2000 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

원자로 압력용기 열풀림을 적용한 중성자 조사취화 완화기술

Irradiation Embrittlement Mitigation by Thermal Annealing of Reactor Pressure Vessel

박진석, 진태은

한국전력기술(주)
경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9

요 약

원자로 압력용기는 가동기간 동안 재료의 기계적 성질을 저하시키는 중성자 조사취화 손상을 받는다. 이러한 중성자 조사취화 손상으로 인해 원자로 압력용기가 관련기준을 만족치 못할 경우 계속운전을 위한 대안으로 원자로 압력용기 열풀림을 고려할 수 있다. 원자로 압력용기 열풀림은 압력용기를 운전온도 이상의 고온으로 가열하여 재료의 기계적 성질을 회복시키는 열처리 기술이다. 본 고에서는 수명관리 측면에서 열풀림에 대한 기술적 타당성을 제시하고자 국내 원전에 적용하기 위한 열풀림 시뮬레이션을 수행하였으며 열풀림 조건에 따른 회복량 및 재취화 거동을 예측하였다. USE 및 RT_{NDT} 등의 기계적 물성이 80% 이상 회복되는 것으로 평가되었으며 재취화율 역시 초기 취화율과 유사하게 진행되는 것으로 예측되어 열풀림이 연장운전을 위한 최종 대안으로 충분히 타당성이 있는 것으로 나타났다.

Abstract

In terms of plant safety, the reactor pressure vessel is one of the most critical pressure boundary components in a nuclear power plant. Therefore, the effects of irradiation damage should be considered in determining the overall lifetime of the reactor pressure vessel. Thermal annealing of a reactor pressure vessel is considered to be the best option for assuring vessel integrity when nil-ductility temperature and upper shelf energy do not satisfy regulatory limits. In this paper, a simulation study was performed to evaluate the feasibility of thermal annealing by using thermal and stress analysis for operating nuclear power plant reactor pressure vessel. In addition, a thermal annealing evaluation program that can be used for predicting the recovery percent of material properties and the reembrittlement trend is introduced.

1. 서 론

원전에 있어서 가장 중요한 압력경계 기기로 고려되고 있는 원자로 압력용기는 고에너지 중성자 환경의 노출로 인한 취화손상으로 압력용기 벨트라인 재료의 연성과 파괴인성치가 저하되고, 무연성 천이온도(Nil-Ductility Transition Temperature)가 증가하여 건전성을 위협받는다. 이러한 취화손상과 관련하여 미연방규제법 10CFR50.61에서는 가압열충격으로 인한 파괴방지를 위해 가압열충격 심사기준(Screening Criteria)을 제시하고 있으며, 이를 초과하여 운전할 경우에는 발전소별 해석을 통하여 안전성을 입증하여야 한다. 또한, 10CFR50 App. G에서는 파괴인성기준을 제시하고 있으며, 이 기준을 만족하지 못할 경우에는 추가 파괴인성 해석 등의 조치가 수행되어야 한다. 국내에서도 연장운전을 고려한 수명종료 시점에서는 이들 기준을 만족하지 못할 것으로 평가되어 고리 1호기에 대한 가압열충격 해석연구가 수행된바 있다. 이러한 관점에서 본 고에서는 설계수명을 물론 연장운전시 원자로 압력용기의 수명을 제한할 수 있는 조사취화 손상 완화기술을 개발함으로서 점차 강화되는 규제요건에 대한 능동적인 대처는 물론, 국내 원전에 대한 적용가능성을 타진하고자 한다. 원자로 압력용기 열풀림 수행기술 및 절차에 대해서는 지난 수년간의 연구에 의해 어느 정도 정립된 상태이나 열풀림 후의 회복량 및 재취화 경향에 대해서는 아직 연구가 미흡하여 원전수명관리 측면에서 종합적인 평가방안이 요구되는 실정이다. 이에 따라 본 연구에서는 열풀림 후의 재료물성치 회복량 및 재취화 경향을 예측하기 위한 연구를 수행하였다.

2. 원자로 압력용기 열풀림

중성자 조사취화는 중성자 조사로 인해 원자로 압력용기의 미세조직이 변화하여 강도 및 경도가 증가하고 연성의 감소하는 등 기계적 성질이 저하되는 현상을 말한다. 이러한 원자로 압력용기의 취화손상은 핵분열시 생성되는 중성자 에너지의 크기와 압력용기 벽면에 조사되는 양에 따라 변하게 된다. 따라서, 노심 최외각에 기사용 연료를 배치하는 저누설장정방식(L^3P, L^4P), 모조 연료 집합체 및 중성자 흡수재 삽입 등의 노심관리 방안, 열차폐체 개선이나 중성자 패드 설치를 통한 차폐 등을 통하여 취화손상을 완화하는 방안이 요구되고 있다[1]. 이외에도 예비압축응력을 부여함으로서 간접적으로서 손상을 완화하는 방안이 고려되고 있으며[2] 이미 취화손상이 진행된 경우에는 실질적인 방안으로 압력용기 재료의 기계적 물성치 회복을 위한 열풀림이 고려되고 있다.

