel thickness and thermal stress

대한 지지능력이 변하게 된다.

해석 모델 구속조건은 하부헤드의 열팽창을 고려하여 하부헤드의 중심부는 수평축( $x$ 축)을 고정, 수직축( $y$ 축)은 자유도를 적용하였고, 원자로 용기 원통구간은 수직축( $y$ 축)은 고정, 수평축( $x$ 축) 자유도를 적용하였다.

열전달 해석으로부터 구한 각 절점의 온도분포를 이용하여 열응력해석을 수행하였으며, Fig. 6(a)는 원통형 좌표계(Cylindrical Coordinate)에서 원주방향 응력을 나타낸 것으로 내벽에서는 압축이 발생하였고, 외벽에서는 인장이 발생하였다. 압축과 인장이 동시에 작용함에 따라 중립면이 존재하는 것을 확인하였다. Fig. 6(b)는 열응력 해석 후 변위를 나타낸 것으로 하부헤드의 열팽창에 의해 발생한 변위가  $y$ 축방향으로 처짐이 발생하며, 최대 변위는 하부헤드의 중심에서 25.91mm로 평가되었다.

Fig. 6(c)는 von-Mises 응력분포를 도시한 것으로 단면 A-A는 하부헤드 중심에서 30° 부위이고, 단면 B-B는 중심에서 60° 부위이다. 열전달 해석으로부터 구한 각 절점의 온도분포를 기준으로 온도변화에 따른 항복강도 값과 비교하였다(Fig. 7). 단면 A-A에서는 내벽으로부터 두께방향으로

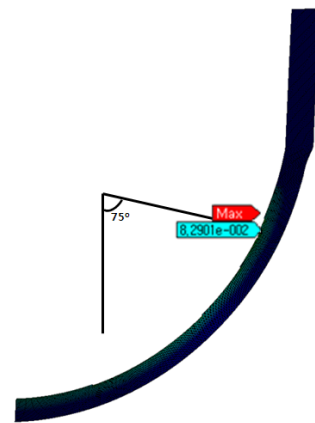


Fig. 8 Equivalent Plastic strain of thermal stress analysis

119mm까지는 소성영역으로 평가되었고, 119mm부터는 167mm까지는 구간은 항복강도보다 낮은 응력이 발생하였으며, 167mm 이후부터 외벽까지는 소성영역으로 평가되었다. 따라서 항복강도보다 낮은 부분은 탄성영역이라 판단할 수 있으며 단면 A-A에서 하부헤드의 건전성이 유지되고 있음을 알 수 있다. 단면 B-B 부위에서는 내벽으로부터 두께방향으로 125mm까지는 소성영역으로 평가되었고, 125mm부터는 177mm까지는 구간은 탄성영역이 유지되고 있음을 확인할 수 있다.

등가소성변형률은 Fig. 8과 같이 하부헤드의 중심으로부터 75° 부위에서 등가소성변형률이 높게 나타났고, 이때 변형률은 8.29%로 Shockley(1980)가 제시하고 있는 등가소성 변형률 한계인 11.0%와 비교할 때 낮은 수준으로 판단된다.

### 3.3 노심용융물 질량만을 고려한 해석

노심용융물의 축적으로 인한 영향을 평가하기 위해 원자로 용기 하부헤드 두께방향으로 제거된 모델에 질량만을 고려한 해석을 수행하였다. APR+ 핵연료 질량은 160ton이며, 노심

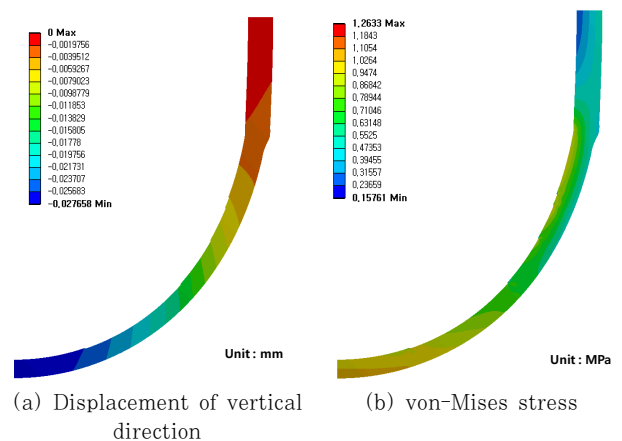


Fig. 9 Weight analysis of molten core debris



이 용융되어 하부헤드에 쌓인 상태로 하부헤드의 중심으로부터 70°까지 쌓이게 된다. 노심용융물의 부피와 밀도를 이용한 질량조건을 입력으로 적용하기 위해 정수압(hydrostatic pressure) 조건을 사용하였다.

