'96 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

차세대원자로의 주증기관 파단사고시 안전주입수 직접주입에 대한 유체혼합해석

강형석, 조봉현, 배윤영
한국원자력연구소

요 약

차세대원자로(KNGR) 안전주입계통은 원자로용기 하향유로(RVDC)로 직접주입(DVI)되도록 설계되며 이는 4-트레인 안전주입계통의 설계에 있어 고유한 기본구조이다. DVI 채택으로 인해 가압열충격(PTS)과 관련된 인허가 상의 관심사를 조사하고 DVI 주입구 위치에 대한 RVDC에서의 유체거동과 온도분포를 상용전산코드인 FLOW3D를 이용하여 분석하였다. PTS관점에서 가장 최악의 경우인 외부 전원상실을 동반한 영출력 주증기관 파단사고를 해석대상으로 하였으며 사고후 570 ~ 600초 사이의 과도상태를 분석하였다. 본 연구의 결과로 주증기관 파단으로 야기되는 자연순환에 의한 열혼합은 충분히 이루어져 RVDC에서의 온도가 RT_{PTS} 이상임을 확인했고 손상루프측 위의 DVI 주입구의 유동중 일부가 손상루프측 저온관 유동과 상호작용하여 건전루프측 저온관아래로 흐르며 이 영향으로 건전루프측 저온관 아래에서의 온도가 국부적으로 감소함을 확인하였다.

1. 연구배경 및 목적

미국내 개량형경수로 안전주입계통의 DVI 주입방식을 사용할 원자력발전소의 PTS 문제는 인허가요건을 만족하는 것으로 판단된다. 그러나 차세대원전은 안전성에 대한 심층방호개념이 적용되므로 기술적인 측면에서 원자로용기의 건전성과 관련하여 노심용융 및 방사능 대량 누출사고의 확률을 감소시키기 위하여 과냉사고시 가급적 원자로용기의 건전성에 미치는 영향을 최소화하도록 하는 설계를 할 필요가 있다. 또한 미국 NRC Screening Criteria 평가요소와 비교한 결과 KNGR의 설계 특성을 PTS 문제를 더 완화시키는 방향의 인자에 대해 집중적으로 비교, 분석 및 평가를 수행해 볼 필요가 있음을 알 수 있다. 만약 원자로용기의 Beltline 부근의 온도가 RT_{NDT} 이하로 감소되면 원자로용기가 취성파괴될 수 있으므로 사고로 외부로부터 비상노심냉각수가 노심으로 주입될때 원자로용기의 Beltiline 온도가 급격히 내려가지 않도록 계통설계가 수행되어야 한다. 원자로용기의 온도분포는 원자로용기에 주입되는 비상노심냉각수 온도 및 저온관의 온도와 두 유체의 혼합 등에 의해 결정되는데 비상노심냉각수 온도와 저온관의 온도는 발전소의 전체적인 설계특성에 의해서 결정되고 냉각수의 혼합은 RVDC와 DVI 주입구 위치 등의 기하학적 형상에 의해서 결정된다. 그러므로 주어진 계통설계특성을 갖는 발전소에 대해서 냉각수의 혼합을 최대화하기 위하여 적절한 DVI 주입구 위치가 선정되어야 한다. DVI 주입구 위치를 선정하기 위한 기초자료를 얻기 위해서 먼저 System 80'에서 결정한 DVI 주입구 위치를 적용하여 RVDC에서의 유체유동 현상을 파악하기로 한다. KNGR의 DVI 주입구 내경은 Leak Before Break(LBB)와 Branch Line Pipe Break(BLPB) 등이 고려되어 System 80' 에서의 8.5" 보다 큰 10.125" 이다. 따라서 이것의 영향에 대해서도 해석이 필요하다.