원자로 압력용기 열풀림이란 운전온도 이상의 온도에서 충분한 시간동안 압력용기 벨트라인을 가열함으로서 취화된 재료의 파괴인성을 회복시키는 열처리 기술이다[3]. 이러한 열처리를 통해 강의 미세조직을 변화시켜 거의 비조사된 수준까지 재료의 연성을 회복시킴으로서 취화손상을 효과적으로 완화시킬 수 있다. 현재까지 열풀림에 의해 원자로 압력용기 재료의 파괴인성이 회복될 수 있다는 많은 금속학적 연구가 진행되어 왔지만 열풀림 후의 정량적인 회복량 및 재취화 경향 평가에 대해서는 관련 연구가 미흡한 실정에 있었다. 만일 열풀림 수행 후의 취화속도가 열풀림 이전보다 빠를 경우 계속운전에 대한 많은 부담을 갖을 수 있기 때문에 회복량 및 재취화 경향을 정량적으로 예측하여 열풀림 조건을 최적화하고 재료물성 회복을 극대화하는 것은 매우 중요한 일이다[4].

2.1 열풀림 시뮬레이션

열풀림 온도 및 열풀림 시간은 파괴인성 회복량의 극대화 및 재취화에 대한 민감도 최소화를 위한 가장 중요한 매개변수로서 850°F(453℃)에서 168시간 동안 가열할 때, 최적의 열풀림 효과를 기대할 수 있는 것으로 알려져 있다[5,6]. 그러나 풀림온도가 정상 운전온도에 비해 약 40% 가량 높기 때문에 압력용기의 국부영역을 가열 할 때 발생할 수 있는 압력용기 벽면의 열팽창, 노즐의 소성변형, 콘크리트 구조물의 강도저하 등 유해한 영향을 받을 수 있으므로 이를 평가하기 위한 열 및 응력해석이 수반되어야 한다. 열풀림 수행시 발생할 수 있는 각종 유해한 영향을 피하기 위하여 ASME Code Case N-557에서는 가압경수로 원자로 압력용기의 열풀림 관련 기준을 제시하고 있다. 따라서, 원자로 압력용기의 열풀림 수행시 국부적인 가열에 따른 압력용기 및 관련기기의 설계요건이 코드의 허용기준을 만족하는지 확인하여야 한다.

2.1.1 대상모델 및 가정조건

현재 계속운전을 포함한 수명관리 연구가 진행되고 있는 국내 노후원전의 원자로 압력용기는 SA-508 단조재로 제작되어 원주방향 용접부만 갖고 있다. 반면, SA-533 판재로 제작된 대부분의 미국 초기 원전 원자로 압력용기는 원주방향 및 축방향 용접부를 모두 갖고 있어 열풀림 수행시 가열구역이 원자로 압력용기 노즐부위 근처까지 커지게 된다. 따라서 온도구배에 의한 열응력 발생으로 노즐부의 소성변형 문제가 발생할 수 있다.

그러나 본 열풀림 시뮬레이션의 대상모델은 원주방향 용접부만을 갖는 원자로 압력용기로서 열풀림 가열구역이 약 1m 정도로 축방향 용접부를 갖는 압력용기의 가열부위(약 3m)와 비교할 때 가열구역이 상대적으로 작다. 따라서 열풀림으로 인한 온도구배를 줄일 수 있으므로 압력용기 노즐부의 소성변형으로 인한 영향은 매우 작을 것으로 예상할 수 있다. 이에 따라, 본 고에서는 국내 노후원전의 원자로 압력용기를 대상으로 2 차원 모델만을 구성하였으며 풀림온도, 850°F(453℃), 풀림시간, 168hr, 가열 및 냉각속도, 25°F/hr, 가열부위는 1m 로 가정하였다.

2.1.2 열해석 결과

압력용기 벽면에서의 온도분포를 결정하기 위하여 식 (1)을 이용하여 열풀림 수행시 각 부위의 대류열전달계수를 산출하였다.

$$h = (Q/A_{support})/(T_{vessel} - T_{air}) \quad (1)$$

압력용기 각 부위의 시간에 따른 온도이력 곡선을 그림 1에 나타내었다. 열풀림이 수행되는 벨트라인 부위의 온도가 850°F로 일정하게 유지될 때 노즐부위의 온도는 470°F, 노심지지 블록의 온도는 220°F 이하로 평가되었다.

.

