2003 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

납 냉각 액체금속로의 예비개념 구조타당성 분석

Preliminary Conceptual Design and Structural Integrity Evaluation of Lead-Cooled Liquid Metal Reactor

김종범, 박창규, 이재한, 김상지
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

900MWt 규모의 납 냉각 고속로의 예비 구조개념을 도출하기 위하여 러시아의 BREST-300과 미국 INEEL의 고속로 모델의 구조 특성을 분석하고 INEEL 모델을 참조노형으로 삼아 정상운전 열하중과 납중량과 수직지진을 고려한 구조하중에 대한 개략적인 구조타당성 분석을 수행하였다. 또한 정상운전과 과도운전조건을 가정하여 원자로용기와 보호용기에 발생할 수 있는 크립손상을 평가하였다. 본 연구에서 수행한 단순 평가 결과 보호용기의 두께는 10cm 정도가 타당하며 제안된 설계가 구조건전성을 갖는 것으로 나타났다. 고온 납냉각재 환경을 직접 받는 내부구조물에 대한 형상설계와 지지방식을 포함한 구조건전성 평가의 수행이 필요하다.

Abstract

The structural features of BREST-300 and INEEL’s Lead-cooled LMR models were figured out to help developing the reactor structures of 900MWt Lead-cooled LMR of Korea. The preliminary structural integrity was assessed based upon the assumption of the reactor structure, thermal loading, and vertical seismic loading. Also, creep damage was evaluated utilizing ASME NH code. From the analysis results, it was proposed that the appropriate thickness of guard vessel was 10cm and the proposed design showed the proper structural integrity. It is necessary to develop shape of reactor structure including supports and to perform more detailed thermal and structural analyses considering environmental effects.

1. 서론

납 또는 납-비스무스 냉각재는 고온에서 구조재에 부식을 유발하고 또한 소듐 냉각재보다 고출력밀도를 얻기 어렵다는 이유 때문에 다른 좋은 장점들이 많음에도 불구하고 오랫동안 큰 관심을 끌지 못해왔다. 하지만 최근의 기술개발로 인해 이를 극복할 수 있다는 자신감을

갖기 시작했고, 납의 우수한 열전달 특성과 자연순환 능력으로 안전성을 높일 수 있고 또한 물이나 공기와 화학반응을 하지 않음으로써 소듐 냉각재가 갖는 단점을 극복할 수 있기 때문에 전 세계적으로 다시 활발한 연구개발이 이루어지고 있는 실정이다[1-9]. 이러한 흐름에 맞추어 한국원자력연구소에서도 900MWt 규모의 중소형 납 또는 납합금 냉각 액체금속로 개념의 연구개발을 시작하였다[2].

본 연구에서는 900MWt 용량의 중소형 납 또는 납합금 냉각 고속로 개념개발을 위하여 원자로계통의 참조노형으로 러시아의 BREST-300[4]의 구조특성을 검토하고, 미국의 INEEL 이 개발하고 있는 노형[5]의 구조 형상 형상을 바탕으로 납/철의 소요량을 파악하고 납중량을 반영한 구조 타당성을 개략적으로 분석하였다.

2. BREST-300 원자로 구조 특성 검토

700MWt(300Mwe) 규모의 BREST-300의 원자로 개략도를 그림 1에 나타내었는데 노심출구 납냉각재의 온도는 540℃, 노심 입구온도는 420℃이고 증기발생기 입출구의 납냉각재의 온도는 각각 340℃와 520℃이다. BREST-300 원자로용기의 높이는 총 19m로 상부용기와 하부용기로 구성되는데, 하부용기의 직경은 5.5m, 길이는 12m, 두께는 5~7cm이고 상부용기의 직경은 11.5m, 길이는 7m 정도이다.

