2002 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

과도운전하중에 대한 KALIMER 원자로내부구조물 구조건전성 평가

Evaluation of Structural Integrity of KALIMER Reactor Internal Structures for Transient Operating Loads

구경회, 이재한

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 연구의 목적은 과도운전하중에 대한 KALIMER 원자로내부구조물의 구조건전성을 평가하기 위한 것이다. 이를 위하여 원자로 정상정지 및 기동을 포함하는 포괄 과도운전하중 주기를 설정하고 이에 대한 과도열전달 해석 및 열응력해석을 수행하였다. 과도열전달 해석에는 원자로내 전자펌프의 기동과 정지에 따른 원자로배플과 원자로용기 사이의 환형공간내 소듐 수위변화를 고려한 움직이는 비선형 열적경계조건을 해석모델에 고려하였다. 과도열응력 해석결과들로부터 CHECK-ASME 고온구조건전성 자동 평가코드를 사용하여 ASME Code Case N-201에 따른 고온응력, 누적비탄성 변형률, 그리고 크립-피로 손상 평가를 수행하였다. 평가결과 고온풀 자유액면과 접하는 원자로배플부위에서 누적비탄성변형률과 크립손상이 크게 발생하였으며 보다 상세한 구조해석과 손상평가가 요구되는 것으로 나타났다.

ABSTRACT

The main objective of this paper is to evaluate the structural integrity of KALIMER reactor internal structures for the transient operating loads. To do this the enveloped transient operating cycle is prepared and the transient thermal analyses and stress analyses are carried out for this loading condition. In transient thermal analyses, the moving thermal boundary conditions for the annular sodium between the reactor baffle and the reactor vessel are considered in the analysis model. The limits of the stress, the accumulated inelastic strain, and the creep-fatigue are checked using the CHECK-ASME code containing the design roles of the ASME Code CaseN-201. In evaluations, significant strain and creep damage are occurred in the reactor baffle at hot pool free surface region, therefore it is concluded that more detail analyses and damage evaluations are required for this region.

1. 서 론

현재 국내에서 개발중인 액체금속로인 KALIMER(Korea Advanced LIquid MEtal Reactor) 원자로는 150MWe급으로 정상상태 출력조건에서 노심출구에서의 일차소듐냉각재 온도가

530°C로 설계되는 매우 높은 고온조건을 가지고 있다[1]. 또한 일차열전달계통이 원자로내부에 설치됨으로 인하여 노심출구에서 나온 고온소듐냉각재(530°C)와 중간열교환기를 거쳐 나온 저온 소듐냉각재(386°C)의 경계가 되는 내부구조물이 존재하게 된다. 이러한 고온/저온냉각재의 경계부위 내부구조물에서는 매우 심각한 열응력 집중현상이 발생할 수 있기 때문에 두께에 따른 온도구배로 야기되는 굽힘응력을 최소화할 수 있도록 얇은 박막구조 설계가 요구된다. 그러나 이러한 박막구조는 지진하중에 취약하기 때문에[2] 지진응력과 열응력 최소화를 위한 상호 보완적 구조설계가 필수적이다.

이전의 연구에서는 정상운전상태를 가정한 원자로내부구조물 고온구조손상 평가를 수행한바 있으며[3,4] 본 논문에서는 정상적인 원자로정지와 기동을 포함하는 포괄적인 과도운전조건에 대해 예비 설계된 KALIMER 원자로내부구조물에 대한 과도 열전달해석 및 열응력해석을 수행하고 그 결과들을 분석하였다.

ASME 코드를 이용한 원자로내부구조물의 한계요건 검토에는 운전온도가 427°C (800°F)이하인 기존의 경수로 설계에는 ASME Code Section III, Subsection NG[5]가 사용되지만 그 이상의 고온조건에 대해서는 원자로내부구조물 고온설계코드로 제시되고 있는 ASME Code Case N-201-4[6]의 규정에 따라서 한계요건을 검토할 수 있다. 본 논문에서는 고온 운전조건에 대한 ASME 구조건전성 평가 규정에 따른 누적 비탄성 변형률 한계요건과 크립-피로손상 평가를 수행하였다.

2. KALIMER 원자로내부구조물 개념설계 개요

KALIMER 원자로내부구조물은 노심에서 나온 고온냉각재(530°C)를 중간열교환기로 안내하고 중간열교환기를 거쳐 나온 저온냉각재(386°C)를 다시 유동안내물을 통하여 전자펌프로 안내함으로써 효율적인 일차 열전달계통을 형성하게 해준다. 이러한 원자로내부구조물은 Fig. 2에서와 같이 노심지지물(Core Support), 유입실(Inlet Plenum), 내부지지물(Support Barrel), 원자로배플(Reactor Baffle), 격리판(Baffle Plate), 분리판(Separation Plate), 그리고 유동안내물(Flow Guide), 유입관(Inlet Pipe) 등으로 구성되어 있다.

일차 열전달계통이 원자로용기 내부에 설치되는 설계의 경우에 원자로내부구조물은 필수적으로 고온냉각재와 저온냉각재의 경계를 형성하게 된다. 이러한 열적 경계부위는 노심출구에서 나온 고온냉각재와 중간열교환기를 거쳐 나온 저온냉각재의 경계부위가 되는 노심상부 부위의 내부구조물에서 형성된다. 이 부위에서의 온도구배를 최소화하고 고온풀의 열손실을 최소화하기 위하여 KALIMER 원자로내부구조물에서는 내부지지물/격리판/분리판/원자로배플로 구성된 환형 격리구조가 설계되어 있다. 이러한 구조형상은 구조물내부에 포함된 소듐냉각재의 열성층화를 유도하여 노심출구에서 나온 고온냉각재와 중간열교환기를 나온 저온냉각재의 과도한 온도구배가 원자로내부구조물에 발생되는 것을 억제하도록 개념설계 되어 있다[7].