2.1.3 응력해석 결과

국내 노후원전의 원자로 압력용기에 대해 ABAQUS를 이용하여 열해석 결과에 따른 응력해석

을 수행한 결과, 열풀림 수행동안 원자로 압력용기 벨트라인 및 노즐에서는 그림 2, 3와 같은 응력 분포를 나타내었다. 그림 4는 열풀림에 의한 압력용기 벨트라인 및 노즐 부위의 변형량을 나타낸 것으로서 각 노드에서의 수직 및 수평방향의 최대변위는 가열(Heat Up) 종료시점에서 발생하였다.

열풀림 온도이력에 따른 열풀림 수행 후 압력용기에 잔류응력이 존재하나, 열풀림 수행 후 압력용기에 각 부위의 응력분포를 나타낸 그림 2, 3에서 보는바와 같이 이로 인한 영향을 무시할 수 있으며, 크리이프에 대해서도 문제시되지 않는 것으로 나타났다.

2.2 회복량 예측

2.2.1 열풀림에 의한 회복량 예측방법

열풀림에 따른 파괴인성 회복량 평가는 풀림 후의 RT_{NDT}와 USE를 예측하는 것이다. 이는 추후 원자로 압력용기 가동기간 동안의 재취화로 인한 안전여유도 평가를 위해서 매우 중요하며, 회복량 평가에는 크게 감시프로그램을 이용하는 방법, 압력용기 조사시편을 이용하는 방법 그리고 수식을 이용한 계산방법이 있다. 이들 평가방법 중 감시프로그램과 압력용기 조사시편을 이용하는 방법은 정밀평가가 가능하나 초창기 건설된 원전의 경우에는 시편확보가 극히 제한적이고, 추가 감시프로그램(Supplemental Surveillance Program)을 필요로 하는 제한조건이 따른다. 한편, 수식을 이용한 산술적 계산방법은 기존의 열풀림 연구결과를 바탕으로 수립된 계산식을 기초로 회복량을 평가하는 방법으로서, 최대흡수에너지 및 RT_{NDT}의 회복량을 결정하기 위해 R.G. 1.162에 제시된 식 (2)과 식 (3)를 이용하는 방법이다[7].

$$R_{USE} = \{[1 - 0.586\exp(-t_a/15.9)] \times [0.570\Delta USE_i + (0.120T_a - 104)Cu + 0.0389T_a - 17.6]\} \times \{100/\Delta USE_i\} \quad (2)$$

여기서, R_{USE}는 풀림에 의한 USE 회복량(%)이며, ΔUSE_i는 조사전후의 USE의 차이를 나타낸다. t_a와 T_a는 각각 풀림시간과 풀림온도를 나타내며, Cu는 구리함량이다. 한편, 천이온도 회복량은 식 (3)으로 예측할 수 있다.

$$R_t = [0.5 - 0.5\tanh\{(a_1 T_a - a_2)/95.7\}] \quad (3)$$

이때, R_t는 열풀림에 따른 천이온도 회복량(%)이며, a_1과 a_2는 다음과 같다.

$$a_1 = 1 + 0.015\ln(t_a) - 0.424Cu^{(3.28-0.00306T_a)}$$

$$a_2 = 0.584(T_i + 637) \qquad (T_a > 800°F)$$

$$0.584T_i - 15.5\ln(\Phi) + 833 \qquad (T_a < 750°F)$$

여기서, Φ는 중성자 플럭스(n/cm^2-s)이며, T_i는 조사온도를 나타낸다. 그러나, 750°F 800°F의 풀림온도를 적용하여 식 (3)에 따른 천이온도 회복량(R_t)을 산출하기 위해서는 플럭스 항을 포함하고 있는 a_2를 750°F까지 적용한 결과와 플럭스항을 포함하고 있지 않은 800°F 이상에서의 평가결과를 선형적으로 내삽하여 회복량을 예측하여야 한다.

2.2.2 열풀림 후의 재료물성치 예측방법

열풀림 회복에 따른 압력용기의 초기 재료 물성치는 회복량 계산에 사용된 평가방법에 따라 다른 식이 적용된다. 앞서 수행한 산술적 계산방법에 의해 RT_{NDT}와 USE 회복량을 계산한 경우 식 (4)와 식 (5)를 이용하여 열풀림 후의 초기 물성치, $CvUSE_{(A)}$와 $RT_{NDT(A)}$를 결정할 수 있다.

$$RT_{NDT(A)} = RT_{NDT(U)} + \Delta RT_{NDT} \times (100 - R_t)/100 \qquad (4)$$

$$C_V\, USE_{(A)} = C_V\, USE(U) \cdot [1 - D \times (100 - R_{USE})/10000] \qquad (5)$$

여기서, $CvUSE_{(U)}$와 $RT_{NDT(U)}$는 각각 조사전(Unirradiated)의 최대흡수에너지와 무연성 천이온도를 나타내며, D와 ΔRT_{NDT}는 풀림전의 USE 감소량과 RT_{NDT} 증가량을 나타낸다.

