2001 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

KALIMER 원자로용기의 열과도하중 영향 분석

Thermal Transient Loading Effects on KALIMER Reactor Vessel

김종범, 이형연, 이재한
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

원자로 내부의 냉각재 펌프 유량상실 사고나 IHX 열제거 능력상실과 같은 열과도하중이 발생하면 노심을 통과하는 냉각재의 급격한 온도변화가 발생하여 고온풀의 온도변화를 일으키고 원자로용기에 영향을 미치게 된다. 본 연구에서는 Bounding Event 에 속하는 ULOF/LOHS 및 UTOP 이 발생한 경우에 대해 ANSYS 유한요소해석코드를 활용한 과도열전달 및 응력해석을 수행하여 과도운전조건에 대한 원자로용기의 구조건전성을 평가하였다.

ULOF/LOHS 및 UTOP 의 과도조건을 600 초 동안 적용한 해석결과 원자로용기의 온도변화는 과도시간 동안 큰 변화를 보이지 않았고, 발생한 응력강도는 170MPa 이내로 ASME Code Subsection NB 와 Subsection NH 의 요건을 해당 온도에 따라 적용한 결과 응력요건 및 변형률요건을 충분한 여유도로 만족시킴을 알 수 있어 원자로용기의 구조건전성을 확인하였다.

Abstract

The temperature change of sodium flowing through the reactor core due to the thermal transient such as the loss of flow and the loss of heat sink can act on the reactor vessel via sodium pool. In this study, the thermal transient analysis and the corresponding thermal stress analysis were performed using ANSYS code to evaluate the structural integrity of the reactor vessel subjected to thermal transient loadings resulted from ULOF/LOHS and UTOP events, which are classified as bounding events. During the transient time of 600 seconds, the temperature change in the reactor vessel was not significant and the transient thermal stresses and strains satisfied the stress and strain requirements of ASME Code Subsection NB and NH with enough design margin. Thus, the structural integrity of the reactor vessel was confirmed and it is necessary to investigate the effects of other types of thermal transient loading such as sudden rising of sodium level.

1. 서론

출력 150MWe 의 풀형 액체금속로 KALIMER[1]의 원자로용기는 그림 1 에 보인 것과 같이 노심과 내부구조물들을 지지하고 원자로 계통으로서의 기능을 수행한다. 원자로용기는 원자로헤드[2]에 매달린 형태로 지지되며 안전성 향상을 위하여 정상운전시 고온소듐에 직접 접촉하지 않도록 하였다. 노심지지물은 원자로용기 하부 헤드에 용접되며 이를 제외하고는 원자로용기에는 어떠한 접촉부도 없으며 또한 관통부도 없게 설계함으로써 구조건전성을 높이도록 했다.

KALIMER 원자로용기의 형상은 고온운전 환경을 고려하여 재질은 316 스테인레스강으로 5cm 의 두께를 갖는 실린더부와 부분구 형상의 하부헤드로 개념설계 하였다[3]. KALIMER 원자로용기 개념설계는 그림 1 에 보인 것과 같이 내경이 6.92m, 두께는 5cm, 실린더 부분의 길이는 17m 이다. 부분구 형상으로 설계된 원자로용기 하부헤드를 포함한 원자로용기의 총 높이는 18.55m 이다. 정상운전 조건에 대한 원자로용기의 구조건전성 평가 530°C 의 고온풀과 386°C 의 저온풀 온도에 대해 원자로용기는 ASME B&PV Code 의 설계요건을 충분한 여유도를 갖고 만족시킴을 알 수 있었다[4].

본 연구에서는 설계과도 조건 중 Bounding Event 로 분류된 ULOF/LOHS 과도하중과 LTOP 과도하중에 대한 원자로용기의 구조건전성을 분석 평가하였다.

2. KALIMER 원자로용기의 열과도하중 분석

KALIMER 원자로용기에 작용되는 Level A 와 B 의 열과도하중은 현재 생산 중이기 때문에 본 연구에서는 우선 Bounding Event 로 분류된 몇가지 과도조건을 살펴보았다. UTOP(Unprotected Transient Overpower) 과도조건은 정격출력운전중 제어봉 인출사고가 발생하고 보호계통에 의한 원자로정지가 발생하지 않는 사고조건이다. 그림 2 에 나타난 것과 같이 18 초후 최고출력 116%에 도달한 후 칼리머 고유안전성인 반응도 궤환효과에 의해 106% 출력에서 안정되고 핵연료 냉각재의 온도는 1.67°C/sec 속도로 증가해서 580°C 에서 안정된다[5].