실제로 KALIMER 원자로노심을 구성하고 있는 덕트집합체 중에서 노심 열출력을 발생시키는 구동핵연료(Drive fuel) 덕트집합체들의 위치는 노심의 중심부위에 위치한다. 따라서 노심출구로부터 나온 고온소듐냉각재는 유로특성으로 인해 어느 정도 상승한 후 내부지지물에 접근한다. 이를 고려하여 내부지지물에 연결되는 분리판의 위치결정은 연결

부위에서의 열응력 발생을 최소화할 수 있도록 가능하면 고온소듐냉각재보다 아래부분에 설치되도록 한다. 이러한 분리판은 고온냉각재와 중간열교환기를 거쳐 나온 저온냉각재의 경계를 이루는 구조물로서 내부지지물과 분리판이 연결되는 부위는 구조물에 작용하는 온도차가 크게 발생되는 곳이다. 또한 격리판과 원자로배플의 연결부위는 고온냉각재와 저온냉각재의 경계를 이루는 구조물이며 열응력 집중이 예상된다[3, 4].

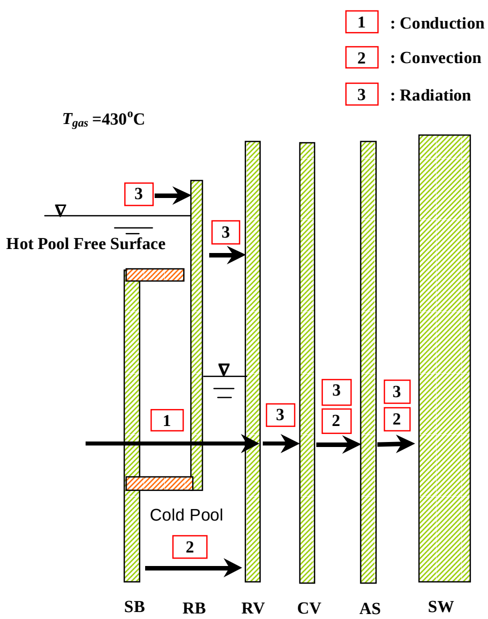
3. 과도 열응력해석

3.1 과도 열전달 해석모델

3.1.1 열전달 기구 및 열적 경계조건

KALIMER 원자로는 피동안전계통으로써 PSDRS(Passive Safety Decay Heat Removal System)에 의한 노심붕괴열 제거기능을 가지고 있다[1].

Fig. 1은 PSDRS 안전계통을 고려하여 본 연구에서 사용한 열전달 기구를 나타낸 것이다. 그림에서와 같이 원자로에서 발생하는 붕괴열은 외부로부터 유입된 공기가 격납용기 바깥에 설치되어 있는 Air separator와 원자로 지지벽 사이를 타고 내려온 다음에 격납용기와 Air separator 사이를 지나 상승하면서 격납용기 외부표면을 통해 강제대류와 복사 열전달 기구를 통해 제거된다. 이러한 붕괴열 제거는 모두 외부 공기의 자연순환 원리에 의해 이루어 진다. 따라서 정상운전 또는 과도운전시에 원자로내부구조물에서 발생되는 온도구배는 PSDRS를 통한 매우 복잡한 열전달 기구를 통해 형성된다.

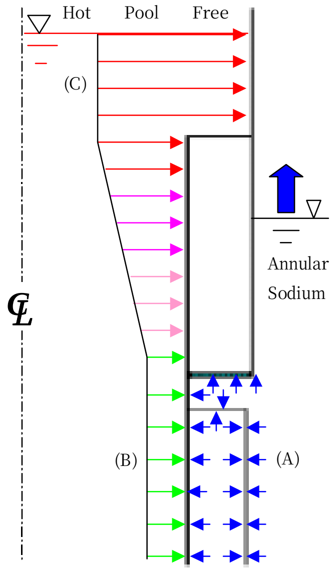


본 논문에서는 먼저 소듐냉각재와 접하는 모든 내부구조물들은 냉각재온도를 용적온도(Bulk temperature)로 가정하고 대류(Convection)에 의한 열전달 경계조건을 가정하였다. 그러나 원자로배플과 원자로용기의 환형공간에 채워진 소듐냉각재는 유동이 존재하지 않는 것으로 가정하고 소듐냉각재를 통한 전도(Conduction)에 의한 열전달 모델을 사용하였다. 헬륨가스로 채워진 원자로배플과 원자로용기 사이의 환형공간 그리고 아르곤가스로 채워진 원자로용기와 격납용기 사이의 환형공간은 모두 복사(Radiation) 열전달 기구만이 작용한다고 가정하였다. 격납용기와 Air separator 그리고 원자로 지지벽 사이의 환형공간은 복사와 대류에 의한 열전달이 이루어 지는 것으로 가정하였다. 또한 가스에 접한 원자로배플 상단 내부표면과 고온풀 자유액면에 노출된 원자로용기 내부표면은 소듐냉각재 고온풀 자유액면과의 복사에 의한 열전달을 가정하였다.

실제로 정상운전상태에서 노심을 나온 소듐냉각재는 크게 2가지 온도조건을 갖는다.