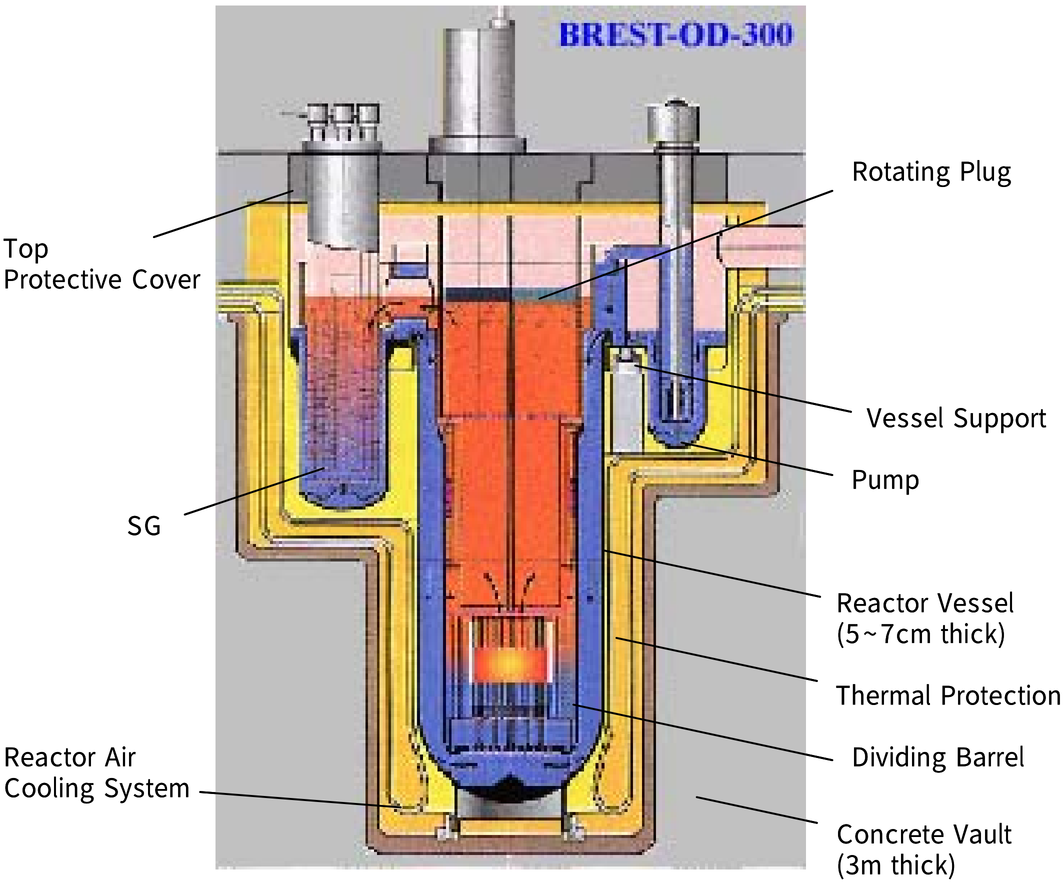


그림 1. 금속원자로용기를 사용한 BREST-300 원자로 개략도

특히 상부용기는 고리모양의 방들을 갖도록 하여 4개의 기계식 펌프와 4개의 증기발생기를 위치하도록 하였다. 펌프의 외경은 85cm이고 증기발생기의 외경은 2m이다. 상부용기와 하부용기를 연결하는 평판부는 24개의 롤러지지부위에 의해 지지되며 지지하중은 원자로용기가 담고 있는 납냉각재의 무게 6000톤과 원자로용기의 무게는 1075톤, 원자로 내부의 구조물들의 무게 1000톤으로 총 8000톤 정도이다. 원자로용기의 하단에는 수평방향의 움직임을 구속할 수 있는 구조를 만들었고 여기서 수직방향의 움직임은 자유롭게 하였다. 납 냉각재를 사용한 고속로의 특징은 납 냉각재가 물이나 공기와 화학 반응이 없기 때문에 소듐 냉각재를 사용한 고속로의 경우처럼 중간 열전달 계통을 사용할 필요가 없다. 따라서 원자로용기 안에 증기발생기가 설치되고 배관을 통해 터빈으로 바로 연결된다.

원자로용기는 용기 내부에 저온 납냉각재의 흐름을 위한 직경 4m, 길이 10.8m의 배럴을 설치하여 정상운전시 420℃의 저온 소듐에 접촉하도록 하였고 납냉각재로 인한 최대압력은 17기압 정도이다. 원자로의 설계수명은 60년으로 원자로용기는 수명 동안 0.1dpa 이내의 조사 손상을 받고 재질은 오스테나이트 계열의 강인08X16H11M3이다. 이 재료는 기존 재료보다 열저항이 좋고 표면에는 옥사이드 필름을 형성하여 납이 강 속에 침투하지 않고 또한 열저항을 높이도록 한 것이다. 납냉각로에서 극복해야 할 중요한 문제 중의 하나는 납냉각재로 인한 구조재의 부식 문제인데 이를 개선하고 극복하기 위한 연구노력이 러시아, 미국, 일본을 중심으로 활발하게 진행되고 있다.

카바플레이트는 외경 11.75m, 높이 2m이고 금속판의 두께는 2~5cm, 무게는 493톤으로 내부는 콘크리트로 채웠고 카바플레이트 아래에 두께 15cm의 금속절연판을 설치하여 카바플레이트를 보호하도록 하였다.

Reactor vault는 상부 직경 12m, 하부 직경 7m, 총 깊이는 20m 정도이며 콘크리트의 두께는 3m로 제작하고 원자로용기에 대한 백업 용기 역할을 한다. 원자로용기와 vault 사이에 정상운전시 100℃ 이하로 콘크리트 온도를 유지하기 위해 thermal shield 및 공기냉각계통(배관 직경 10cm)을 설치하였다. 콘크리트 표면에는 50cm의 고온 열저항 특수콘크리트 사용하였다. 원자로용기와 콘크리트 vault 사이에 자연순환 공기 배관으로 구성된 피동잔열계통을 설치하였고 원자로용기의 길이는 복사 열전달과 펌프 고장시 납냉각재의 자연순환을 좋게 하기 위해 길게 만들었다. 원자로의 잔열은 원자로용기와 증기발생기 케이싱을 통해 원자로 vault에 설치된 공기배관의 자연순환으로 인해 피동적으로 제거된다.

원자로에서 납냉각재의 누설이 발생하더라도 공기와 화학적 반응이 없으므로 화재는 발생하지 않으며 또한 납이 바로 굳기 때문에 건전성에는 문제가 없지만 누설 검출이 어려워지는 단점도 있다.

BREST-300의 하부용기의 단면적은 0.86m^2으로 하부용기 안에 담고 있는 납냉각재의 중량 3000톤으로 인한 인장하중이 34MPa이 발생하는데 420℃에서 항복응력은 119MPa인 점과 크립 관점에서 비교적 저온인 420℃에서는 이로 인한 크립변형이 무시할 정도인 점을 고려하면 일단 구조적으로 큰 문제를 발생하지 않을 것으로 예상된다.

3. INEEL 원자로 구조 특성 검토

미국에서는 1950년대에 납-비스무스 냉각로를 활발히 연구했었는데 냉각재가 구조물에 부

식 영향이 큰 단점이 있고 또한 소듐 냉각재를 사용하면 high power density를 얻을 수 있기 때문에 소듐 냉각로가 채택되면서 각광을 받지 못했다. 하지만 이제는 기술이 개선되어 이러한 문제에 대한 접근이 가능하고 납 냉각재를 사용할 경우 여러 가지 장점이 있기 때문에 다시 활발하게 고려되고 있다. 납 냉각재는 우수한 열전달 특성을 갖고 있고 안전성 관점에서 유리하며 물이나 공기와 화학반응이 없기 때문에 소듐 냉각로의 단점을 극복할 수 있다.

미국의 INEEL과 MIT는 공동으로 납합금 냉각재를 사용한 고속로의 개발을 추진하고 있는데 본 연구에서는 이의 구조 개념을 분석 검토하여 국내에서 개발할 납합금 냉각재를 사용한 고속로 개발에 참조가 되도록 하였다.

그림 2와 그림 3은 INEEL이 개발하고 있는 납합금 냉각재를 사용한 고속로의 개념도를 보여주고 있는데 원자로용기 외부에 보호용기(Guard Vessel)가 설치되고 보호용기 밖에는 외부 공기가 유입되어 원자로의 잔열을 피동적으로 제거하는 RVACS(Reactor Vessel Auxiliary Cooling System)이 설치되어 있다.