ULOF (Unprotected Loss of Flow) 과도조건은 100% 정격출력시 원자로 내의 4 대의 펌프가 동시에 coastdown 하고 원자로보호계통에 의한 원자로정지가 발생하지 않는 사고이다. 하지만 칼리머의 설계특징인 GEM 의 효과로 제어봉 삽입과 같은 효과가 발생하여 유량이 급격히 감소함과 동시에 출력도 감소한다[6]. 노심출구 소듐의 온도는 증가하여 그림 3 에 보인 것과 같이 약 3.5 초에서 590°C 의 절정에 도달했다가 유량보다 출력이 작아지기 시작하여 17 초후 500°C 정도까지 낮아진다. ULOF 과 IHX 의 열제거능력상실 사고가 동시에 발생할 경우에는 유량이 갑자기 없어지지 않고 급격히 감소하여 약 3 분후 10% 정도로 줄어든다. 유량상실사고의 경우 펌프 coastdown 은 발전소 안전성에 중요한 역할을 한다. 유량 상실후 GEM 이 빨리 반응하기 시작하고 또한 반응도 궤환 효과로 출력이 급격히 감소하게 된다. 그림 4 와 같이 노심출구 소듐의 온도는 4 초후 630°C 에 도달하였다가 감소하기 시작하여 16 초후에는 500°C 로 낮아진다[7]. 그리고 다시 증가하기 시작하여 120 초에는 647°C 에 이르렀다가 이후 서서히 낮아지기 시작한다.

ULOSH(Unprotected Loss of Heat Sink) 과도조건은 IHX 가 기능을 상실하는 사고이다. 이 때 펌프는 정상 작동하여 96% 이상의 유량을 유지하고 IHX 가 열제거 기능을 수행하지 못하기 때문에 IHX 출구 온도가 급격히 증가하여 저온풀의 온도를 급격히 높아져 고온풀의 온도와 비슷하게 된다[6]. 그림 5 과 같이 고온풀의 온도는 736 초 동안 664°C 까지 증가하는데 이 경우 유일한 잔열제거 계통인 PSDRS 의 작동 여부는 초기 과도 상태에서는 영향을 주지 않다가 그 후 영향을 주어 PSDRS 가 작동하지 않을 시에는 고온풀의 온도증가 기울기가 PSDRS 작동시보다 2 배 증가함을 알 수 있다.

앞에서 원자로보호 계통이 작동하지 않는 몇가지 과도조건을 살펴보았는데 원자로용기의 열과도하중에 대한 구조건전성을 평가하기 위해서는 과도기간 중에 원자로용기가 받는 온도이력을 구하여야 한다. KALIMER 기술개발팀의 유체분야에서는 여러가지 과도조건 중에서 ULOF/LOHS 와 UTOP 이 발생하는 경우에 대한 과도온도 자료를 COMMIX 코드를 사용한 원자로 열유동해석을 수행하여 생산하였다[8]. 원자로노심의 운전조건은 안전해석 결과를 입력자료로 활용하고 해석모델은 원자로 하부에서부터 고온풀 표면까지를 설정하였다. 고온풀 표면에서의 복사로 인한 열방출량은 큰 변화가 없을 것으로 가정하여 원자로 Pool 에 대한 유동특성분석[9]으로 구한 고온풀 표면의 열방출량을 경계조건으로 적용하였고 원자로배플과 원자로용기의 환경부는 Overflow 발생으로 인해 소듐으로 가득 차 있는 것으로 가정하였다. 그리고 원자로용기와 격납용기, 격납용기와 Air Separator 면의 복사 방사율은 각각 0.8 을 적용하였고 해석시간은 과도상태가 안정 단계에 접어들었다고 볼 수 있는 600 초로 하였다.

본 연구에서는 앞에서 간략히 설명한 ULOF/LOHS 와 UTOP 이 발생한 두가지 경우에 대한 원자로용기의 열과도 응력해석을 수행하고 구조건전성을 평가하였다.

3. ULOF/LOHS 과도하중에 대한 RV 구조건전성 해석

원자로용기의 열과도 구조해석은 과도 온도분포해석과 응력해석으로 구성되며 상용유한요소해석 코드인 ANSYS[10]를 이용하여 축대칭 해석을 수행하였다. 과도 온도분포해석은 8 절점 축대칭 열전달요소인 PLANE78 을 사용하였고 과도 열응력 해석은 8 절점 고체요소인 PLANE82 에 축대칭 조건을 부여하여 사용하였으며 축대칭 해석 모델은 그림 6 에 나타내었다. 총 1168 개의 절점과 240 개의 요소가 사용되었으며 중심축의 대칭면에는 대칭조건을 적용하였다. 원자로헤드와 원자로용기는 각각 304 스테인레스강과 316 스테인레스강으로 만들고 온도에 따른 열물성치와 기계적물성치[4]들을 사용하였다.