2. 해석대상사고

KNGR에의 NRC Screening Criteria 적용성 평가를 위한 PTS 약화요소의 검토 분석에 있어서는 먼저 발전소 가동기간중 1회 이상 발생하는 사고인 Anticipated Operating Occurrences (A00)범주에 속하는 과냉사고를 파악하고 이에 대한 RVDC에서의 유동혼합에 대한 평가를 실시한 후 NRC Screening Criteria의 적용성을 판단하여야 한다. KNGR의 수명말기의 RT_{NDT}가 PTS 허용기준인 RT_{PTS}를 넘지 않기 때문에 PTS 문제는 더 이상 고려하지 않아도 되는 것으로 판단되지만[6] 성능관점의 설계 최적화와 심층방호 개념 그리고 인허가 관련 보충 자료를 위하여 A00 보다 더 심각한 경우를 해석 대상사고로 정하여 혼합해석을 수행하였다. 기존 연구결과들은 가압열충격의 위험성이 가장 높은 사고의 종류로서 소형냉각재 상실사고와 주증기관 파단사고를 제시하고 있으나 공학적인 직관으로 볼때 주증기관 파단사고의 경우가 PTS의 가능성이 높을 것으로 추정된다. 주증기관 파단사고중 PTS 측면에서 가장 보수적인 사고경위는 원자로냉각재의 압력감소율이 크고 냉각재의 최종온도가 가장 낮으며, 원자로냉각재의 압력이 상당히 감압되어 안전주입계통의 주입량이 최대가 되며 원자로 고온관 및 저온관의 순환유량이 최소가 되어 원자로용기의 하향유로에서 혼합이 거의 이루어지지 않는 경우를 선정한다. 즉 안전주입계통의 주입유량은 원자로냉각재계통의 압력이 낮을수록 많아지는데 영출력일 때가 전출력 운전시 보다 원자로냉각재계통의 압력감소율이 커서 저온의 안전주입수 주입유량이 많게 되므로 영출력 운전시가 극단적인 경우가 될 수 있다. RVDC의 온도감소율은 노심입구의 평균온도 감소율과 동일한 것으로 가정할 수 있으므로 영출력 운전시가 전출력 운전시 보다 최저온도가 작으므로 영출력 운전시가 극단적인 경우가 될 수 있다. 원자로냉각재계통의 순환유량이 적을수록 주입된 안전주입수와 저온관 순환유량이 혼합되기 어려우므로 소외전원 상실사고시가 극단적인 경우가 된다. 이와 같은 분석을 통하여 주증기관파단사고시 PTS 해석 측면에서는 영출력시 소외전원이 상실되고 건전한 증기관에서는 유동이 거의 없고 손상된 증기관에서만 자연대류에 의하여 낮은 온도의 냉각수가 순환되는 경우로 사고후 570 ~ 600초가 열유체적 관점에서 가장 극단적인 경우로 판단된다.

2.1 해석모형 및 경계조건

차세대원자로 Rx Vessel System Configuration을 기준으로 RVDC를 모사하는 격자계통을 구성하였다. KNGR의 경우 원자로용기의 내경은 182.25" 이며 Core Barrel 외경은 162" 이다. 즉 RVDC의 폭은 10.125" 이고 길이는 약 371.102" 이며 위치가 결정되지않은 DVI 주입구는 그림 1과 같이 System 80' 와 같은 위치인 고온관 중심에서 82.99" 상부와 원주방향으로 45° 떨어진 곳으로 가정하였다. KNGR에서는 DVI 주입구가 LBB와 BLPB를 고려하여 내경이 10.125" 인데 이것은 System 80' 보다 1.625" 큰 것이다. 이러한 것을 바탕으로 그림 3과 같이 각 loop당 고온관과 저온관을 하나씩 가지고 DVI 주입구는 두개를 가진 180° 반원통형으로 해석격자를 구성하였다. 해석격자는 반경방향으로 5, 원주방향으로 54, 축방향으로 59개의 cell로 구성된다. 여기에서 저온관과 DVI 주입구는 격자생성과 해석의 편리를 위하여 정사각형으로 가정하였고 저온관과 DVI 배관에서의 유체의 온도와 속도는 일정하다고 가정하였다. 저온관에서 냉각재의 유량, 온도와 DVI 주입구의 비상노심 냉각수의 주입량은 그림 5, 6, 7, 8, 9와 같은 CESSAR-DC 안전해석결과를 이용하였고 DVI로 주입된 비상노심 냉각수의 온도는 55 °F 로 가정하였다. 이때 비상노심 냉각수의 주입량은 펌프의 특성곡선에 따른다. 이러한 것을 바탕으로 그림 10과 같이 경계조건을 설정하였다. 즉 저온관과 DVI 주입구에서는 Dirichlet 조건을 이용하여 온도, 압력, 속도, κ, ε 값을 정해주었고 RVDC 출구에서는 Neumann 조건을 설정하여 유체가 완전히 발달된다고 가정하였다. 그리고 벽면에서는 단열과 no-slip 조건을 가정하였고 180° 로 절단된 벽면에서는 대칭 경계조건을 설정하였다. 주증기관 파단사고후 570초에서의 초기조건은 CESSAR-DC 안전해석결과인 그림 5, 7의 노심입구 온도와 노심압력을 이용하였다.