해석결과 노심용융물의 축적에 의한 수직방향 변위는 Fig. 9(a)에서 보는 바와 같이 하부헤드 중심 부분에서 약 0.03mm로 계산되었다. Fig. 9(b)는 von-Mises 응력분포를 나타낸 것으로 최대응력은 하부헤드 정중앙부 외벽에서 발생되었고 1.26MPa로 노심용융물의 질량으로 인한 영향은 미미한 것으로 평가되었다.

### 3.4 내압조건 해석

내부 압력으로 인한 영향을 평가하기 위해 원자로용기 하부헤드에 두께방향으로 제거된 모델에 내압만을 고려한 해석을 하였다. 내압의 조건은 중대사고 시 가압기의 안전감압계통과 안전주입계통이 작동하여 저압의 상태를 유지할 수 있으므로 저압과 중압을 고려하여 3, 5, 8MPa의 내압이 발생하는 조건으로 수행하였다. Fig. 10은 8MPa 조건에 따른 수직방향 변위 및 von-Mises 응력분포를 나타내었다. 해석

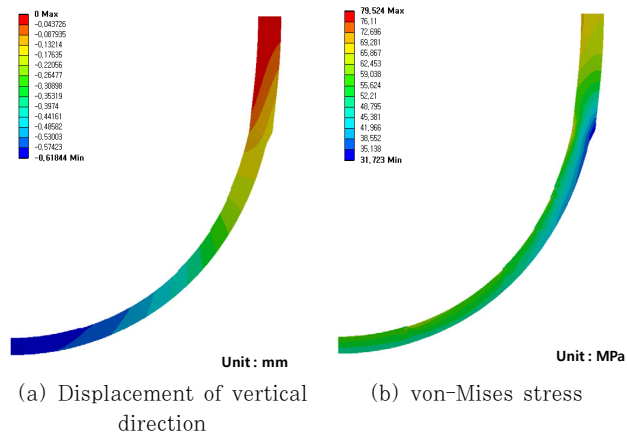


Fig. 10 Internal pressure analysis(8MPa)

Table 3 Comparison results of thermal stress, weight of molten core debris and pressure for displacements and stresses

Index	Maximum value			
	Displacement of vertical direction(mm)	von-Mises stress(MPa)		
		Section A-A	Section B-B	
Thermal stress	25.91	260.24	255.90	
Weight of molten core debris	0.03	0.95	0.78	
Pressure	3MPa	0.23	22.54	21.63
	5MPa	0.39	37.56	36.05
	8MPa	0.62	60.10	57.68

모델의 불연속부에서 발생한 응력집중 현상을 제외한다면 하부헤드와 원자로 원통이 연결될 부위에서 최대응력이 나타났다.

열응력, 노심용융물의 질량 그리고 내압조건에 대한 최대변위와 최대응력 값을 Table 3에서 비교하였다. 결과적으로, 3가지 조건 중 열응력에 의한 영향이 가장 크게 나타나고 있음을 확인할 수 있다.

### 3.5 열구조물 연성 해석

열응력, 노심용융물의 질량 그리고 내압이 동시에 작용하면서, 3, 5, 8, 16MPa 압력이 각각 작용하는 조건에 대해 원자로용기 하부헤드의 건전성을 평가하였다.

Fig. 11는 8MPa 내압 적용시의 해석결과로 (a)는 수직방향 최대변위가 하부헤드 중심부분에 발생함을 보여주며, (b)는 von-Mises 응력분포를 나타낸 것으로 최대응력은 하부헤드 외벽에서 발생되었다. 앞서 수행한 열응력 해석결과와 같이 내벽에서는 압축이 발생하였고 외벽에서는 인장이 발생하면서 중립면이 나타났다. 또한 중립면 부근에서 항복강도보다 낮은 응력이 발생하였고, 그 영역이 탄성영역인지 여부를 판단하여 하부헤드의 건전성을 평가하였다.

Fig. 12는 열구조물 연성해석 결과를 비교한 그래프로 Fig. 6(c) 단면 A-A와 B-B 부분에서 각각 von-Mises 응력과 온도변화에 따른 항복강도를 나타내었다. 내벽으로부터 두께방향으로 소성영역이 생기다가 항복강도보다 낮은 응력이 발생한 탄성영역이 존재하며, 그 후에 소성구간이 다시 나타났다. 열응력은 온도차 및 열팽창계수의 차이에 의하여 발생하는 응력으로, 열응력 곡선이 증가하다 갑자기 작아지는 이유는 고온에서는 열적연화가 일어나 일시적으로 열팽창계수가 작아지므로 열응력도 완화되어 열응력이 감소하게 되