원자로용기의 내외면에 적용한 온도분포를 그림 7 에 개략적으로 보였는데 0 초, 240 초, 및 600 초일 때 원자로용기 길이 방향의 온도변화를 살펴볼 수 있다. 온도분포는 COMMIX 열유동 해석범위인 원자로헤드 상단으로부터 2.85m 위치로부터 18.25m 까지 나타나 있고 원자로헤드는 130°C 의 균일한 온도[11]를 가정하였다. 따라서 원자로헤드 상단으로부터 2.85m 위치에서 원자로헤드 하단 사이의 원자로용기는 실제로는 중간에 설치되어 있는 차폐절연판의 영향으로 보다 완화된 온도구배하중을 받지만 본 해석에서는 보수적인 온도구배 하중을 받는 것으로 가정하였다. 과도해석을 위한 해석 시간 간격 Δt 는

다음과 같이 결정하였다.

$$\Delta t \le h^2 / (2k / \rho c), \quad (1)$$

여기서 h 는 요소의 길이, k 는 열전도 계수, ρ는 밀도, c 는 비열을 나타낸다.

과도 온도분포해석 결과로부터 원자로용기 길이방향으로 선택한 7 위치에서 600 초 동안 내면과 외면의 온도이력을 그림 8 에 나타내었는데 절점 780 과 439(-3.2m), 절점 747 과 406(-4.85m), 절점 724 와 383(-6m), 절점 680 과 339(-8.2m), 및 절점 514 와 173(-16.5m)에서는 과도시간 동안의 온도변화가 크지 않고 분리판(Separation Plate) 부근인 -10.85~-11.75m 에서 내면 절점인 627 과 609 에서의 온도변화가 큰 것을 알 수 있는데 이는 IHX 와 EMP 의 영향 때문인 것으로 판단된다.

과도시간 600 초 동안의 응력해석 결과 원자로헤드 상단으로부터 2.8m 아래부분의 원자로용기 내면과 외면에서 발생한 응력강도를 그림 9 와 그림 10 에 나타내었다. 본 해석에서는 원자로용기와 원자로헤드 연결부의 곡률을 적용하지 않았고 또한 원자로헤드의 온도를 130°C 로 일정하게 유지하고 COMMIX 해석모델의 상단(원자로용기 -2.85m)과 원자로헤드 사이에 전도 열전달만을 고려하는 보수적인 가정을 사용하였기 때문에 최대 응력강도는 원자로용기와 원자로헤드의 연결부에서 170MPa 이 발생하였다. 이의 주된 성분은 길이방향 축응력으로 전형적인 굽힘응력 양상을 갖고 있다.

그림 9 와 그림 10 에서 보듯이 최대응력강도는 고온풀표면(elev -2.85 ~ -3.1m)에서 53.6MPa 이 발생하였고 분리판 하단(elev –12m)에서 27.2MPa 이 발생하였는데 과도시간 600 초 동안의 변화폭은 그리 크지 않았다. 이는 고온풀의 용량이 커서 열관성효과가 크기 때문에 노심출구의 소듐온도 변화가 가까이 있는 구조물에는 큰 영향을 미칠 수 있지만 멀리 떨어져 있는 원자로용기에는 큰 영향을 주지 않음을 알 수 있다. 원자로용기에 발생한 응력의 양상을 살펴보면 σ_x 와 σ_y 는 막응력이 무척 작은 전형적인 굽힘응력 양상이고 원주방향 응력인 σ_z 는 막응력과 굽힘응력이 같이 존재하여 열응력의 전형적인 모습을 보여주고 있다.

구조건전성 평가는 ASME 코드를 따라 수행하는데 427°C 이하의 온도에서는 Section III Subsection NB[12]를 따르고 그 이상의 온도에서는 Subsection NH[13]를 따른다. Subsection NB 에 따른 이차응력 제한값 3Sm 은 427°C 일때 328MPa 이고 Subsection NH 에 따라 고온에 의한 응력완화를 고려하여 구한 이차응력 제한값 $3\bar{S}_m$ 은 530°C 일때 238MPa 로서 해석결과는 이들 모두를 충분히 만족시킴을 알 수 있다. 또한 Subsection NH 에서는 기존의 응력요건 외에 변형률요건을 요구하고 있는데 이는 고온구조물에서는 비탄성변형이 발생하게 되어 응력보다는 변형률요건을 강조하게 되는 것이다. 구조물의 수명동안 비탄성 막변형률은 1%, 굽힘변형률은 2%, 첨두변형률은 5%를 제한값으로 제시하고 있다. 해석 결과 굽힘변형률 양상을 갖는 축방향 탄성 변형률과 원주방향 탄성 변형률은 최대값이 고온소듐 자유표면 부근에서 발생하였는데 미들은 모두 0.1%에도 크게 못 미치는 작은 값으로서 Subsection NH 에서 규정한 비탄성 굽힘변형률 2% 제한값을 무척 큰 여유도로 만족시킬 것으로 예상되어 구조건정성을 충분히 확보할 것으로 판단되었다.