2.2.3 회복량 및 재료 물성치 예측결과

최대흡수에너지와 RT_{NDT}의 회복량 예측을 위해 국내 특정 노후 원전에 대해 수식적인 평가를 수행하였다. 열풀림 시행시기는 30년의 설계수명에 해당하는 24EFPY를 기준으로 하였으며, 구리함량은 0.29%로 고려하였다. 표 1은 열풀림 수행 조건 및 회복량 평가결과를 나타낸 것이다. 850°F의 풀림온도와 168hr의 풀림시간을 적용할 경우 USE와 RT_{NDT}의 회복량은 각각 114.2%, 80.1%로 예측되어 열풀림 후의 재료물성이 100% 전후까지 회복됨을 예상할 수 있다. 따라서, R_{USE}와 R_t가 각각 100%와 80.1%인 특정 원전에 대한 원자로 압력용기의 열풀림후 초기 물성치는 66ft-lb와 50.5°F로 평가되었다.

그림 5, 및 그림 6은 각각 열풀림 온도 및 열풀림 시간에 따른 USE 및 RT_{NDT}의 회복량을 도식적으로 나타낸 것이다. 여기서, 750°F 800°F의 풀림온도에서는 수식을 이용한 무연성 천이온도의 회복량(R_t) 예측이 어려우므로 선형적으로 내삽하여 예측하였다. 그림 5, 6에서 보는바와 같이, 850°F 이상의 풀림온도에서도 회복량이 다소 증가하는 경향을 보이고 있으나, 고온 가열에 따른 열응력이나 크리이프, 인접기기에 주는 영향 등에 제한을 받는다.

2.3 재취화 거동 예측

2.3.1 재취화 거동 예측방법

원자로 압력용기 열풀림을 수행하기 위해서는 재료물성 회복량 및 재취화 거동 예측이 선행

표 1 원자로 압력용기 열풀림에 따른 회복량 및 재료물성치 예측결과

변수	조건	회복량	재료물성치
모재	SA-508 Class 1	RT_{NDT} : 80.2% USE : 100%	RT_{NDT} : 50.5°F USE : 66ft-lb
용접재	Linde 80		
열풀림 시기	4.114×10^{19}n/cm2		
열풀림 온도	850°F		
열풀림 시간	168시간		
초기 무연성천이온도	-10°F		
조사온도	550°F		
구리 함량	0.29%		
초기 상단에너지	78ft-lb		
조사후 상단에너지	35ft-lb		

되어야 한다. 본 연구에서는 원자로 압력용기의 열풀림 조건에 따른 회복량 및 재취화 거동 예측을 위해 Windows 환경의 열풀림 평가프로그램을 개발하였다. 열풀림 이후의 중성자 조사로 인한 재취화 거동은 ASTM E185의 횡방향이동모델(Lateral Shift Model)을 이용하여 예측할 수 있다. 횡방향 이동모델은 열풀림 후의 RT_{NDT}와 USE 곡선을 플루언스 축을 따라 수평으로 이동시키는 방법이다. 재취화 평가를 위해서는 식 (6)을 이용하여 수평이동량 산출을 위한 천이회복 플루언스(Transition Recovery Fluence), f_t를 산출하여야 한다.

$$RT_{NDT(A)} - RT_{NDT(U)} = [CF]\, f_t^{\,0.28-0.1\log f_t} \quad (6)$$

여기서, $RT_{NDT(A)}$와 $RT_{NDT(U)}$는 각각 풀림후의 RT_{NDT}와 비조사재의 RT_{NDT}를 나타낸다. 그리고 CF는 구리 및 니켈 함량에 따른 화학인자를 각각 나타낸다. 따라서 재취화에 따른 기준무연성천이온도의 변화량, ΔRT_{NDT}는 식 (7)을 이용하여 평가할 수 있다.

$$\Delta RT_{NDT} = [CF]\,(f + f_t)^{0.28-0.1\log(f+f_t)} \quad (7)$$

한편, 최대흡수에너지의 재취화 거동은 식 (8)을 이용하여 평가할 수 있다.

$$C_V USE = C_V USE_{(U)} \times [1 - D/100] \quad (8)$$

$$D = (100Cu + 9)\cdot f^{\,0.2368} \quad \text{모재}$$

$$D = (100Cu + 14)\cdot f^{\,0.2368} \quad \text{용접재}$$

여기서, $CvUSE_{(U)}$는 비조사재의 최대흡수에너지이며 D는 조사로 인한 최대흡수에너지(풀림 전)의 감소량를 나타낸다. 그리고 f와 f_s는 각각 압력용기 내벽의 플루언스와 상단회복 플루언스를 나타내며 모재 및 용접재에 대한 상단회복플루언스(Shelf Recovery Fluence), f_s는 식 (9)와 식