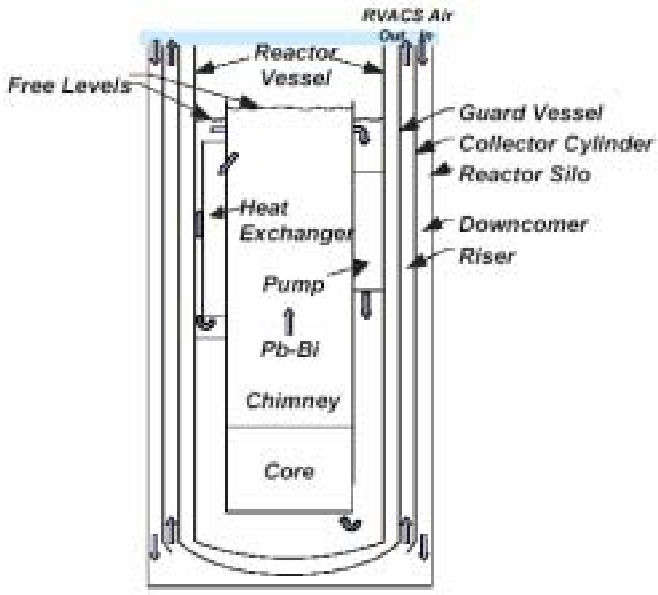


그림 2. INEEL 원자로 개략도

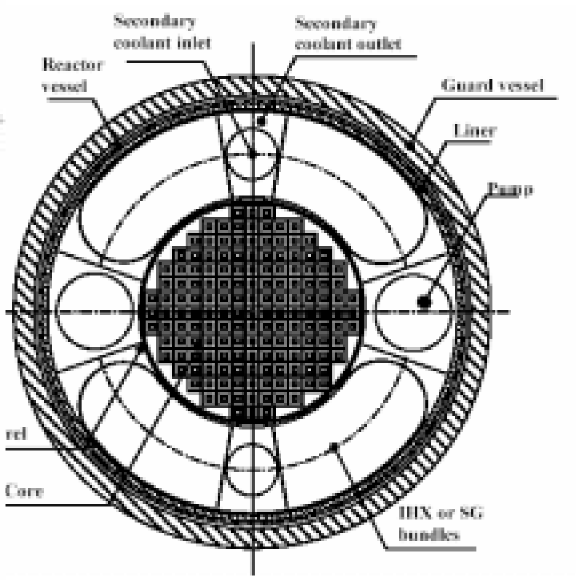


그림 3. INEEL 원자로 평면도

표 1. INEEL 원자로 주요부품의 제원

Thermal Power	700-875MWt	
Reactor Vessel	Outer Diameter	5.5m
	Thickness	5cm
	Length	18.8m
Guard Vessel	Outer Diameter	6.15m
	Thickness	25cm
Liner	Outer Diameter	5.3m
	Thickness	1cm
Core Barrel	Outer Diameter	3.2m
	Thickness	2cm

원자로용기와 보호용기 사이 공간에는 납냉각재를 담아서 열전달을 높이도록 하였고 원자로용기 내에는 라이너가 설치되어 고온의 납합금 냉각재가 원자로용기에 직접 닿지 않도록 하였는데 개략적인 제원은 표 1과 같다.

열출력 700~875MWt 규모의 납합금 냉각로는 그림 3에서와 같이 원자로 내에는 2개의 키드니 형상의 열교환기를 설치하여 셸측에 일차 냉각재가 흐르고 내부의 튜브에 과열증기 또는 CO_2 가스가 흘러 열을 전달하도록 하였는데 INEEL은 나중에 이 형상을 직경 1m, 높이 9m의 8개의 원통형 열교환기로 설계변경하였다. 펌프는 기계식 원심펌프를 채택하였다.

일차냉각재는 노심 하부로부터 노심을 통과하여 고온풀을 이루고 열교환기로 흘러들어가 이차측에 열을 전달하고 저온풀로 흐른다. 저온풀과 고온풀의 자유표면은 펌프와 열교환기로 인한 높이차가 형성되며 core barrel로 분리되어 있고 라이너는 고온풀의 냉각재가 정상운전시 원자로용기에 직접 닿지 않도록 해준다.

납 또는 납합금 냉각재는 neutronics와 열수력 관점에서 매우 우수한 재료이지만 대부분의 구조재들은 이들 냉각재 환경에서 일정한 용해도를 갖고 또한 온도에 따라 용해도가 증가할 수 있기 때문에 이러한 부식 문제의 해결이 중요해진다. 따라서 납 냉각재를 접하고 있는 구조재는 부식에 저항성이 강한 재료를 사용하거나 또는 표면에 코팅을 하여 부식을 방지하는 적절한 방안을 마련해야 한다.

원자로용기를 감싸고 있는 보호용기는 원자로로부터 잔열을 외부의 RVACS로 전달하는 역할을 하고 또한 원자로용기의 누설 발생시 이차적으로 이를 수용하는 기능을 담당한다. 원자로용기와 보호용기 사이의 공간에는 납 냉각재를 채워서 열전달 기능을 높이도록 하였는데 이로 인해 원자로용기는 납 냉각재 속에 떠있는 형태가 되어 고중량의 납냉각재 하중을 받지 않게 되고 보호용기가 이를 모두 감당하게 된다. 따라서 납 냉각재의 하중과 지진하중과 같은 기계적 하중에 대해 보호용기의 구조건전성 분석이 중요해진다.

4. 900MWt 납냉각 액체금속로의 납중량을 반영한 구조타당성 분석

BREST-300과 INEEL 모델의 구조 특성을 분석한 결과 중소형로에서는 금속 원자로용기의 사용이 타당한 것으로 분석되어 본 연구에서 개발하는 900MWt 규모의 납 또는 납합금 냉각 고속로의 구조 개념으로 앞 절에서 설명한 것과 같은 INEEL 모델을 참조노형으로 적용하여 정상운전 열하중 및 자중 그리고 지진하중을 고려한 구조 타당성을 분석하였다.