4. UTOP 과도하중에 대한 RV 구조건전성 해석

앞 절에서 ULOF/LOHS 가 발생한 경우에 대해 원자로용기의 구조건전성을 평가한 것과 마찬가지로 본 절에서는 UTOP 이 발생한 경우에 대해 마찬가지의 과정을 거쳐서 구조건전성을 평가하였다. 원자로용기의 내외면에 적용한 온도분포를 그림 11 에 개략적으로 보였는데 0 초, 300 초, 및 600 초일 때 원자로용기 길이 방향의 온도변화를 살펴볼 수 있는데 내면의 온도는 상단 부근에서 과도 전반기에 어느 정도의 온도차를 보이고 그 외는 600 초 과도시간 동안 큰 변화를 보이지 않음을 볼 수 있다. 과도 온도분포해석 결과로부터 원자로용기 길이방향으로 선택한 7 위치에서 600 초 동안 내면과 외면의 온도이력을 그림 12 에 나타내었는데 상단에 위치한 절점 780 과 439(-3.2m), 절점 747 과 406(-4.85m) 외에는 큰 온도변화를 나타내지 않았다.

과도시간 600 초 동안의 응력해석 결과 원자로헤드 상단으로부터 2.8m 아래부분의 원자로용기 내면과 외면에서 발생한 응력강도를 그림 13 과 그림 14 에 나타내었다. ULOF/LOHS 하중에 대한 해석과 유사하게 최대 응력강도는 원자로용기와 원자로헤드의 연결부에서 173MPa 이 발생하였다. 그림 13 과 그림 14 에서 보듯이 최대응력강도는 고온풀표면(elev -2.85 ~ -3.1m)에서 55.3MPa 이 발생하였고 분리판 하단(elev –12m)에서 10.5MPa 이 발생하였는데 과도시간 600 초 동안의 변화폭은 그리 크지 않았다. 원자로용기에 발생한 응력의 양상을 살펴보면 앞에서와 마찬가지로 σ_x 와 σ_y 는 막응력이 무척 작은 전형적인 굽힘응력 양상이고 원주방향 응력인 σ_z 는 막응력과 굽힘응력이 같이 존재하여 열응력의 전형적인 모습을 보여주고 있다.

원자로헤드와 원자로용기의 연결부 및 분리판 하단 부근의 온도는 400°C 이하이기 때문에 Subsection NB 요건인 3Sm(@400°C) 값인 333MPa 을 적용하고, 원자로용기 상단의 온도는 530°C 에 근접하기 때문에 Subsection NH 의 요건인 $3\bar{S}_m$ (@ 530°C) 값 238MPa 을 적용하면 위에서 구한 응력값들이 이들 요건을 충분한 여유도로 만족시킴을 알 수 있다. 또한 발생한 변형률도 0.1%에 훨씬 못미치는 미소한 값이므로 원자로용기의 구조건전성을 확인할 수 있다.

5. 결론

본 연구에서는 과도운전조건에 대한 원자로용기의 구조건전성을 분석하기 위해 Bounding Event 에 속하는 ULOF/LOHS 및 UTOP 이 발생한 경우에 대해 ANSYS 유한요소해석코드를 활용한 열전달 및 응력해석을 수행하였다.

원자로용기의 온도가 427°C 이하인 부분은 ASME Code 의 Subsection NB 요건인 3Sm 을 적용하고, 온도가 427°C 이상인 부분은 Subsection NH 의 요건인 $3\bar{S}_m$ 값을 적용하여 구조건전성을 평가하게 되는데 본 연구에서 ULOF/LOHS 및 UTOP 경우에 대한 구조해석의 결과는 이들 응력 제한값을 충분한 여유도로 만족시키고 있고 또한 발생한 변형률도 0.1%에 훨씬 못미치는 미소한 값이므로 Subsection NH 에서 막변형률과 굽힘변형률의 합을 2%로 제한한 요건을 잘 만족시키므로 원자로용기의 구조건전성을 확인하였다.