(10)을 이용하여 산출할 수 있다.

$$f_s = \left[\frac{1-(C_V USE_{(A)} / C_V USE_{(U)})}{100Cu + 9} \right]^{4.223} \quad \text{모 재} \qquad (9)$$

$$f_s = \left[\frac{1-(C_V USE_{(A)} / C_V USE_{(U)})}{100Cu + 14} \right]^{4.223} \quad \text{용접재} \qquad (10)$$

열풀림 평가프로그램은 크게 발전소 정보관리 모듈, 데이터 관리 모듈, 및 평가 모듈로 구성하였다. 발전소 정보관리에서는 그림 7에서 보는바와 같이 용기형상, 재료데이타, 운전시간 등 발전소별 데이터를 입력하여야 한다. 발전소 데이터 관리에서는 플루언스, 감시데이타 등이 요구된다. 열풀림 평가에서는 열풀림 조건에 따른 회복량 및 재취화 경향을 예측하며 그림 8에서 보는바와 열풀림 온도, 열풀림 시간, 화학인자, 열풀림 시행시기와 같은 열풀림 변수를 결정하여야 한다.

2.3.2 재취화 거동 예측결과

열풀림 수행 후 원자로 재가동에 따른 재취화 거동을 예측하기 위하여 열풀림 평가프로그램을 국내 노후원전에 적용하여 보았다. 열풀림 조건은 850°F의 열풀림 온도, 168시간의 열풀림 시간으로 가정하였다. 본 프로그램을 활용하여 무연성천이온도 및 상단에너지의 회복량을 예측한 결과, 각각 82%와 100%로 계산되었으며 그림 9, 그림 10과 같은 재취화 경향을 나타내었다. 그림 9, 그림 10에서 보는바와 같이 열풀림 후의 무연성천이온도, 상단에너지 재취화 거동은 열풀림 수행 전의 초기 취화율과 동일하게 진행될 것으로 예측되었다. 이러한 열풀림 수행에 따른 회복량 및 재취화 경향 평가를 바탕으로 추가적인 연장운전이 가능할 수 있으며 따라서 연장운전을 위한 열풀림 대안이 충분히 타당한 것으로 검토되었다.

3. 결 론

수명관리를 위한 열풀림 적용기술 검토결과 다음과 같은 결론을 얻을 수 있었다.

❍ 가동중 원전의 원자로 압력용기에 열풀림을 적용하기 위해서는 열풀림이 압력용기 재료에 유해한 영향을 미치지 않음을 확인하기 위한 구조적 건전성 평가, 열풀림 후의 재료물성 회복량 평가, 원자로 재가동 후의 재취화 경향 예측 등 엔지니어링 측면의 핵심기술을 확보하여야 한다.

❍ 열풀림에 의한 원자로 압력용기 수명연장을 보다 타당성 있는 방안으로 고려하기 위해서는 노심부위에서 노즐부위까지 가열했을 경우를 대비한 3차원 모델링이 수행하여야 하며 이때 클래딩에 대한 고려도 필요하다.

❍ 최근, 열풀림이 수행되는 동안 인(P)의 편석으로 인해 용접부 HAZ에서 템퍼취성이 발생할 수

있다는 금속학적 문제가 제기되었으며 향후 이에 대한 연구도 수행되어야 한다.

❍ 향후, 국내 노후원전의 수명연장이 본격적으로 추진될 경우를 대비하여 열풀림 회복과정을 보다 정확하게 예측할 수 있는 평가식을 개발하고 실제 열풀림 후의 재취화 데이터를 확보한다면 본 연구의 열풀림 평가프로그램을 이용한 보다 신뢰성 있는 회복량 및 재취화 경향 평가가 가능할 것으로 기대된다.

REFERENCE

1 Von estorff, "Irradiation Embrittlement Mitigation" AMES Report No. 1, 1994.

2. D. J. Ayres, " Vessel Prestress : A New Solution for Pressurized Thermal Shock", ABB-CE 1993.

3. M. G. Vassilaros, "Annealing of Nuclear Pressure Vessel", Nuclear Engineering and Design 181 1998

4. John. Warren, "DOE's Annealing Prototype Demonstration Projects", NUREG/CP-0157, Vol2

5. S. T. Rosinski, "Reactor Pressure Vessel Demonstration Conference", EPRI, 1998

6. NRC, Reg. Guide 1.162 " Format and Content of Report for Thermal Annealing of Reactor Pressure Vessels", 1996

7. E. D. Eason, "Embrittlement recovery due to annealing of reactor pressure vessel steels", Nuclear Engineering and Design. 1998