2.2 해석방법

가압열충격에 의해 원자로용기의 건전성에 영향을 주는 주요 인자는 원자로냉각재의 압력과 Beltline 부근의 원자로용기 표면의 온도가 된다. 원자로용기 표면의 온도변화는 원자로용기 내외면에 열응력을 발생시키고 용기표면의 온도는 RT_{NDT} 초과 여부를 결정한다. 그러므로 본 해석은 RVDC 내의 유동장을 난류모델을 사용하여 주증기관 파단사고후 570 ~ 600초에서의 Beltline 부근의 원자로용기의 표면온도를 계산하였다. RVDC에서의 유체의 거동을 해석하기 위해서는 SIMPLE Algorithm을 사용하는 상용전산코드인 FLOW3D를 이용하였다. 비압축, 난류유동을 가정하였으며 난류모델은 κ- ε 모델을 사용하였다.

3. 해석결과 및 고찰

계산결과 그림 11, 12와 같이 시간이 지남에 따라 원자로용기 Belt Line 의 온도는 내려가지만 그 값은 냉각수와 안전주입수의 혼합으로 RT_{NDT} 온도 이상인 것으로 확인되었다. 그리고 건전한 증기관의 저온관에서는 유동이 없기 때문에 그 위쪽의 DVI 주입구쪽의 유동은 RVDC 출구로 잘 내려가는 반면 손상된 증기관 위쪽의 DVI 주입구를 통한 유동중 일부는 손상된 증기관의 저온관 유동과의 상호작용으로 DVI 주입구 위쪽을 선회하여 건전한 증기관 아래쪽으로 흐른다. 이 유동의 영향으로 건전한 증기관 저온관 왼쪽 아래에서의 온도가 국부적으로 감소됨을 알수 있다. 그러나 손상된 증기관의 저온관 아래에서는 저온관 냉각수와 안전주입수와 혼합이 잘되어 상대적으로 높은 온도를 유지함을 알수 있다. 따라서 자연대류가 일어나지않는 건전루프측 저온관 아래부분에 대한 상세분석이 필요함을 알 수 있다.

4. 결론

KNGR에 System 80' DVI 주입구 위치를 적용하여 PTS와 관련한 가장 보수적인 사고인 주증기관 파단사고에 대해서 RVDC에서의 유체유동특성을 해석한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다. LBB 와 BLPB가 고려되어 System 80' DVI 주입구 내경보다 큰 KNGR DVI 주입구에서도 원자로용기 Belt Line 온도가 RT_{PTS} (98 °F) 이하로 떨어지지 않는다. 그리고 주증기관 파단사고 말기에는 건전루프측 위의 DVI 주입구의 유동은 바로 아래 방향으로 잘내려가는 반면 손상루프측 위의 DVI 주입구의 유동중 일부가 손상루프측 저온관의 유동과 상호작용하여 건전루프측 저온관 아래로 흐른다. 이 영향으로 건전루프측 저온관 아래에서 국부적으로 온도가 감소됨을 확인하였다.

참고문헌

1. EPRI NSAC-66, D. Lunsford, J. Chao, B. Chexal and W. Layman, Analysis of Fluid Mixing in the Cold Leg and Downcomer of a C-E Plant During a Steam Line Break Transient, June 1984
2. KAERI Internal Technical Report, 김연식, 심윤섭, "DVI Design Development for Research and Development for the Next Generation Reactor, December 1994
3. ABB-CE Report, C.P. Litke, B.T.Lubin, F.L.Carpentino, 3-D Computational Fluid Dynamics Model of Reactor Vessel Annulus with Direct Vessel Injection
4. System 80' CESSAR-DC Amendment N, 1993
5. FLOW3D, Release 3.3, AEA Industrial Technology Harewall Lab.
6. 차세대원자로 기술개발(I), 노형평가 기술개발, 9권 안전설비 비교 평가