이는 원자로 과도운전조건이 발생하여 노심을 통과한 소듐의 온도변화가 열용량이 큰

고온풀을 지나 원자로용기에 도달하는 과정에서 원자로용기에 급격한 온도변화를 일으키지 못하게 되기 때문이다. 하지만 본 해석에서 적용한 과도온도하중은 소듐의 Overflow가 발생하여 원자로용기와 원자로배플 사이 환형공간을 채우고 있는 경우에 해당하는 것만을 다루었기 때문에 앞으로는 초기 과도 기간에 소듐의 Overflow가 발생하는 시점에 원자로용기가 받는 과도온도의 영향을 살펴볼 필요가 있고 또한 환형공간의 저온풀 표면이 펌프정지로 인해 급상승하는 경우 원자로용기의 열충격 영향을 분석할 필요가 있다. 그리고 원자로헤드 하단에 설치되어 있는 약 80cm 두께의 차폐절연판을 고려한 열하중을 구하여 원자로용기 상단의 과도 열응력해석을 수행하여야 원자로용기의 구조건전성을 확인할 수 있다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구개발 사업의 일환으로 수행되었기에 감사의 뜻을 전한다.

참고문헌

1. KALIMER 예비개념설계보고서, KAERI/TR-1636/2000, 2000
2. 이형연,김종범,유봉, “KALIMER 원자로헤드 설계특성 및 사례해석,” ’99 춘계학술발표회논문집, 한국원자력학회, 1999
3. 김종범,이형연,유봉, “KALIMER 원자로용기 설계특성 및 사례해석”, 2000 추계학술발표회, 한국원자력학회, 2000
4. 김종범, “RV,CV 연계구조물을 고려한 열하중에 대한 구조건전성 해석”, LMR/MS121-AR-01 Rev. 0/99, 2000
5. 한도희 외, “Preliminary Safety Evaluation of KALIMER Under Transient Overpower Accident”, ’99 춘계학술발표회논문집, 한국원자력학회, 1999
6. 한도희 외, “KALIMER 핵심개념 예비 안전해석 보고서”, KAERI/TR-1616/2000, 2000
7. Young Min Kwon, In Cheol Kim, Won Pyo Chang, Dohee Hahn, “Safety Evaluation of Preliminary KALIMER Design during An Unprotected Loss of Flow Event”, Proceedings of ICONE 8, 8th International Conference on Nuclear Engineering, 2000
8. 김의광, “원자로 Pool 과도상태 상세해석 보고서”, LMR/FS200-AR-01 Rev.0/01, 2001
9. 김의광, “원자로 Pool 유동특성분석보고서”, KALIMER/FS200-AR-02/1999, 1999
10. ANSYS Users Manual, Ver. 5.5, ANSYS Inc., PA, 1998
11. 이형연, “원자로헤드의 설계지침에 따른 평가”, LMR/MS413-AR-03 Rev.0/00, 2000
12. ASME B&PV Code, Section III, Subsection NB, Class 1 Components, 1995 Edition, ASME, NY, 1995
13. ASME B&PV Code, Section III, Subsection NH, Class 1 Components in Elevated Temperature Service, 1995 Edition, ASME, NY, 1995