표 1의 제원을 사용하여 원자로 납 소요량을 계산한 결과 약 3200톤이 소요될 것으로 예상되고 원자로용기는 두께 5cm인 경우 126톤, 보호용기는 두께 10cm인 경우 407톤, 원자로 내부구조물은 원자로 내부 부피의 20% 정도를 금속 내부 구조물이 차지한다는 가정하에 약 500톤이 소요될 것으로 평가되었다. 이를 적용하여 원자로용기와 보호용기에 대해 수행한 구조타당성 분석 결과를 다음에 설명하였다.

4.1 정상 운전조건에서 열하중을 고려한 구조건전성

정상 운전시 납냉각재 저온풀의 온도는 461°C, 고온풀의 온도는 552°C이다. 원자로용기 안에 두께 1cm, 외경 5.3m의 라이너가 고온 납냉각재를 담고 있고 원자로용기와는 5cm의 gap이 있다. 라이너 안의 고온 납냉각재의 자유표면과 라이너와 원자로용기 사이의 저온 납

냉각재의 자유표면의 높이차는 펌프 압력차와 열교환기에서의 손실로 인해 발생하는데 구체적인 평가는 후에 가능하겠지만 여기서는 3m로 가정하여 평가를 수행하였다. 원자로용기 밖에는 내경 5.65m의 보호용기가 원자로용기와 7.5cm의 gap을 갖고 위치하는데 보호용기의 두께는 열하중과 지진하중을 고려하여 최적 설계가 필요한 실정이다. 열하중을 고려한 구조평가에서 보호용기의 두께는 2.5cm, 10cm, 25cm의 3가지 경우를 고려해보았다.

라이너와 원자로용기 및 보호용기는 316계열 스테인레스강으로 구성하였고 납 냉각재의 부식으로부터 보호하기 위해서 코팅을 해야 하지만 본 해석에서 코팅은 구조재가 아니기 때문에 무시하였다. 구조물의 전체길이를 고려하지 않고 고온 납냉각재의 자유표면과 저온 납냉각재의 자유표면을 포함한 길이 7m 구간을 그림 4와 같이 모델링하였다. 보호용기와 원자로용기 사이 gap에는 고온 납냉각재와 같은 수준의 납냉각재가 있는 것으로 가정하였고 보호용기 밖에는 피동잔열제거(RVACS) 계통이 설치되어 외부공기가 유입되어 보호용기 표면으로부터 잔열을 제거하는데 개략적인 분석을 위해 유출되는 공기의 온도를 보수적으로 90°C로 가정하였고 복사열전달계수를 0.8, 대류열전달계수를 5W/m^{2}K를 사용하였다. 라이너와 원자로용기 사이, 원자로용기와 보호용기 사이에 납 냉각재가 채워져있지 않은 공간은 가스 공간으로써 복사열전달을 고려하였으며 방사율은 0.5를 적용하였다.

316계열 스테인레스강의 영률은 158GPa, 포와송비는 0.29를 사용하였고 스테인레스강과 납의 열전도도 및 열팽창계수는 온도의 함수로 적용하였으며 다음과 같다.

재료	물성치	93°C	232°C	371°C	427°C
316SS	열전도도	14.54 W/mK	16.96 W/mK	19.04 W/mK	19.90 W/mK
	열팽창률	1.57e-5	1.69e-5	1.76e-5	1.79e-5
Lead	열전도도	33.58 W/mK	30.98 W/mK	29.25 W/mK	

그림 4는 범용 유한요소해석코드인 ANSYS[10]를 사용한 해석모델을 보여주고 있는데 열전달해석에는 축대칭 4절점 열전달요소인 PLANE75 요소를 사용하였고 보호용기 표면에서의 대류열전달과 복사열전달은 SURF151요소를 사용하였다. 열전달해석 결과로부터 구한 온도분포를 이용한 열응력해석은 4절점 구조요소인 PLANE42 요소에 축대칭옵션을 부여하여 수행하였다.

열전달해석 결과는 그림 5~그림 7에 나타내었는데 x-축은 모델 하단으로부터의 거리를 나타내고 보호용기의 두께가 두꺼워질수록 보호용기 두께방향으로의 온도차가 증가하고 있는 것을 알 수 있다. 그림 5~그림7에서 보듯이 보호용기의 두께가 2.5cm인 경우 두께방향 온도차가 10°C 정도인 것이 두께가 10cm인 경우에는 35°C, 25cm인 경우에는 80°C까지 증가하는 것을 알 수 있다. 실린더 구조물에서 열응력은 두께방향의 온도차와 길이방향의 온도 구배에 의해 발생하는데 두께방향의 온도차에 의한 축방향응력(σ_z)과 원주응력(σ_θ)은 다음 식과 같다.