구동핵연료가 장착된 노심의 중심부를 나온 냉각재 온도는 약 530°C이며 그 외의 덕트집합체 나오는 냉각재 출구온도는 이보다 낮은 430°C 정도이다. Fig. 2는 본 논문의 과도 열전달 해석에 사용된 일차 소듐냉각재와 접하는 부위의 열적 경계조건들을 나타낸 것이다. 그림에서와 같이 정상운전시 분리판 상단 위치까지의 지지배럴 내부표면과 접하는 냉각재 용적온도는 430°C이며 고온 출구냉각재와 저온 출구냉각재가 혼합되는 분리판과 격리판 사이에 있는 존재하는 냉각재 용적온도는 저온(430°C)에서부터 고온(530°C)으로 선형적으로 증가하는 것으로 가정하였다. 격리판 위치이상의 원자로배플 내부표면에 접하는 소듐냉각재 용적온도는 모두 530°C로 가정하였다. 그리고 일차 중간열교환기를 거쳐 나온 저온소듐냉각재의 용적온도는 모두 386°C로 가정하였다.

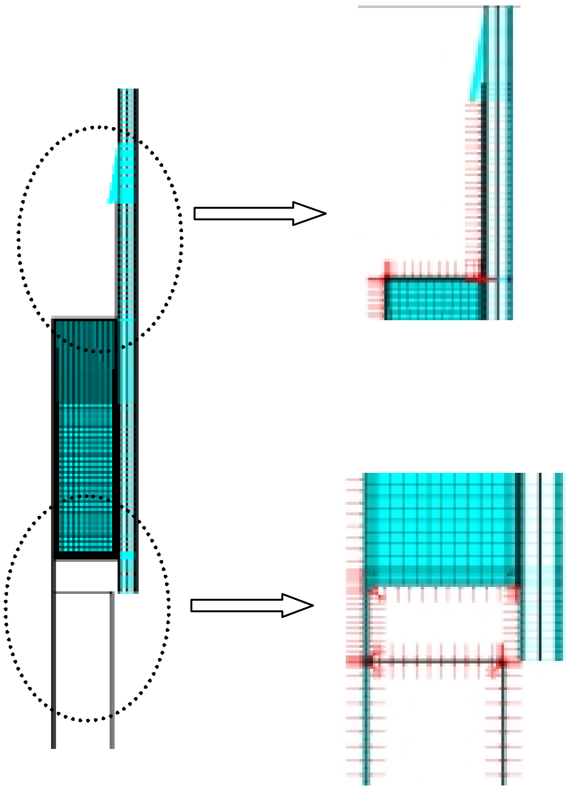
정상운전시 일차전자펌프의 작동으로 인해 원자로배플과 원자로용기 사이의 환형공간에 있는 소듐냉각재의 수위는 소듐 고온풀 자유액면 위치보다 약 5.0m의 아래에 놓이게 된다. 이러한 환형 소듐냉각재는 일차 전자펌프의 출력정도에 따라서 그 수위가 이동하게 된다. 환형내 소듐냉각재 수위의 이동은 열전달 경계조건을 변화시킴으로써 원자로배플과 원자로용기의 온도분포에 영향을 미치게 된다. 본 논문에서는 ANSYS에서 제공하는 유한요소 모델에 대한 Birth and death 기능들을 사용하여 환형 소듐냉각재의 열적 이동경계 조건들을 고려하였다.



3.1.2 유한요소 열전달 해석모델

본 논문에서 사용한 유한요소 해석코드는 ANSYS 5.6[8] 상용프로그램이며 원자로내부구조물에 대한 과도 열전달 해석모델은 Fig. 3과 같이 축대칭 유한요소 해석모델을 사용하였다. 그림에서 원자로구조물을 포함한 환형격리구조물 내부의 정지소듐에 대한 모델링에는 ANSYS에서 제공하는 STIFF55 two-dimensional isoparametric thermal conduction and convection element을 사용하였으며 Fig. 1에 나타나 있는 복사 열전달 부위에 대한 모델링

에는 STIFF31 one-dimensional radiation link element을 사용하였다.



3.2 과도 설계운전하중

본 연구에서는 개념설계 중인 KALIMER 원자로구조물에 대한 과도 운전하중 중에서 가장 기본적이면서 중요한 정상적인 원자로정지/기동 운전조건을 포괄하는 과도 설계운전하중을 검토하였다. 액체금속로는 기존의 가압경수로와는 달리 핵연료 재장기간 동안에 소듐냉각재의 고화를 막기 위하여 200°C의 냉각재 온도를 유지해야 하며 원자로기동시에는 정상운전 온도인 530°C의 고온까지 냉각재 온도를 상승시켜야 하는 매우 까다로운 운전조건을 가지고 있다.

Fig. 4은 본 해석에 사용된 과도 설계운전하중에 대한 시간이력 곡선을 나타낸 것이다. 그림에서와 같이 원자로정지 과정중에 고온풀 영역의 냉각재 온도는 530°C 정상운전 상태에서 약 12시간동안 선형적으로 감소하여 핵연료재장전 온도인 200°C까지 도달하는 것으로 가정하였다. 이때 일차전자펌프의 출력은 원자로정지 운전동안 선형적으로 감소함으로써 환형 소듐냉각재의 수위가 소듐 고온풀 자유액면 높이까지 선형적으로 상승한다고 가정하였다. 원자로기동은 원자로정지와 마찬가지로 200°C의 핵연료재장전시의 냉각재 온도에서 약 12시간 동안 선형적으로 증가하여 530°C의 100% 출력의 정상상태 운전온도에 도달하는 것으로 가정하였다. 이때 일차 전자펌프의 출력도 정지상태에서 원자로기동 시간동안 선형적으로 증가한다고 가정함으로써 환형 소듐냉각재 수위가 점차 내려가 정상운전상태에서는 고온풀 자유액면과 5.0m의 수위차를 나타낸다고 가정하였다.