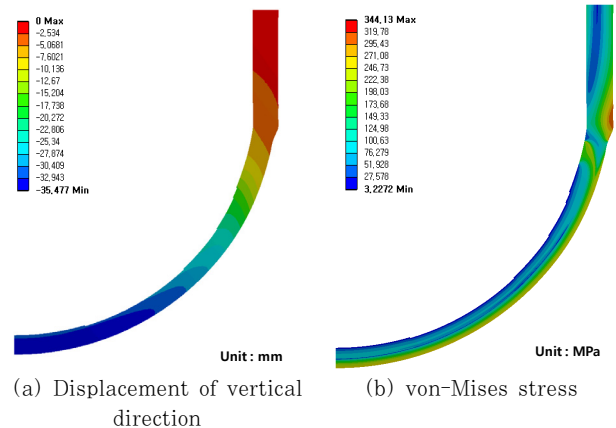


Fig. 11 Coupled analysis of thermal load, pressure and weight of molten core debris(8 MPa)

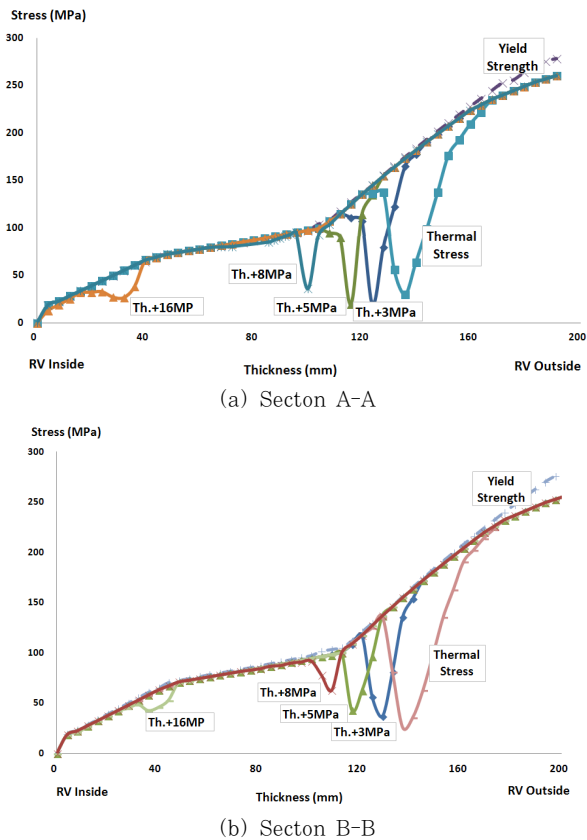


Fig. 12 Coupled analysis of thermal load, pressure and weight of molten core debris

며, 또한 압축과 인장이 동시에 작용함에 따라 생성되는 중립면에서 응력이 크게 감소하게 된다.

3, 5, 8MPa로 압력이 증가되는 조건에서의 열구조물 연성해석 결과를 보면 내압이 점점 커지면서 탄성영역은 하부헤드 내벽으로 이동하면서 탄성영역 범위도 좁아지는 결과를 확인할 수 있었다. 고온에 의한 열팽창에 의해 하부헤드의 인장력이 증가하면서 탄성영역이 내벽으로 이동하는 것으로 판단된다. 고압 16MPa이 가해질 때는 탄성구간이 하부헤드 내벽 근처에서 생기는 현상을 보였고, 압력이 높아지면 탄성구간이 사라질 것으로 예상된다.

#### 4. 결 론

중대사고 시 노심용융물이 쌓인 원자로 하부헤드의 외부침수 냉각방식을 고려하여 열전달 및 구조해석에 대한 건전성을 평가하였다. 원자로 하부헤드는 고온의 노심용융물과의 열전달에 의해 온도가 크게 상승하고 이로 인한 하부구조 재료의 항복응력의 저하가 발생한다. 열응력, 노심용융물의 질량 그리고 내압조건의 해석결과를 고려할 때 열응력에 의한 영향이 가장 크게 나타났다.

내압 증가에 따른 열-구조물 연성해석 결과 원자로 용기 하부헤드의 중간층에서 탄성영역이 유지되고 있으며, 내압이 커지면서 탄성영역은 하부헤드 내벽으로 이동하면서 탄성영역 범위도 점차 좁아지는 결과를 확인하였으며, 구조적 건전성을 만족하는 것으로 평가되었다. 추후 시간을 고려한 내압 변화에 대한 추가 자료 확보가 요구되며, 고온 환경에 의한 크립(creep) 거동을 함께 고려하여 정확한 원자로 용기의 기계적 거동 예측이 필요하다.

#### 감사의 글

본 연구는 2014년도 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구과제입니다(No. 20131510101680).

#### Reference

Amarasooriya W.H., Theofanous T.G. (1987) An assessment of Steam-Explosion-Induced Containment Failure. Part III : Expansion and Energy Partition, *Nuclear Science and Engineering*, 97, pp.296~351.