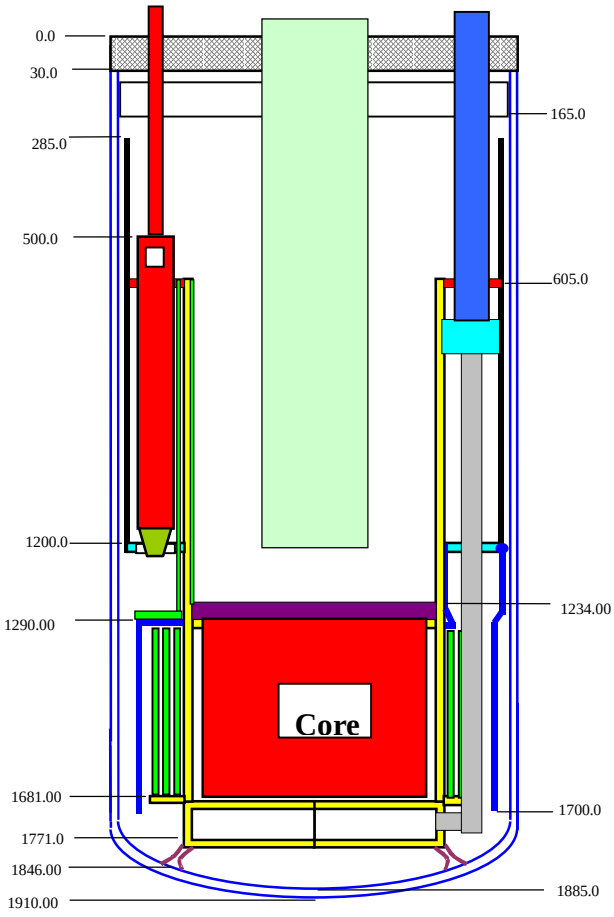

그림 1. KALIMER 원자로 개략도

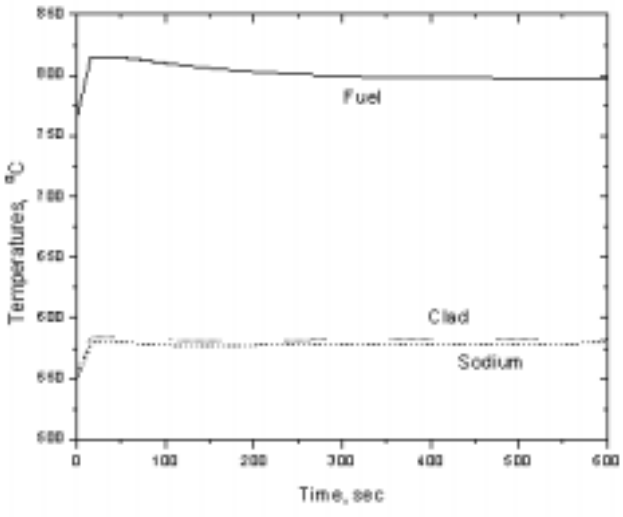

그림 2. Peak Temperature of Fuel and Coolant (UTOP)

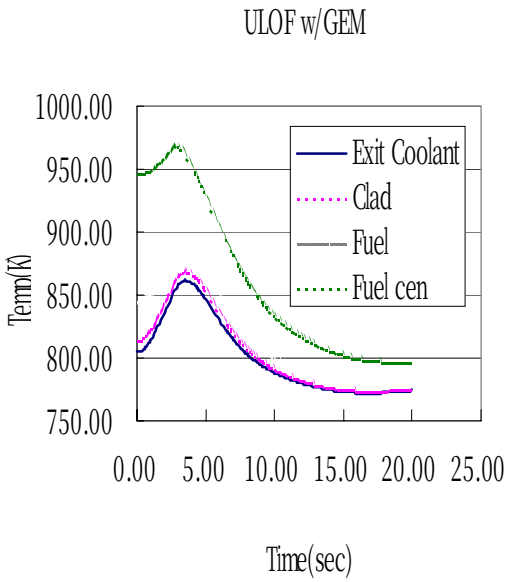

그림 3. Temperature of Fuel and Coolant (ULOF with GEM)

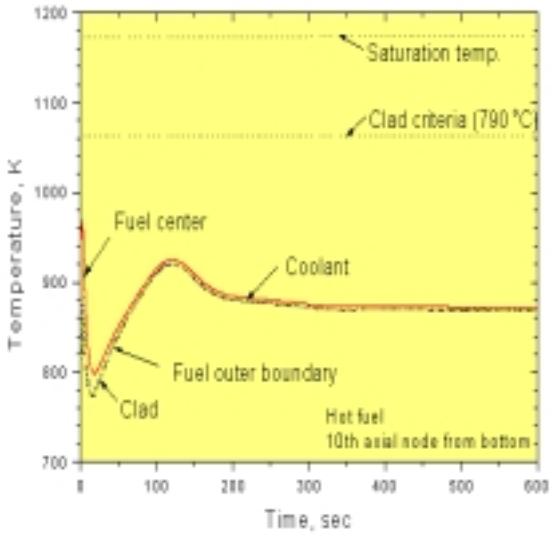

그림 4. Temperature of Fuel and Coolant (ULOF/LOHS)

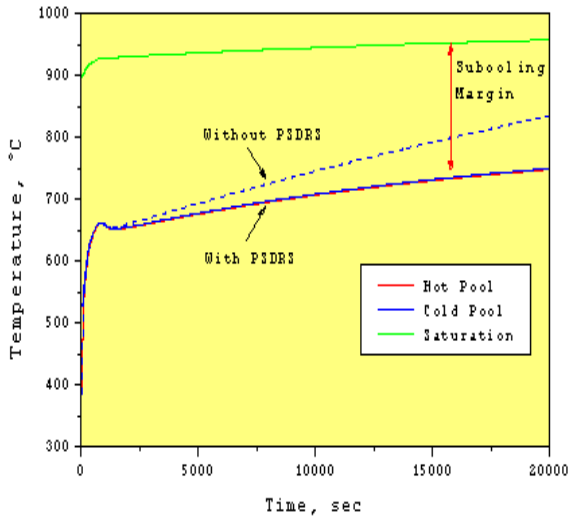

그림 5. Temperature of Fuel and Coolant (ULOF/LOHS)