Air separator와 격납용기 환형부위를 흐르는 공기의 용적온도는 정상운전상태에서 100°C을 가정하고 원자로가 정지됨에 따라서 점차 감소하여 핵연료재장전 동안에는 50°C를 유지한다고 가정하였다.

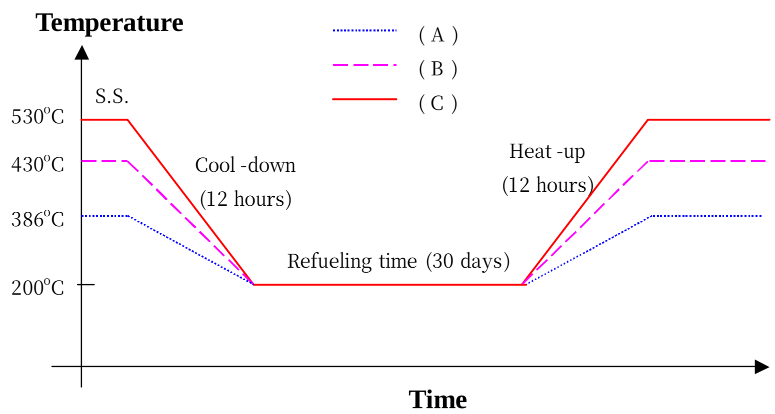


Fig. 4 Used transient thermal cycle for heat-up and cool-down operation

3.3 열전달 해석결과

Fig. 5와 Fig. 6은 본 논문에서 고려한 운전주기하중에 있어서 정상운전상태에서 원자로정지 운전하중동안 시간에 따른 원자로내부 지지배럴와 원자로배플 내부표면 온도분포 해석결과를 각각 나타낸 것이다.

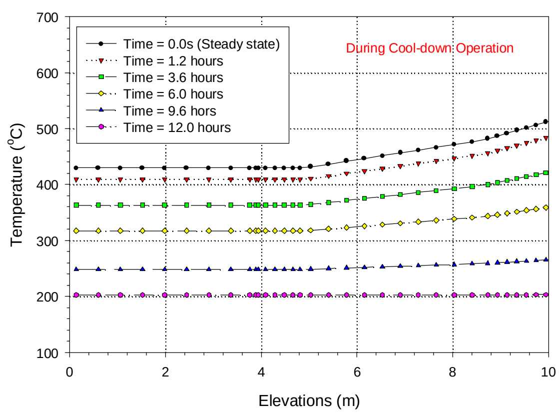


Fig. 5 Thermal Response at SB Inner Surface

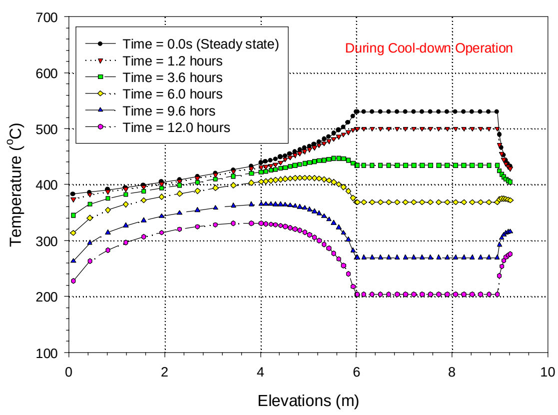


Fig. 6 Thermal Response at RB Inner Surface

그림에서와 같이 원자로 정지운전동안에 지지배럴의 내부표면은 Fig. 4에 나타난 소듐냉각재의 시간이력 용적온도 하중곡선에 따라서 Fig. 5와 같이 점차 핵연료 재장전온도인 200°C로 균일분포하며 원자로배플 내부표면은 Fig. 6에서와 같이 격리판 부위와 소듐냉각재 고온풀 자유액면 부위에서 원자로배플의 축방향과 반경방향 온도구배가 매우 크게 나타남을 알 수 있다.

원자로정지운전 동안에 고온풀 운전온도와 접하는 격리판 위치 이상의 원자로배플 내부표면은 정상운전온도 530°C에서 핵연료재장전 온도인 200°C까지 시간에 따른 주어진

운전온도 변화와 같은 거동을 나타내었으나 환형격리구조물 내부에 있는 정지소듐과 접해있는 원자로배플 내부표면은 열적 관성효과로 인하여 원자로정지 운전동안 표면온도의 감소가 상대적으로 크지 않으며 원자로정지 운전후 약 24시간이 경과한 후에야 내부표면 온도가 핵연료재장전온도에 도달함을 알 수 있었다. 원자로기동 운전 동안에도 이와 마찬가지로 고온풀 운전온도와 접하는 격리판 위치 이상의 원자로배플 내부표면은 주어진 소듐냉각재의 용적온도변화에 따라서 상승하지만 환형격리구조물 내부에 있는 정지소듐과 접해있는 원자로배플 내부표면은 원자로기동 운전후 약 48시간이 경과한 후에야 정상상태 온도분포를 나타내었다. 이러한 온도분포 해석결과로 부터 원자로기동 시에는 원자로배플 축방향 온도구배가 크게 발생되는 고온풀 자유액면 위치와 격리판 위치에서의 열응력이 크게 발생될 수 있음을 알 수 있다.