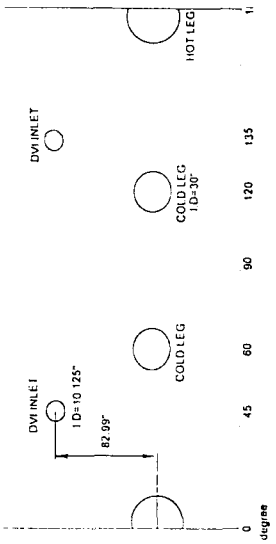


그림 1 DVI 주입구의 위치

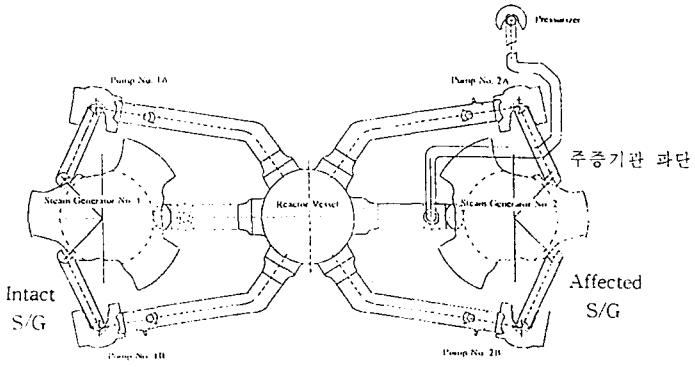


그림 4 증기관 파단사고시 RCS Configuration

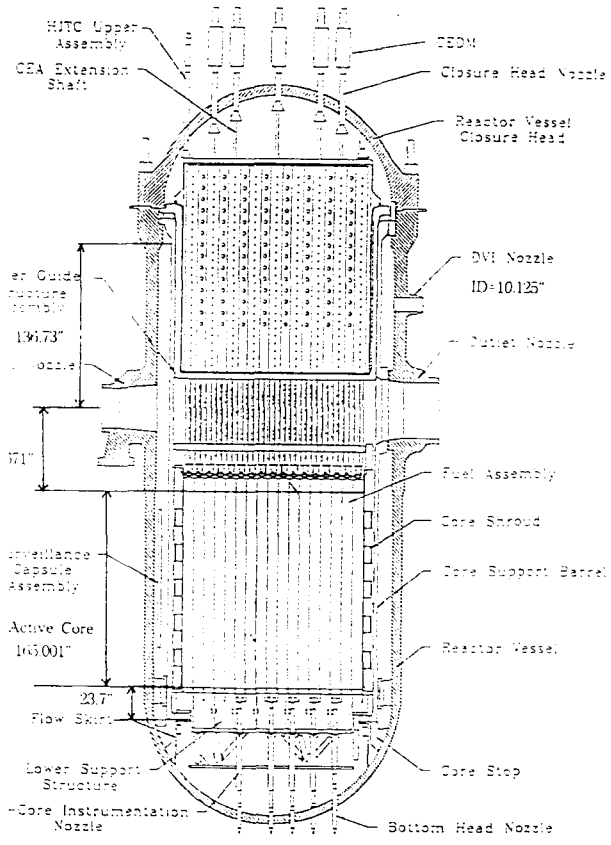


그림2 KNGR 원자로용기 구조

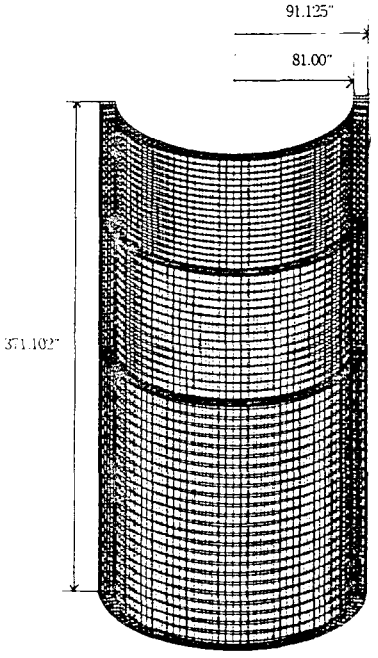


그림 3 해석모형의 격자

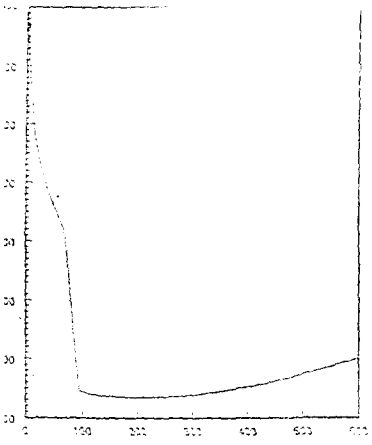


그림 5 ZERO POWER LARGE STEAM LINE BREAK WITH CONCURRENT LOSS OF OFFSITE POWER REACTOR COOLANT SYSTEM PRESSURE vs TIME

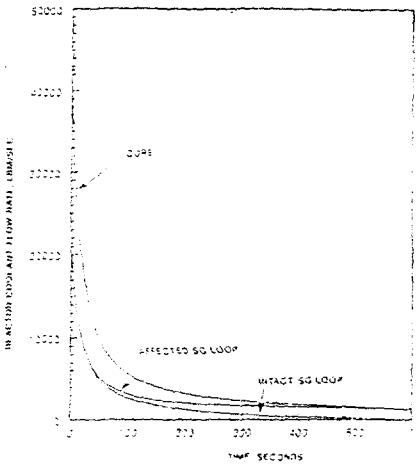