$$\sigma_\theta = \pm \frac{\alpha E \Delta T}{2(1-\nu)},\ (=\sigma_z)$$

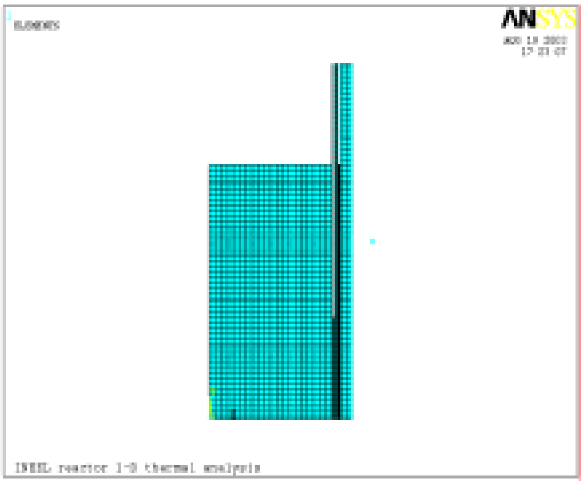


그림 4. 정상운전 열하중에 대한 구조해석모델

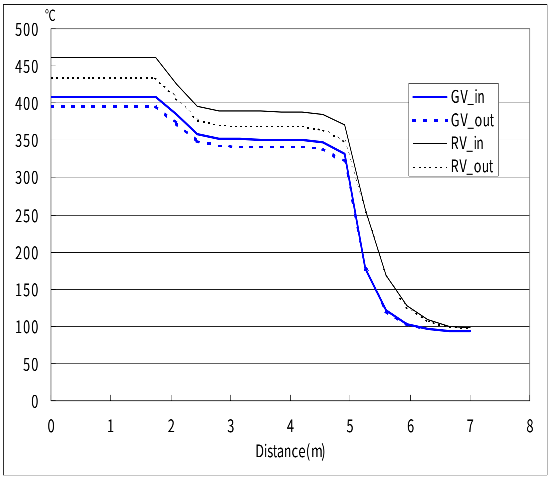


그림 5. GV 두께 2.5cm인 경우 온도분포

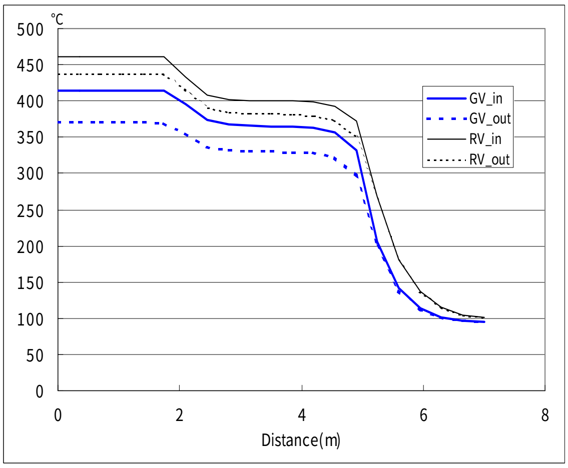


그림 6. GV 두께 10cm인 경우 온도분포

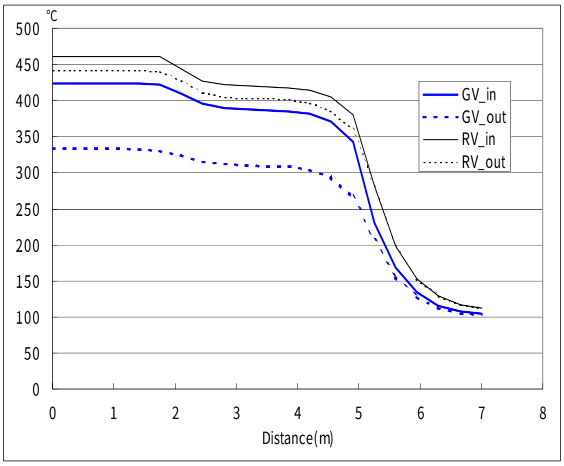


그림 7. GV 두께 25cm인 경우 온도분포

스테인레스강의 물성치를 적용하면 약 +/- 2ΔT가 되므로 열하중에 대해서는 구조물의 두께가 두꺼울수록 응력이 크게 발생하는 것을 알 수 있다. 길이방향 온도구배는 온도의 변화가 클수록 큰 열응력을 유발하는데 간단한 공식으로 확인하기는 어렵기 때문에 유한요소해석이 요구된다. 두께 5cm인 원자로용기보다는 보호용기의 열하중이 크게 나타나므로 3가지 두께에 대한 보호용기의 응력강도분포를 그림 8에 비교하였고 원자로용기와 보호용기 내면과 외면에서의 최대응력강도값을 표 2에 정리하였다.

표 2. 정상운전 열하중에 의한 최대응력강도(MPa)

	GV 2.5cm		GV 10cm		GV 25cm	
	Inner	Outer	Inner	Outer	Inner	Outer
RV	140	138	195	142	252	204
GV	177	239	179	239	262	296

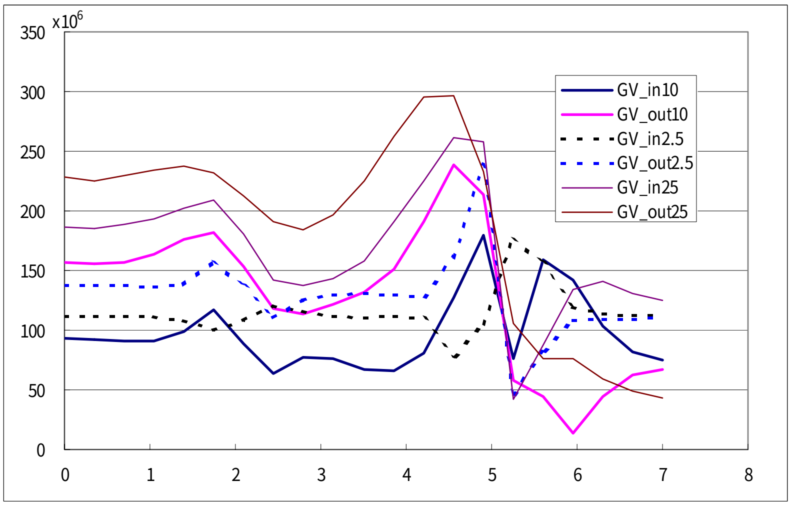


그림 8. 보호용기 두께변화에 따른 응력강도 분포

원자로용기와 보호용기의 온도분포로부터 짐작할 수 있었듯이 모델 하단에서 5m 높이가 고온 납냉각재의 자유표면인데 길이방향으로의 온도구배가 심하기 때문에 이 부근에서 최대 응력강도가 발생하였고 축방향응력과 원주응력은 약간의 막응력 성분을 갖지만 전형적인 굽힘하중 양상을 보여주고 있다. 보호용기의 두께가 2.5cm에서 10cm로 증가했을 때 최대응력강도는 큰 변화를 보이지 않고 있지만 25cm로 되면 296MPa이 되어 24% 정도 증가하였다. 450°C에서 316 스테인레스강의 설계응력강도 S_m은 110MPa로 열응력을 고려한 허용응력강도는 $3S_m$(=330MPa)을 만족하면 된다.