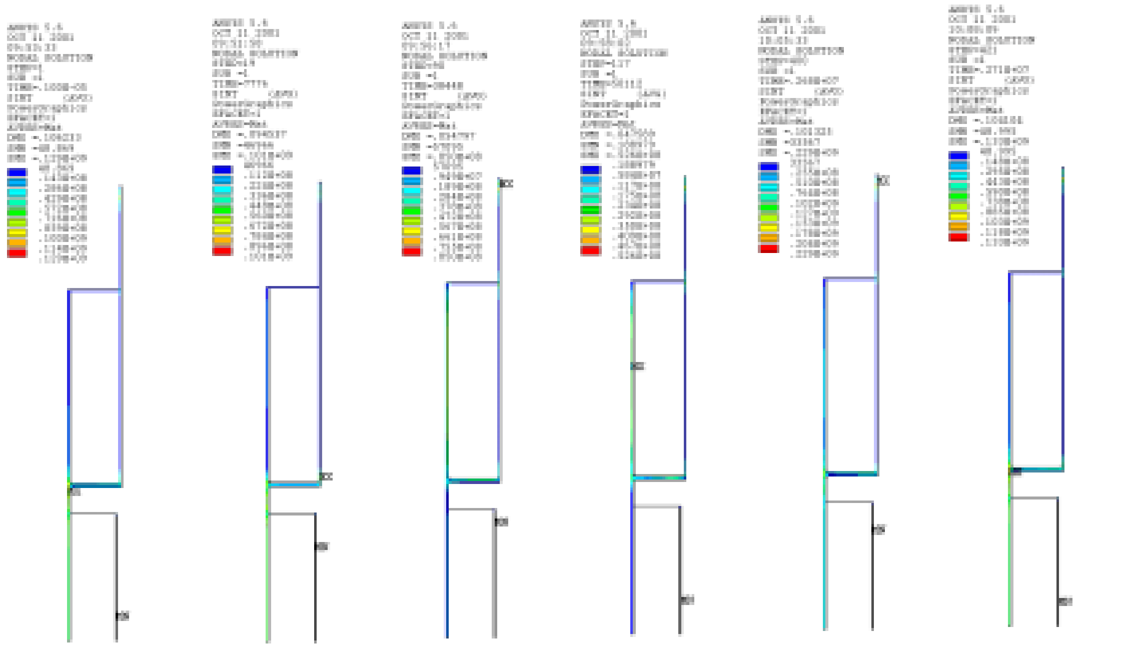
3.4 열응력 해석결과

열전달 해석결과로부터 원자로내부구조물에 대한 열응력해석을 수행하였다. 열응력해석을 위한 변위구속 경계를 위하여 원자로내부구조물 유입실(Inlet plenum)에 용접되는 지지배럴의 하부 끝단의 수직방향 거동을 구속하였다.

정상상태 운전조건에서는 Fig. 7과 같이 Tresca 최대 전단응력 이론에 의한 열응력강도(Thermal stress intensity) 분포결과로부터 지지배럴과 분리판의 연결부위에서 최대 응력(129MPa)이 발생함을 알 수 있다. 이러나 정상운전상태에서 이 부위의 벽면평균온도(Average wall temperature)는 약 408°C이며 크립손상 발생온도 이하로써 ASME 허용응력 3Sm = 333MPa > 129MPa을 충분히 만족한다.

원자로정지 운전을 시작한지 약 2시간이 지나면 Fig. 7과 같이 기하학적 불연속 형상이 큰 원자로배플과 분리판 연결부위에서 최대 열응력(101MPa)이 발생한다. 원자로정지 운전이 끝나는 무렵인 11시간 후에는 고온풀 자유액면 위치의 원자로배플에서 최대 열응력(85MPa)이 발생한다. 원자로정지 운전이 끝나고 2시간 후에는 환형격리구조물 중간높이의 지지배럴에서 최대 열응력(53MPa)이 발생한다. 따라서 원자로정지 운전 동안에 원자로내부구조물에서의 최대 열응력 발생부위는 노심출구 냉각재 온도가 낮아짐에 따라서 크게 달라짐을 알 수 있다. 원자로기동 시에는 고온풀 자유액면 위치의 원자로배플 부위에서 최대 열응력이 발생하며 원자로 출구냉각재 온도가 높아짐에 따라서 열응력이 점차 증가하다가 원자로기동이 끝나는 시간대에서 최대 229MPa의 열응력이 발생한다. 이러한 과도한 열응력은 구조물의 온도가 매우 높은 530°C에서 발생하기 때문에 원자로정지와 기동의 운전하중이 반복되면 이 부위에서의 고온 크립-라체팅 변형과 크립-피로손상이 발생할 가능성이 매우 높다. 원자로기동 운전이 끝나고 약 10시간 후에는 최대 열응력은 정상운전상태와 마찬가지로 지지배럴과 분리판 연결부위로 이동하며 어느 정도 시간이 지나면 완전히 정상운전상태의 열응력 분포로 되돌아 온다. Fig. 8은 운전주기 동안에 발생되는 최대 열응력 부위를 고려하여 ASME 설계코드에 따른 구조물 건전성 평가단면 위치를 나타낸 것이다. Table 2는 이들 평가 단면에 대한 성분별 응력평가 결과와 운전주기 중에 발생되는 최대 벽면평균온도 계산결과를 나타낸 것이다. 표에서와 같이 최대 벽면평균온도가 고온손상을 발생시킬 수 있는 대부분의 부위에서는 열응력이 크게 발생하지 않으나 고온풀 자유액면 위치의 원자로배플(평가단면-9)에서는 열응력이 크게 발생함

으로 고온구조손상이 발생할 수 있을 것으로 예측할 수 있다. 그리고 분리판과 접하는 기하학적 불연속 부위에서 막응력(Membrane stress)과 첨두응력(Peak stress)이 크게 발생하지만 모두 최대 벽면평균온도가 크립 발생온도 이하이다.