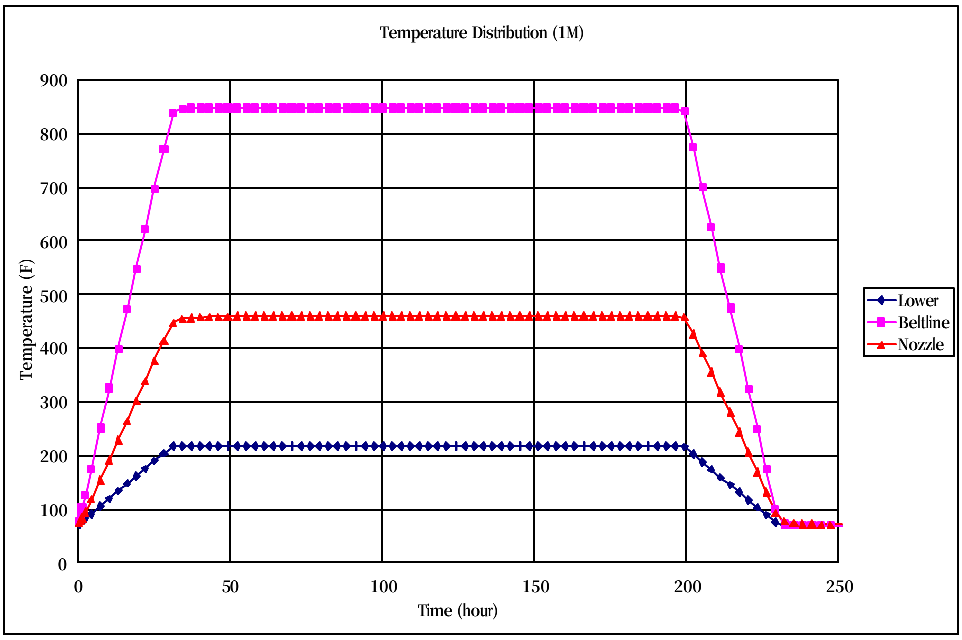
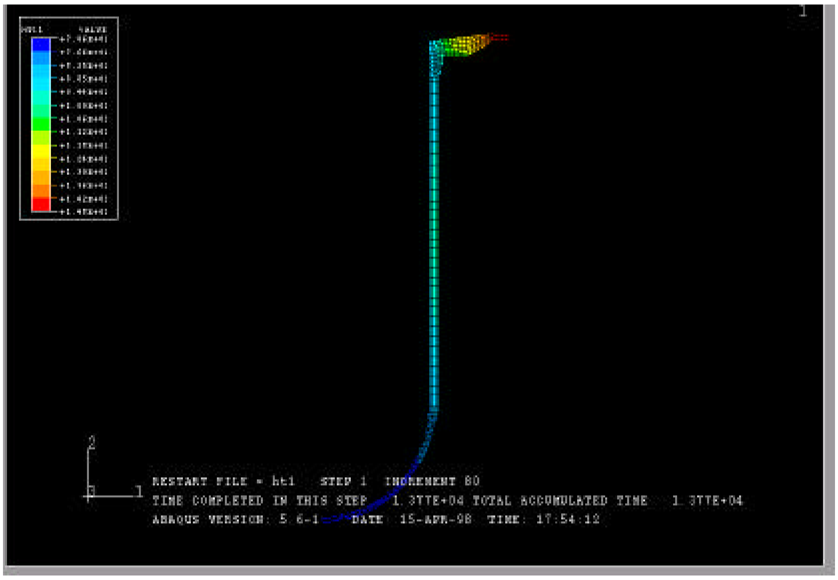
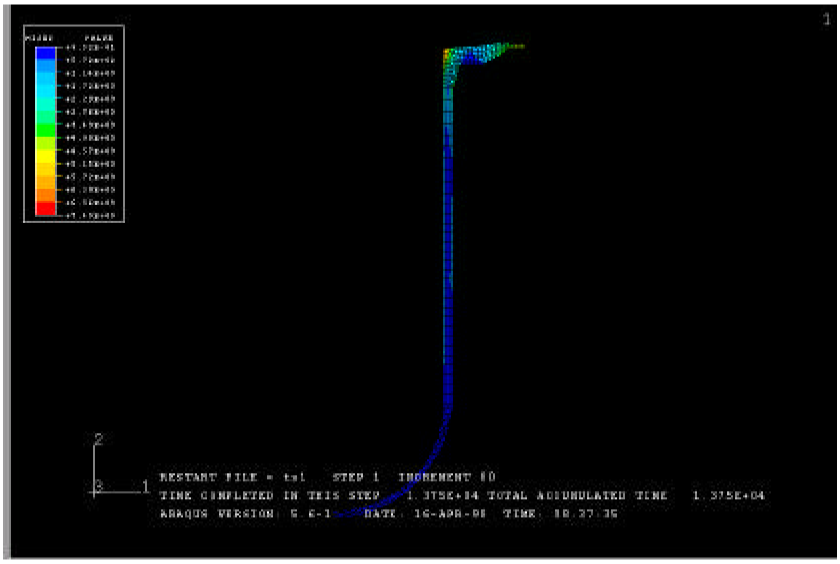