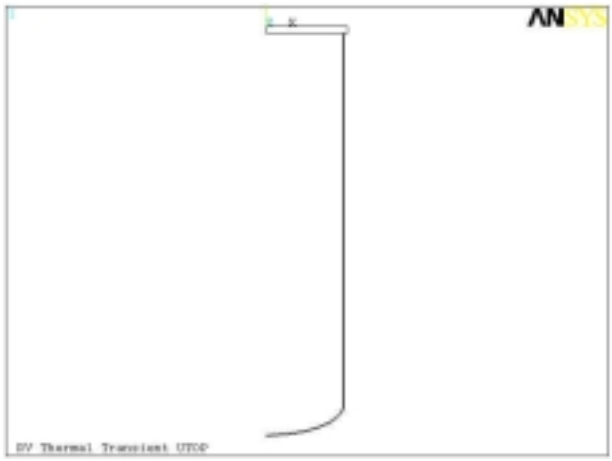

그림 6. 원자로용기 해석 모델

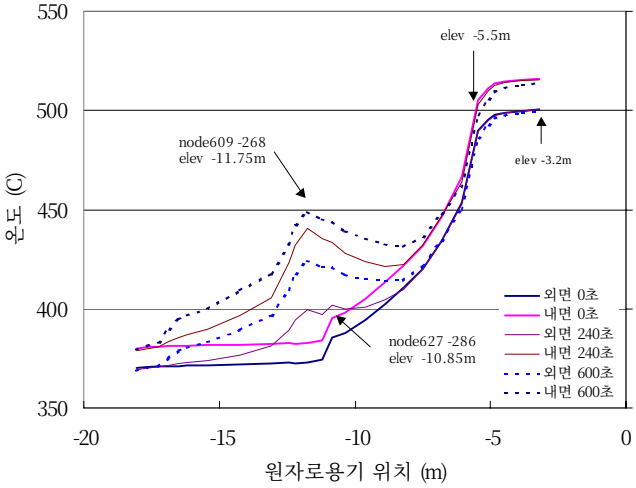

그림 7. 원자로용기 온도분포(ULOF/LOHS)

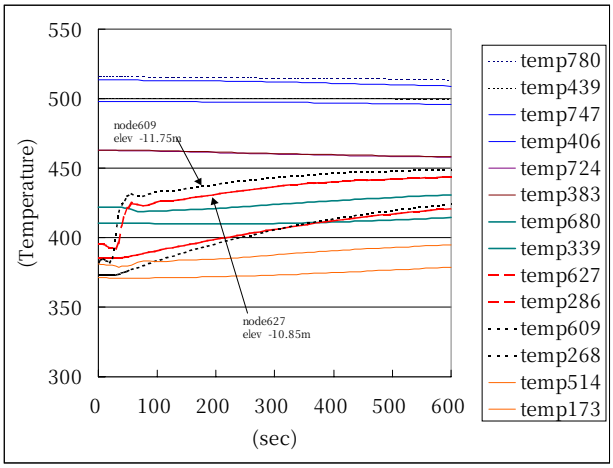

그림 8. 원자로용기 온도이력(ULOF/LOHS)

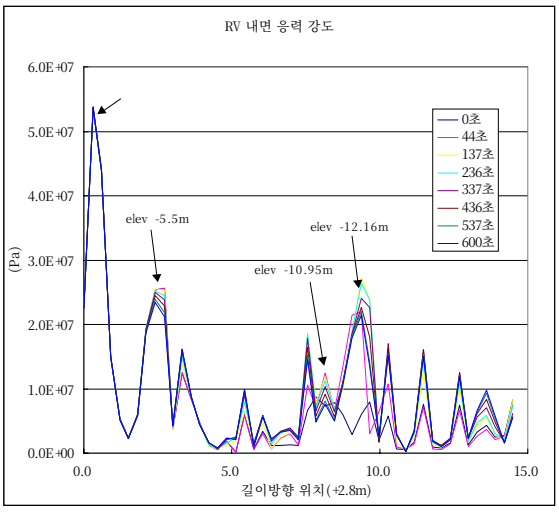

그림 9. RV 내면 응력강도 분포 (ULOF/LOHS)

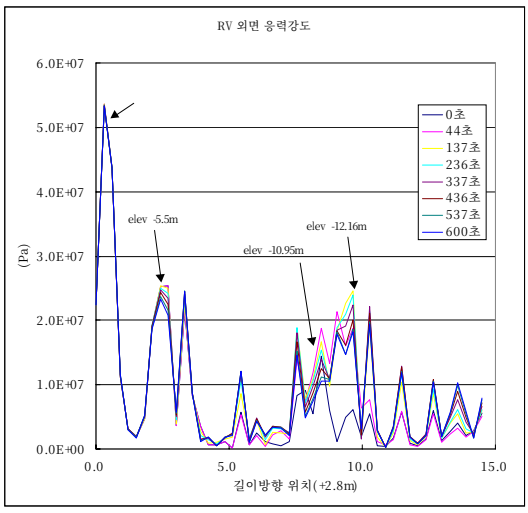

그림 10. RV 외면 응력강도 분포 (ULOF/LOHS)