(초기 S.S) (2시간후) (11시간후) (14시간후) (시동운전 완료 직후) (시동운전후 10시간)

Fig. 7 Results of Transient Thermal Stress Analyses

Table 2. Calculated Stress Intensity Components for Assumed Heat-up and Cool-down Operating Conditions

Section No.		Max (Pm)	Max (Pb)	Max. Range Δ(Pm + Pb)	Max (Peak)	Max Avg. Wall Temp., °C
1	Inner	27.3	96.2	120.2	1.4	408.0
	Outer		96.7	94.9	2.3	
2	Inner	45.1	114.5	145.2	1.9	408.0
	Outer		112.4	112.8	1.6	
3	Inner	99.5	43.3	138.3	6.1	424.7
	Outer		43.2	61.7	7.9	
4	Inner	2.1	79.0	78.1	2.0	477.5
	Outer		78.1	77.2	2.5	
5	Inner	7.5	22.1	27.2	1.7	527.2
	Outer		22.1	17.9	1.9	
6	Inner	66.3	85.1	87.0	5.2	382.9
	Outer		87.0	83.9	5.2	
7	Inner	8.2	10.6	6.8	0.4	433.2
	Outer		9.8	17.0	0.8	
8	Inner	59.7	95.6	124.3	3.8	525.1
	Outer		91.1	86.5	4.5	
9	Inner	127.1	146.4	218.2	11.3	524.1
	Outer		157.0	173.4	6.9	

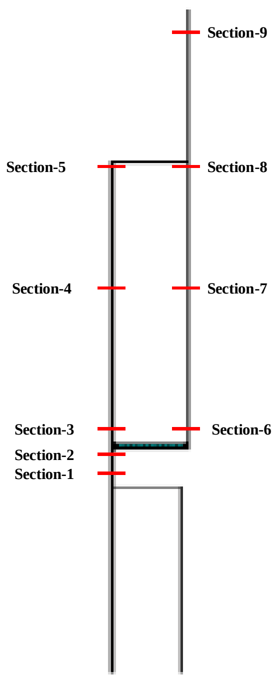


Fig. 8 Evaluating Sections

4. 고온 구조건전성 평가

원자로내부구조물의 최대온도가 427°C 이하인 경우에는 ASME Section III Subsection NG[5]에 따라서 응력한계요건을 검토하지만 427°C 이상인 경우에는 고온 설계요건으로 제안되고 있는 ASME Code Case N-201-4의 규정을 사용할 수 있다. 이 경우에는 모두 선형탄성 재료모델에 근거하여 계산된 응력값을 사용한다.

본 논문에서는 결정된 Fig. 8의 평가단면에 대하여 보수적인 구조손상 평가를 위하여 크립발생온도 이하인 단면은 모두 427 °C로 가정하고 크립-라체팅 변형률과 같은 누적 비탄성변형률과 크립-피로손상 평가를 수행 하였다.

4.1 누적 비탄성 변형률 한계요건

ASME 설계코드에서 규정하는 고온 원자로내부구조물에 대한 누적 비탄성 변형률 한계요건은 고온 부위에서 다음과 같은 변형률 성분들을 초과하지 말아야 한다.

$$Membrane,\ \varepsilon_m \le 1.0\%$$

$$Bending,\ \varepsilon_b \le 2.0\%$$

$$Local,\ \varepsilon_L \le 5.0\%$$

위의 한계요건은 심각한 천이하중조건이 발생되지 않는 정상상태 운전하에서 기기의 운전수명동안 계산된 누적변형률 한계요건으로서 변형률의 계산은 응력강도 계산방법과 마찬가지로 벽두께를 따른 평균변형률, 굽힘변형률, 그리고 국부변형률로 구분한다.

ASME 설계코드에서는 위의 한계요건을 검토하는 또 다른 방법으로 하중제어 응력한계요건에 사용된 탄성해석결과를 이용하는 방법들을 제시하고 있다. 첫번째 방법으로서 제시된 탄성해석(Elastic analysis) 방법은 일차응력이 존재할 경우에 만 적용할 수 있기 때문에 열하중만 고려한 본 연구에 적용하기는 부적합하다. 두번째 로 제시된 방법은 단순비탄성해석(Simplified inelastic analysis) 방법으로서 열응력 중에서 막응력 성분을 일차응력으로 분류하도록 함으로써 열하중 만에 의한 비탄성 변형률 한계요건을 평가할 수 있도록 한 규정이다. 이러한 규정에 따라서 계산된 최대 누적 크립-라체팅 변형률은 모재인 경우에는 1.0%이하, 용접재인 경우에는 0.5%이하를 만족하도록 하는 요구하고 있다. 본 연구에서는 단순비탄성해석 방법을 사용하여 원자로내부구조물의 평가단면에 대한 누적 비탄성 변형률 한계요건을 평가하였다.