그림 1 열풀림에 의한 압력용기 각 부위의 온도분포 곡선



(a) Heat Up 종료시점 (33시간 후)



(b) Cooling 종료시점 (233시간 후)

그림 2 열풀림에 의한 응력분포

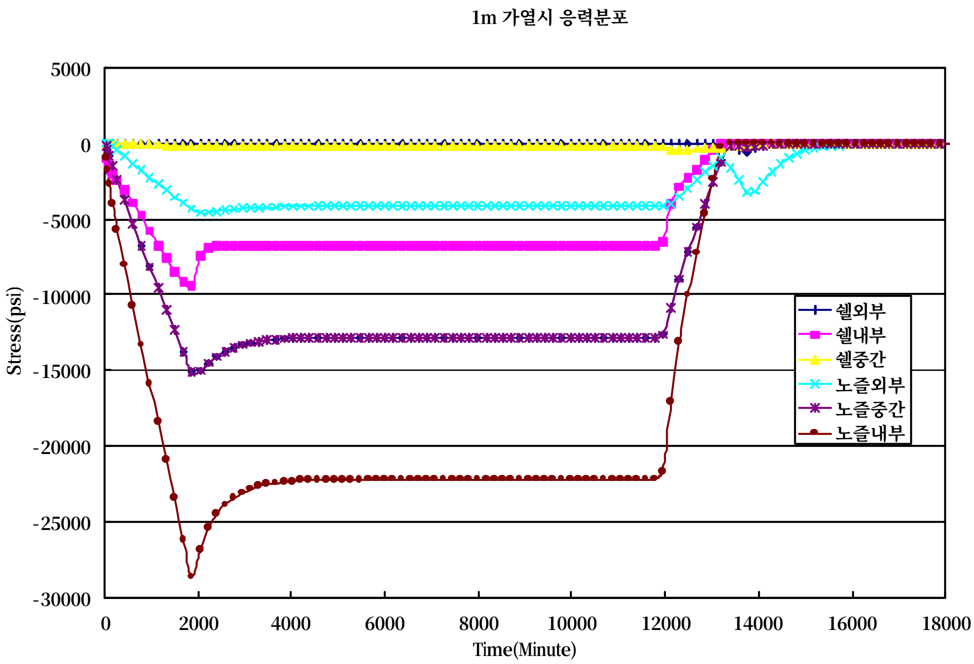


그림 3 열풀림에 의한 압력용기 각 부위의 응력분포 곡선

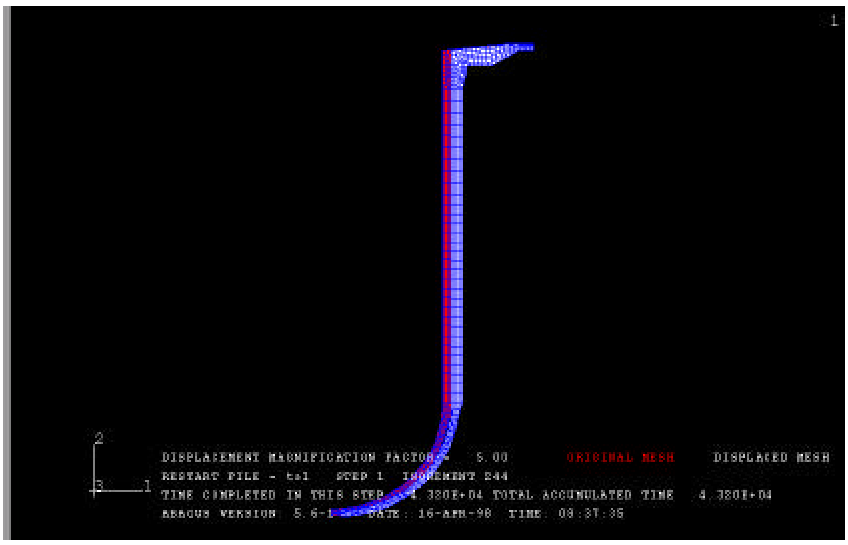


그림 4 열풀림에 의한 압력용기 각 부위의 변형량