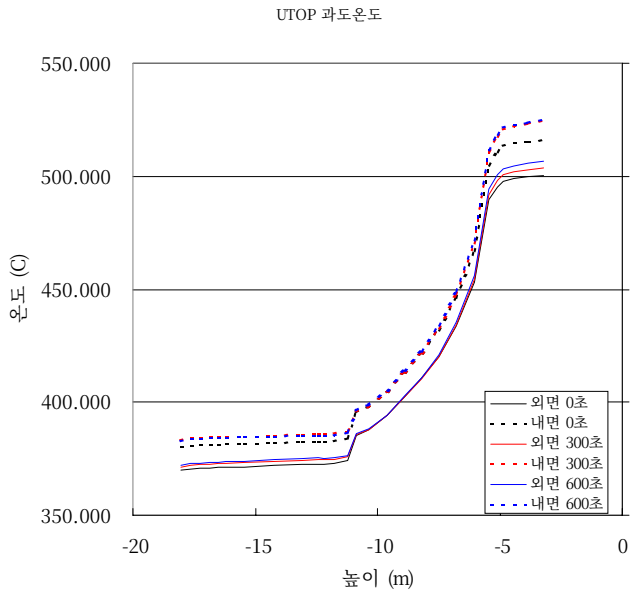

그림 11. 원자로용기 온도분포(UTOP)

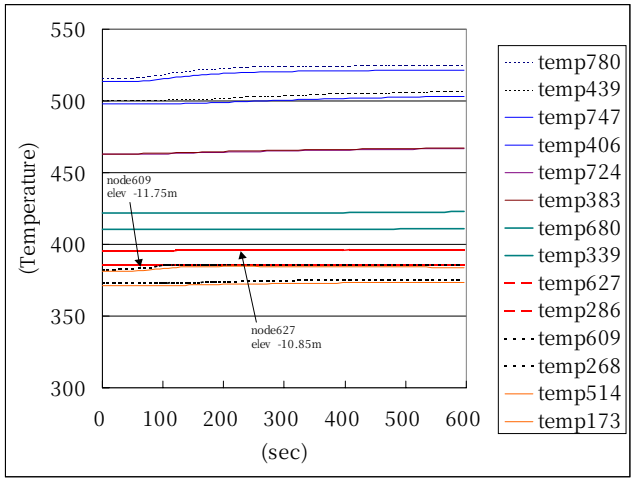

그림 12. 원자로용기 온도이력(UTOP)

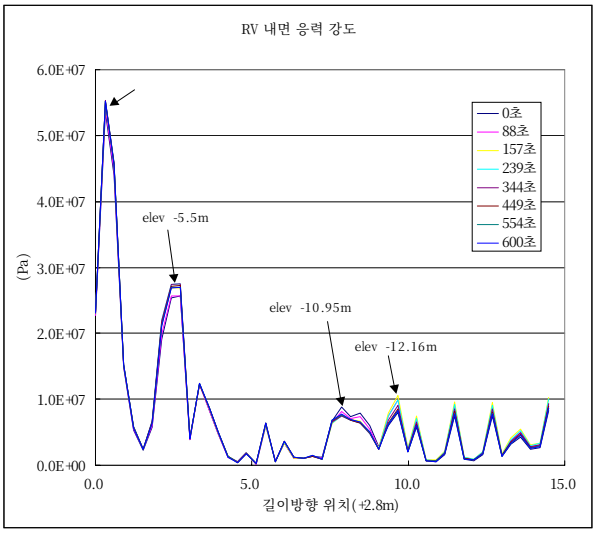

그림 13. RV 내면 응력강도 분포 (UTOP)

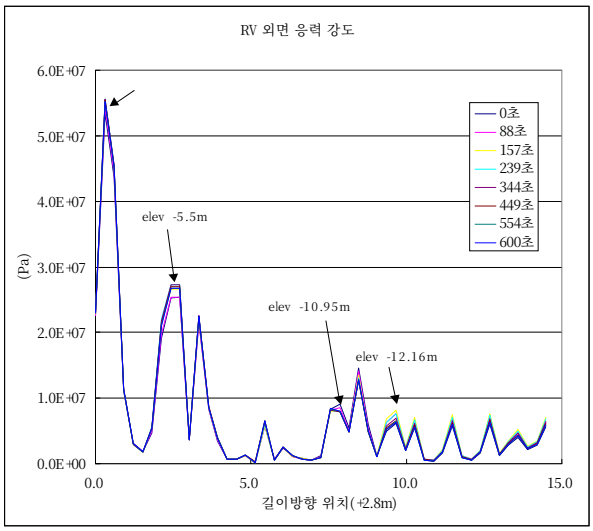

그림 14. RV 외면 응력강도 분포 (UTOP)