그림 6 ZERO POWER LARGE STEAM LINE BREAK WITH CONCURRENT LOSS OF OFFSITE POWER REACTOR COOLANT FLOW RATES vs TIME

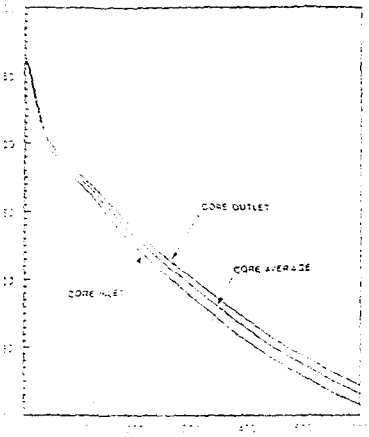


그림 7 ZERO POWER LARGE STEAM LINE BREAK WITH CONCURRENT LOSS OF OFFSITE POWER REACTOR COOLANT TEMPERATURES (θ) vs TIME

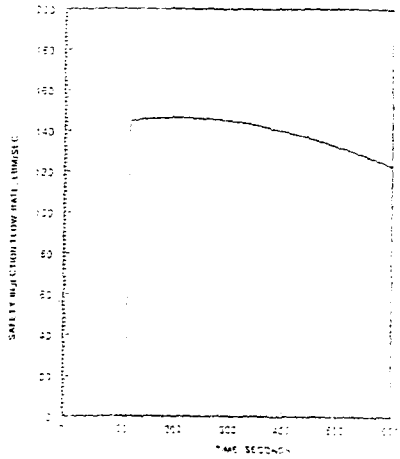


그림 8 ZERO POWER LARGE STEAM LINE BREAK WITH CONCURRENT LOSS OF OFFSITE POWER SAFETY INJECTION FLOW RATE vs TIME

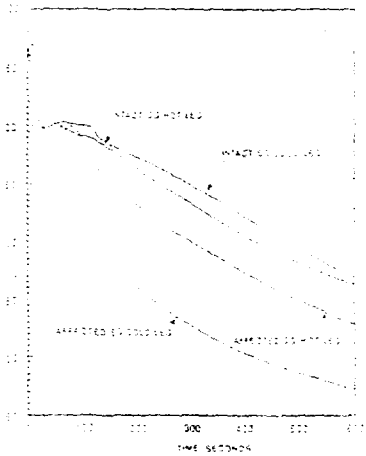


그림 9 ZERO POWER LARGE STEAM LINE BREAK WITH CONCURRENT LOSS OF OFFSITE POWER REACTOR COOLANT TEMPERATURES (θ) vs TIME