본 해석의 3가지 경우 모두 이를 만족하고 있지만 25cm인 경우에는 여유도가 많이 감소하였음을 알 수 있다. 또한 정상운전 조건에 대한 상세해석과 과도하중을 고려한 해석까지 고려하면 보호용기의 두께는 10cm 정도가 적합할 것으로 예비 평가되었다.

4.2 납중량과 지진하중을 고려한 구조건전성

납중량과 지진하중을 고려한 구조해석을 수행하기 위해 ANSYS를 활용하여 원자로용기와 보호용기의 모델링을 그림 9와 같이 축대칭 모델로 구성하였다. 원자로용기와 보호용기는 4절점 구조해석요소인 PLANE42에 축대칭 옵션을 부여하였고 원자로용기 안과 원자로용기와 보호용기 사이의 납냉각재는 4절점 유체요소인 FLUID79에 축대칭 옵션을 부여하여 구성하였다. 스테인레스강 구조재의 영률과 포와송비 및 밀도는 각각 166Gpa, 0.3, 7800kg/m^3이고 납냉각재의 밀도는 10470kg/m^3, 체적탄성계수(bulk modulus)는 27GPa로 가정하였다. 보호용기의 두께는 2.5cm, 5cm, 10cm의 3가지 경우를 고려하였다.

원자로용기는 내부의 납냉각재와 외부의 납냉각재에 떠있는 구조로써 부력을 받아 내부 납냉각재의 하중이 상쇄되는 형태로써 이로 인해 보호용기가 전체 납냉각재의 하중을 감당하게 되었다. 납냉각재로 인한 최대압력은 하단에서 16.7기압 정도 발생하는데 보호용기의 두께가 5cm인 경우 응력강도 분포를 그림 10에 나타내었고 3가지 두께에 대한 최대응력강도를 표 3에 비교하였다.

표 3. 보호용기 두께 변화에 따른 최대응력강도(MPa) 비교

	지진하중(수직)	GV 2.5cm	GV 5cm	GV 10cm
RV	1g	72	12.4	6.91
	2g	44.1	26.2	14.6
GV	1g	110	63.7	34.7
	2g	215	126	68.8

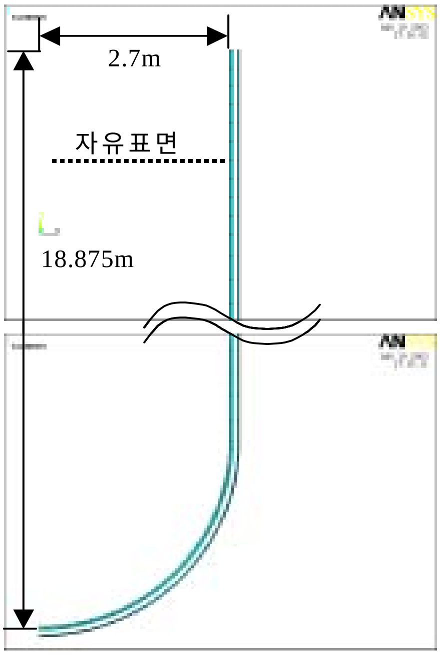


그림 9. 납중량을 고려한 구조해석 모델

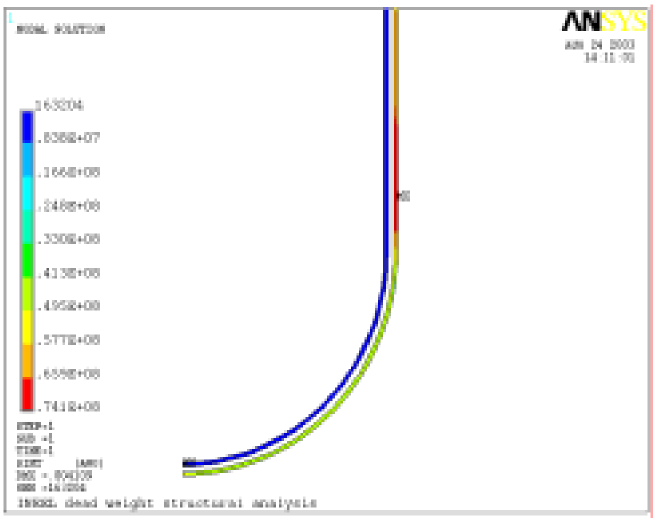


그림 10. GV 두께 5cm인 경우 응력강도 분포

표 3에서 1g의 경우는 납냉각재 자중으로 인한 구조해석 결과를 나타내고 2g의 경우는 수직지진하중을 보수적으로 고려한 등가 정적해석 결과를 나타낸다. 수평지진하중의 경우는 원자로 지지구조의 형상에 따라 다른 결과가 예상되는데 다음 단계에서 구조평가를 수행하기로 하고 본 연구에서는 수직지진을 고려한 등가해석만 수행하여 개략적인 구조 타당성을 분석하였다.

납냉각재의 자중만 고려한 경우(1g) 예상한 것과 같이 원자로용기에서는 응력강도가 조금 발생하고 주로 보호용기의 실린더부와 하부헤드의 연결부 근처에서 큰 응력강도가 발생하였다. 납냉각재의 자중으로 인한 압력하중으로 발생한 응력 양상은 축방향응력과 원주응력 모두 막응력이 크고 약간의 굽힘응력을 나타내었다.

보호용기의 두께가 두꺼울수록 응력강도는 작아졌는데 450°C일 때 316 스테인레스강의 설계응력강도 Sm은 110MPa이고 막응력은 이를 만족해야 한다. 그리고 막응력과 굽힘응력의 합은 1.5Sm(=165MPa)을 만족해야 하는데 보호용기의 두께가 5cm 이상이 되면 납냉각재 자중에 대해 구조건전성을 확보할 것으로 평가되었다. 수직지진하중을 고려한 경우(2g)는 두께 5cm인 경우 보호용기에 최대응력강도가 126MPa 발생하여 구조건전성 요건을 만족하긴 하였지만 여유도가 크지 않았고 두께 10cm인 경우에는 최대응력강도가 69MPa로 충분한 여유

도로 건전성을 만족함을 알 수 있다.