Table 3은 각 평가단면에 대한 누적 크립-라체팅 비탄성 변형률을 계산한 결과이며 표에서 분리판과 격리판와 만나는 접합부위의 평가단면은 용접재로 가정하였다. 평가결과에서와 같이 기하학적 불연속 부위를 포함한 대부분의 원자로내부구조물에서의 누적비탄성 변형률 한계요건들을 충분히 만족하지만 고온풀 자유액면과 접하는 원자로배플 영역(평가단면-9)에서는 내부표면에서 1.323%, 외부표면에서 1.416%로 평가되어 변형률 한계요건을 만족하지 못하는 것으로 나타났다. 실제로 고온풀 자유액면에 접하는 원자로배플 부위는 전체 운전수명동안에 고온 유지시간이 매우 길고 축방향과 반경방향의 온도구배가 매우 크게 나타나기 때문에 고온 크립-라체팅 변형이 매우 심각하게 발생할 수 있는

부위이다[3, 4, 9]. 따라서 이 부위에서의 고온구조손상 건전성을 만족하기 위해서는 1) 세부 원자로기동 설계운전조건 설정, 2) 상세 복사 열전달해석 수행, 3) 구조설계 변경, 4) 열막응력(Thermal membrane stress) 성분 영향평가, 5) 상세 비탄성해석 등을 수행하여 누적 비탄성 변형률 한계요건을 만족시킬 수 있는 연구가 수행되어야 한다.

Table 3. Calculated total creep-ratcheting strain for assumed heat-up and cool-down operating conditions

Section No.		Total Creep Ratcheting Strain, %	Allowable Limit, %	Design Margin	Hold Temperature, °C
1	Inner	0.027	0.5	18.5	408.0
	Outer	0.027	0.5	18.5	
2	Inner	0.041	0.5	12.2	408.0
	Outer	0.041	0.5	12.2	
3	Inner	0.123	0.5	4.1	424.7
	Outer	0.123	0.5	4.1	
4	Inner	0.003	1.0	333.3	477.5
	Outer	0.003	1.0	333.3	
5	Inner	0.006	0.5	83.3	527.2
	Outer	0.006	0.5	83.3	
6	Inner	0.051	0.5	9.8	382.9
	Outer	0.051	0.5	9.8	
7	Inner	0.011	1.0	90.9	433.2
	Outer	0.011	1.0	90.9	
8	Inner	0.118	1.0	8.5	525.1
	Outer	0.115	1.0	8.7	
9	Inner	1.323	1.0	0.8	524.1
	Outer	1.416	1.0	0.7	

* Total Hold Time = 236520 hours
* Number of Cycle = 30
* Average Cycle Time = 7884 hours

4.2 크립-피로손상 평가

4.2.1 손상 평가식

원자로 운전수명 동안에 각종 설계운전조건 A, B 그리고 C하중에 의해 발생되는 누적 크립-피로손상은 다음과 같은 손상 평가식을 만족해야 한다.

$$\sum_{j=1}^{p}\left(\frac{n}{N_d}\right)_j + \sum_{k=1}^{q}\left(\frac{\Delta t}{T_d}\right)_k \le D \tag{1}$$

위의 식에 주어진 기호들의 의미는 다음과 같다.

D = total creep-fatigue damage

P = number of different cycle types

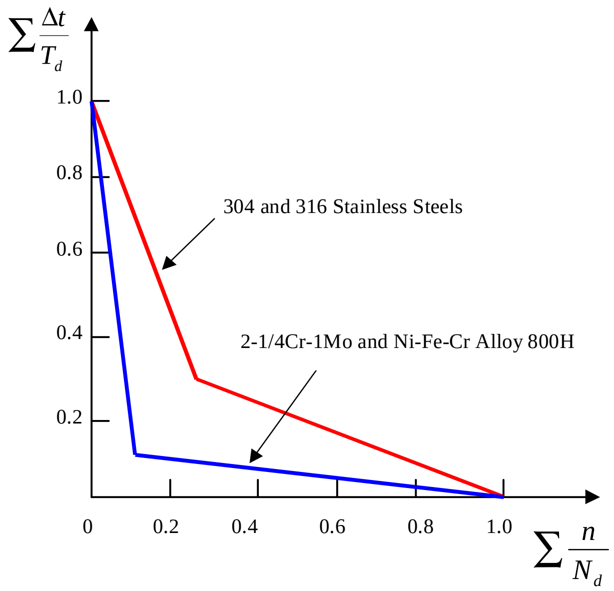
$(n)_j$ = number of applied repetitions of cycle type, j

$(N_d)_j$ = number of design allowable cycles for cycle type, j

q = number of time intervals for the creep damage calculation

$(T_d)_k$ = allowable time duration determined from the stress-to-rupture curves

앞의 서론에서 언급한 바와 같이 고온운전 지속시간이 길어지면 피로손상으로 인한 구조물의 파단은 크립손상 정도에 따라서 심각한 상호작용효과가 발생하며 따라서 기존의 허용 피로손상평가계수는 크립손상 증가와 더불어 급격히 작아진다. Fig. 24는 피로손상과 크립손상의 상호작용 효과를 고려하여 ASME Code Case N-201-4에서 제시된 포괄 크립-피로손상 평가곡선을 나타낸 것이다.



4.3.4 크립-피로 손상평가 결과

Table 4는 위에서 기술한 ASME가 제공하는 평가절차에 따라서 주어진 평가단면에 대한 크립-피로손상 평가결과를 나타낸 것이다. 표에서와 같이 고온풀 자유액면과 접하는 원자로배플 부위에서의 크립손상이 0.846으로 매우 크게 발생함을 알 수 있다. 모든 평가단면에 대한 Table 4의 피로손상 평가결과에서 피로손상이 무시할 정도로 작게 나타났기 때문에 Fig. 24의 크립-피로손상 곡선에서 정상 원자로정지/기동 운전조건에 대한 크립-피로손상은 설계코드 규정을 만족하는 것으로 나타났다. Fig. 27은 크립손상이 가장 크게 발생되는 평가단면-9의 내부 및 외부표면에 대하여 응력주기동안 발생되는 누적 크립손상 곡선을 나타낸 것으로 그림에서와 같이 크립손상은 하중주기동안 거의 선형적으로 누적되며 내부표면에서의 크립손상 누적이 외부표면에 비하여 크게 나타남을 알 수 있다.