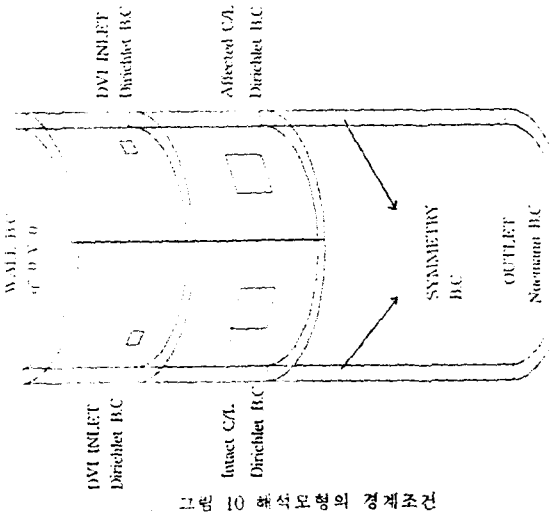
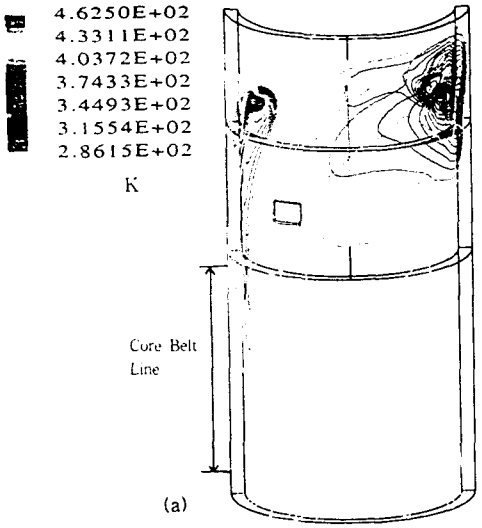
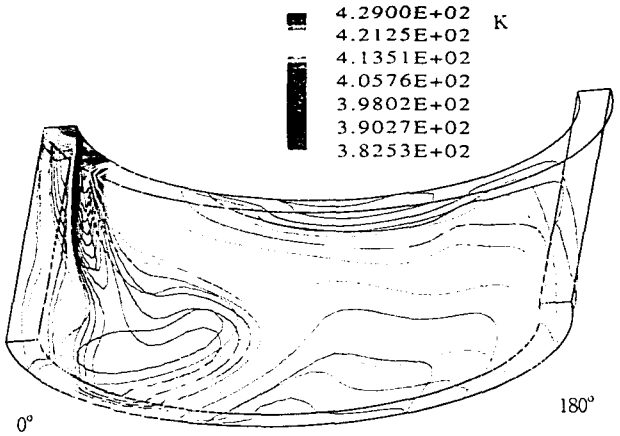


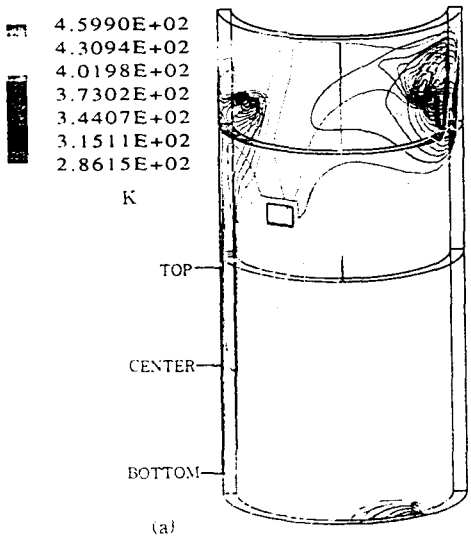
그림 10 해석모형의 경계조건

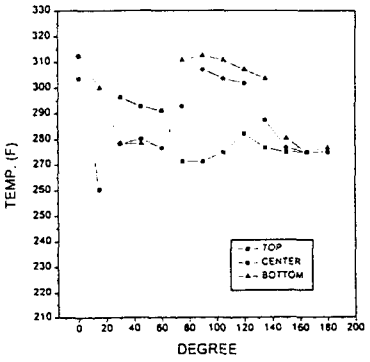




(b) Beltline 온도분포

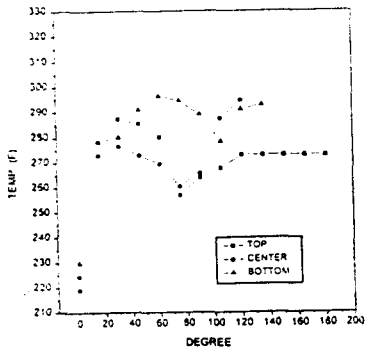
그림 11 주증기관 파단사고후 585초 에서의 온도분포



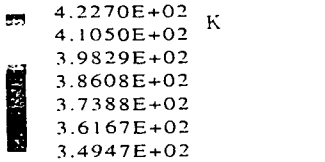


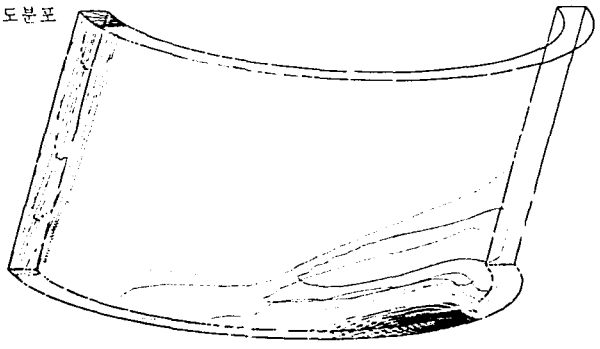
(c)

그림 12 주증기관 파단사고후 600초 에서의 온도분포



(c)





(b) Beltline 온도분포