향후 구조하중에 대한 상세해석을 수행하고 또 수평지진하중까지 고려한 구조해석을 수행해야 구체적인 결론을 내릴 수 있겠지만 본 연구에서 수행한 정상운전 열하중과 납냉각재 중량을 고려한 구조 타당성 분석 결과 보호용기의 두께가 10cm이면 구조건전성을 확보할 수 있을 것으로 판단된다.

4.3 크립을 고려한 구조건전성

초기 개념 설정 단계에서는 Service level A, B, C, D의 운전하중이 생산되지 않은 상태이기 때문에 이러한 운전하중을 적용한 원자로 구조해석은 가능하지 않은 실정이다. 크립변형은 기계적 정하중을 받고 있는 구조물이 고온에서 오래 유지될 때 발생하는 시간 의존 비선형 변형인데, 원자로용기에 발생할 수 있는 크립변형 문제는 과도하중으로 원자로용기의 고온 유지 시간이 길지 않더라도 수명동안 과도하중의 발생 회수가 많으면 이로 인해 발생하는 크립피로 손상과 정하중을 받고 있는 원자로용기가 과도하중으로 인해 고온 상태가 오래 지속될 때 장시간 동안 발생하는 크립변형으로 구분될 수 있다.

원자로용기는 내부구조물들과 납냉각재 및 노심의 무게를 원자로헤드에 매달려서 인장력으로 지지하도록 되었는데 원자로용기와 보호용기 사이의 납냉각재에 담겨 있기 때문에 이로 인한 부력을 받게 되어 지지하중이 상쇄되는 효과가 있다. 따라서 보호용기에 원자로용기 내부의 납냉각재의 하중까지 전달이 되는데 보호용기의 두께가 두꺼울수록 발생하는 응력은 작아진다. 앞절에서 보호용기의 두께가 2.5cm, 5cm, 10cm인 경우의 최대응력강도를 살펴보았는데 이는 주로 원주응력의 기여가 컸다. 또한 원주응력은 굽힘응력 성분도 있지만 막응력이 지배적이므로 이들 원주응력에 의한 크립손상을 평가하기로 한다

ASME Subsection NH[11]에서는 고온에서 수명동안 비탄성 막변형률이 1%를 넘지 않을 것을 요구하고 있다. 한편 허용 설계응력강도 S_{mt}는 시간에 의존하지 않는 설계응력강도 S_m과 시간에 의존하는 설계응력강도 S_t 중 작은 값을 취하도록 되어 있는데 S_t는 장시간 일정한 하중을 받는 단축실험 결과로부터 구하는데 다음 중 작은 값을 취한다.

(ㄱ) 탄성, 소성, 일차크립, 이차크립을 포함한 전변형률 1%를 유발하는 평균응력

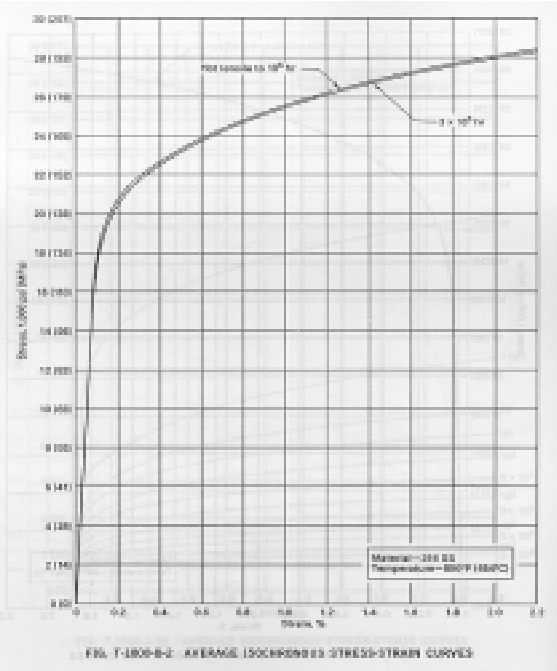
(ㄴ) 삼차크립을 유발하는 최소 응력의 80%

(ㄷ) 크립파단을 일으키는 최소 응력의 67%

위의 조건 중에 316SS강은 고온 환경에서 첫번째 조건이 지배적인 것으로 알려져 있고 원자로용기와 보호용기에 대하여 수명동안 비탄성 막변형률 1%를 유발하는 응력 S_t 선도를 활용하여 장시간 크립손상을 평가하기로 한다.

정상운전시 원자로내부구조물은 550°C의 높은 온도환경에 놓여 있기 때문에 고온 설계응력강도가 중요하게 적용이 되겠지만 원자로용기와 보호용기는 461°C 이하의 낮은 온도환경에 있기 때문에 고온에서의 특징적 거동이 큰 문제가 되지 않을 것으로 예상된다. 보호용기의 두께가 2.5cm일때 발생한 최대응력강도 110MPa을 보수적으로 454°C을 적용하여 외삽한 크랍파단 수명은 1억시간 이상이 된다. 따라서 110MPa이 30만시간(40년 설계수명) 작용한다고 가정하더라도 크립손상은 다음과 같다.