5. 결 론

본 논문에서는 현재 개념설계가 진행중인 150MWt급 액체금속로 KALIMER 원자로내부구조물의 30년 고온운전수명에 있어 보수적인 정상 원자로정지/기동 운전조건을 설정하고 이에 대한 과도 열전달 해석과 열응력 해석을 수행하여 ASME Code Case N-201-4 설계코드에 따른 고온 비탄성 변형률 한계요건과 크립-피로손상 한계요건을 평가하였다.

과도 열응력 해석결과 정상 원자로정지 과도운전 동안에 분리판과 접하는 부위에서 열응력이 크게 발생하지만 최대 벽면평균 온도가 크립발생온도 이하이며 모두 3Sm 이하

로 평가되었다. 정상 원자로기동 운전동안에는 고온풀 자유액면과 접하는 원자로배플 부위에서 원자로기동 운전이 끝나는 시간대에서 최대 229MPa의 높은 열응력이 발생하였다. 따라서 본 논문에서 가정한 원자로기동 운전조건인 530°C의 정상운전온도까지 선형적인 온도상승과 12시간의 원자로기동 시간은 매우 보수적인 운전조건인 것으로 나타났다.

단순비탄성해석 방법에 의한 누적 비탄성변형률에 대한 한계요건 평가 결과 대부분의 원자로내부구조물은 충분히 ASME 고온구조 설계규정을 만족하나 고온풀 자유액면과 접하는 원자로배플 부위는 약 1.4%의 누적 비탄성 변형률을 나타냄으로서 한계요건을 약간 초과하는 것으로 나타났다. 실제로 고온풀 자유액면과 접하는 원자로배플 부위는 설계기능상 하중지지구조물은 아니지만 사고시 KALIMER 피동잔열제거계통인 PSDRS의 원활한 작동을 위하여 원자로배플과 원자로용기 환형공간을 넘어가는 냉각재의 자연순환 통로를 제공해야 한다는 관점에서 반경방향의 총 크립-라체팅 변형률에 대한 기능적 한계요건의 만족여부가 중요하다.

크립-피로손상 평가결과 원자로내부구조물의 대부분에서는 크립손상이 매우 작게 나타났으며 본 논문에서 가정한 정상 원자로정지/기동 운전조건에 대한 피로손상은 무시할 수 있는 것으로 나타났다. 그러나 고온풀 자유액면과 접하는 원자로배플 부위에서 내부표면에서는 0.846의 매우 심각한 크립손상이 발생하는 것으로 나타났으며 향후 보다 상세한 크립손상 평가가 수행되어야 할 것으로 판단된다.

Table 4. Calculated Creep-Fatigue Damages

Section No.		Creep Damage	Fatigue Damage	Hold Temperature, °C
1	Inner	0.003	0.0	408.0
	Outer	0.002	0.0	
2	Inner	0.004	0.0	408.0
	Outer	0.003	0.0	
3	Inner	0.005	0.0	424.7
	Outer	0.004	0.0	
4	Inner	0.004	0.0	477.5
	Outer	0.004	0.0	
5	Inner	0.002	0.0	527.2
	Outer	0.001	0.0	
6	Inner	0.003	0.0	382.9
	Outer	0.003	0.0	
7	Inner	0.000	0.0	433.2
	Outer	0.000	0.0	
8	Inner	0.058	0.0	525.1
	Outer	0.034	0.0	
9	Inner	0.846	0.0	524.1
	Outer	0.570	0.0	

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력연구 개발사업의 일환으로 수행되었습니다.

참 고 문 헌

1. 한도희, 김영진, 구경회 등, “KALIMER 예비 개념설계 보고서,” KAERI/TR-1636/2000, 한국원자력연구소, 2000.
2. G.H. Koo, H.Y. Lee, and B. Yoo, ”Seismic Design and Analysis of Seismically Isolated KALIMER Reactor Structures,” Journal of the Earthquake Engineering Society of Korea, Vol. 3, No. 1, pp.75-92, 1999.
3. G.H. Koo and B. Yoo, “Elevated Temperature Design of KALIMER Reactor Internals Accounting for Creep and Stress Rupture Effects,” Journal of the Korean Nuclear Society, Vol. 32, No. 6, pp.566-594, 2000.
4. G.H. Koo and B. Yoo, “Evaluation of Creep-Fatigue damage of KALIMER Reactor Internals Using the Elastic Analysis Method in RCC-MR,” Journal of the Korean Nuclear Society, Vol. 33, No.6, 2001.
5. ASME B&P Code Section III Subsection NG, ASME, 1992.
6. Cases of ASME Boiler and Pressure Vessel Code N-201-4, ASME, 1994.
7. G. H. Koo, “Design Description of KALIMER Reactor Internal Structures,” KALIMER/MS420-DD-01/1998, Rev.A, KAERI, 1999.
8. ANSYS User’s Manual for Version 5.6, Volume I,II,III, Swanson Analysis Systems, Inc.
9. G.H. Koo and J.H. Lee, “Design of Reactor Structures of LMR in the Vicinity of Hot Pool Free Surface Regions Subjecting Elevated Moving Temperature Cycles,” International Journal of Pressure Vessels and Piping, Vol.79. No. 3, pp.167-179, 2002.