American Society of Mechanical Engineers (2010) Materials, Section II, *ASME Boiler and Pressure Vessel Code*.

Berman, M., Swenson, D.V., Eickett, A.J. (1984) An Uncertainty Study of PWR Steam Explosions, SAND83-1438, *NUREG/CR-3369*, Sandia National Laboratories.

Bohl, W.R., Butler, T.A. (1985) Comments on Proposed Research Contribution to the Relation of Residual Steam Explosion Issues, Letter Report in Review of Current Understanding of the Potential for Containment Failure Arising from In-Vessel Steam Explosion, *NUREG-1116*, U.S. Nuclear Regulatory Commission.

EPRI (1997) Severe Accident Management Guidance Basis Report, *The Physics of Accident Progression*, 2. TR-101869.

Grill, A., Brimacombe, J.K., Weinberg, F. (1976) Mathematical Analysis of Stresses in Continuous Casting of Steel, *Ironmaking and Steelmaking*, 1, pp.38~47.

Hashimoto, K., Onizawa, K., Kurihara, R., Kawasaki, S., Soda, K. (1992) Thermal and

- Stress Analyses of the Reactor Pressure Vessel Lower Head of the Three Mile Island Unit 2, *International Journal of Pressure Vessels and Piping*, 52(1), pp.25~40.
- Howe, A.A.** (1988) Estimation of Liquidus Temperatures for Steels, *Ironmaking and Steelmaking*, 15(3), pp.134~142.
- Jablonka, A., Harste, K., Schwerdtfeger, K.** (1991) Thermomechanical Properties of Iron and Iron-Carbon Alloys : Density and Thermal Contraction, *Steel Research*, 62(1), pp.24~33.
- Kim, J.S., Jin, T.E.** (1998) Effect of External Reactor Vessel Cooling Condition on Damage of Reactor Pressure Vessel in Core Melting Accident, Spring Conference, *Korean Society of Mechanical Engineers*, A, pp.808~813.
- Kim, S.B. et al.** (1997) Experimental Study of In- and Ex-vessel Melt Cooling during a Severe Accident, *KAERI/RR-1740/96*, Korea Atomic Energy Research Institute.
- Kubachewski, O.** (1982) Iron Binary Phase Diagrams, *Berlin Springer Verlag*.
- Park J.W., Jerng D.W.** (1997) An Investigation of Thermal Margin for ERVC in a Large ALWR, *Korean Nuclear Society Spring Meeting*.
- Park, C.G.** (2012) The Evaluation of the Lower Header Integrity for the Pressure Vessel Considering Melt Core, Spring Conference, *Korean Society of Mechanical Engineers*, pp.265~266.
- Shockey, D.A., Dao, K.C., Seaman, L., Burbach, R., Curran, D.R.** (1980) Computational Modeling of Microstructural Fracture Processes in A533B Pressure Vessel Steel, *Research Project 1023-1*, Final Report, SRI International.
- Shockey, D.A., Seaman, L., Dao, K.C., Curran, D.R.** (1980) Kinetics of Void Development In Fracturing A533B Tensile Bars, *Journal of Pressure Vessel Technology*, 102, pp.14~21.
- Suh, K.Y., Henry, R.E.** (1994) Integral Analysis of Debris Material and Heat Transport in Reactor Vessel Lower Plenum, *Nuclear Engineering and Design*, 151(1), pp.203~221.
- Thomas, B.G., Samarasekera, I.V., Brimacombe, J.K.** (1987) Mathematical Model of the Thermal Processing of Steel Ingots: Part 1. Heat Flow Model, *Metallurgical Transaction B*, 18B, pp.119~130.
- Witt, R.J.** (1994) Local Creep Rupture Failure Modes on a Corium-Loaded Lower Head, *Nuclear Engineering and Design*, 148, pp.385~411.

## 요 지

본 논문에서는 노심용융사고 시 관통노즐이 제거된 원자로용기 하부헤드의 구조 건전성 평가를 수행하였다. 열응력, 노심용융물의 질량 그리고 내압조건의 해석결과를 고려할 때, 하부헤드의 열응력에 의한 영향이 가장 크게 나타났다. 손상 가능성은 파손기준에 따라 평가하였으며, 등가소성변형률이 임계변형률 파손기준보다 낮은 수준으로 평가되었다. 열-구조물 연성해석 결과 하부헤드의 두께 중간층에서 항복강도보다 낮은 응력이 발생한 탄성영역 구간을 확인하였다. 내압이 커지면서 탄성영역 범위가 점차 좁아지면서 탄성영역이 내벽으로 이동하는 결과를 확인하였고, 노심용융사고 시 구조적 건전성을 만족하는 것으로 평가되었다.

**핵심용어** : 중대사고, 노심용융물, 원자로 압력 용기, 외부침수생각