$$\text{크립손상} = 30\text{만시간}/1\text{억시간} = 0.003 \ll 1$$



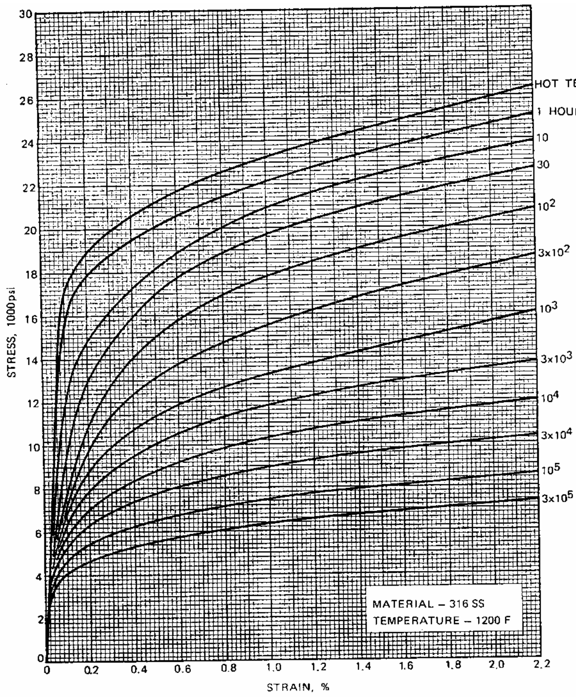


그림 11. 454°C에서 등시 응력-변형률 선도 그림 12. 649°C에서 등시 응력-변형률 선도

보호용기의 두께가 2.5cm보다 두꺼울 때에는 최대응력강도도 작아졌고 따라서 크립손상은 이보다 더 작아진다. 이와 같이 원자로용기나 보호용기의 온도가 크립을 고려한 관점에서 낮은 온도이기 때문에 구조하중으로 인한 크립손상이 거의 발생하지 않는 것을 알 수 있다. 그림 11은 316SS 강의 454°C의 등시곡선을 보여주고 있는데 30만 시간 동안에도 크립 변형률의 발생은 거의 무시할 정도임을 알 수 있다. 그림 12는 원자로 과도운전 조건시 고온 납냉각재의 온도가 높아질 수 있는 650°C일 때의 등시곡선을 나타내는데 응력 수준에 따라 크립변형이 크게 발생할 수 있음을 알 수 있다.

보호용기의 두께가 2.5cm일 때 발생한 응력강도 110MPa하에서 과도운전조건이 발생하여 원자로용기의 온도와 보호용기의 온도가 같이 650°C에 도달하여 보수적으로 1000시간 유지한다고 가정했을 때 크립손상은 다음과 같다. 650°C, 110MPa에 대한 크립파단시간은 20,000시간이다. 수명 동안에 이와 같은 과도조건이 4회 발생한다고 보수적으로 가정했을 때 크립손상은

크립손상 = 1000시간/20,000시간 x 4 = 0.2 (< 1.0)

여기서 알 수 있듯이 크립손상이 보수적으로 평가되었고 또 제한값인 1보다 작기는 하지만 용기의 온도가 높아지는 조건에서 과도 시간이 작더라도 크립손상이 나타나고 개념설계가 구체화되면 보다 면밀한 평가가 요구된다.

5. 결론

본 연구에서는 900MWt 규모의 납 또는 납합금 냉각재를 사용한 고속로의 예비 개념을 설정하기 위하여 러시아의 BREST-300과 미국 INEEL의 개발 모델의 구조특징을 살펴보고 INEEL 모델을 참조 노형으로 삼아 정상운전 조건과 납중량과 수직지진 하중을 고려한 구조타당성 분석을 개략적으로 수행하였다. 그 결과 보호용기의 두께가 10cm 정도가 되면 정상

운전 열하중과 납중량을 고려한 구조하중에 대하여 구조건전성을 갖는 것으로 평가되었다.

납냉각재 고속로는 고온의 납냉각재가 원자로용기에 직접 닿지 않도록 하고 있기 때문에 정상운전시에는 비교적 낮은 온도를 유지하고 따라서 크립 손상이 무시할만한 것으로 평가되었다. 그리고 고온납냉각재의 온도가 650°C까지 올라가는 과도운전 조건을 보수적으로 설정한 평가결과 크립손상이 0.2 정도 발생할 것으로 평가되어 제한값 1보다는 훨씬 낮은 값이지만 설계가 구체화되면 보다 면밀한 평가가 수행될 필요가 있다.

향후 원자로의 형태가 보다 구체화되면 본 연구에서 수행한 개략적인 평가를 보다 정량화하고 고온의 납냉각재 환경에 있는 원자로내부구조물들의 구조건전성 평가가 요구된다. 또한 원자로지지구조를 설정하여 수평지진 하중까지 고려한 원자로 구조건전성의 평가가 필요하다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부 원자력연구개발 사업의 일환으로 수행되었기에 감사의 뜻을 표한다.

참고문헌

[1] Y.N.Kim and J.K.Kim, A Comparison of Core Perturbation by Coolant Loss between Sodium and Lead-Bismuth Cooled Reactor, Proceedings of Korean Nuclear Spring Meeting, May, 2003.

[2] 홍서기, 김상지, 한도희, “질화연료를 사용한 900MWt급 납합금 냉각 Breakeven 노심의 예비핵설계”, 2003 추계학술발표회 논문집, 한국원자력학회, 2003.

[3] 홍서기, 김상지, 한도희, “납-비스무스 냉각 초장주기 노심 예비설계”, 2003 추계학술발표회 논문집, 한국원자력학회, 2003.

[4] B.A.Gabaraev, A.I.Filin, “Development of a BREST-OD-300 NPP with an On-Site Fuel Cycle for the Beloyarsk NPP Implementation of the Initiative by Russian Federation President V.V.Putin”, ICONE11-36410, Apr., 2003, Tokyo, Japan.

[5] Design of an Actinide Burning, Lead or Lead-Bismuth Cooled Reactor That produces Low Cost Electricity, FY-01 Annual Report, INEEL/EXT-01-01376, INEEL, Oct. 2001.

[6] T.Mihara, Y.Tanaka, Y.Enuma, “Conceptual Design Studies on Various Types of HLMC Fast Reactor Plants”, pp143-150, TECTOC-1348, 2001, IAEA.

[7] L.F.Miller, et.al, “Evaluation of Two 300 MWe Fourth Generation PbBi Reactor System Concepts”, pp.1-10, Proceedings of ICONE 10, Apr. 2002, USA.

[8] T. Furukawa, et.al, “Corrosion Properties of Japanese FBR Materials in Stanant Pb-Bi at Elevated Temperature”, 11^{th} International Conference on Nuclear Engineering, ICONE11-36183, Japan, 2003.

[9] Yingxia Qi and Minoru Takahashi, “Study on Corrosion Phenomena of Steels in Pb-Bi Flow”, 11^{th} International Conference on Nuclear Engineering, ICONE11-36375, Japan, 2003.

[10] ANSYS, Users Manual Verwion 6.1, 2002.

[11] ASME B&PV Code, Section III, Subsection NH, ASME, New York, 1995.