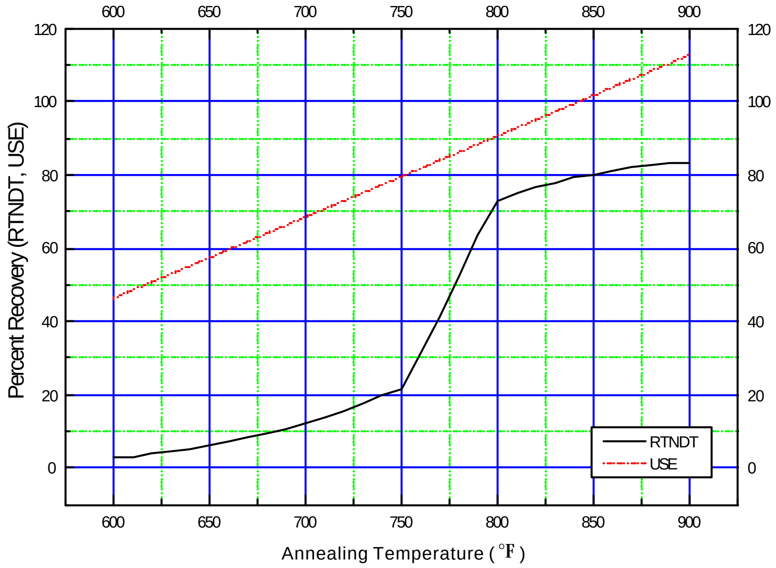


그림 5 열풀림 온도에 따른 RT_{NDT} 및 USE의 회복량

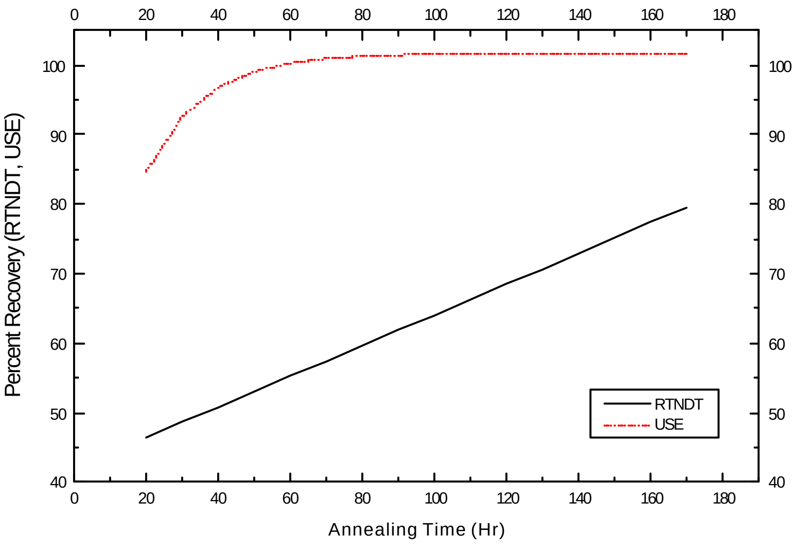


그림 6 열풀림 시간에 따른 RT_{NDT} 및 USE의 회복량

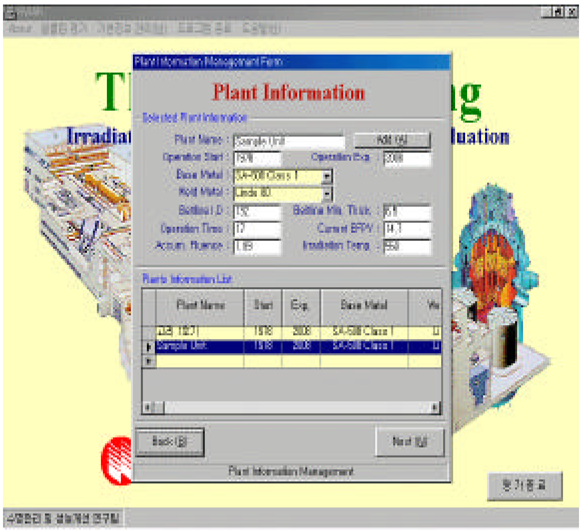


그림 7 발전소정보 데이터입력

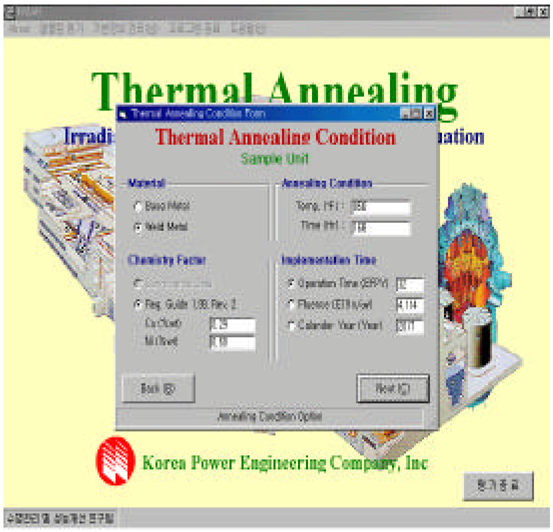


그림 8 열풀림 조건 데이터입력

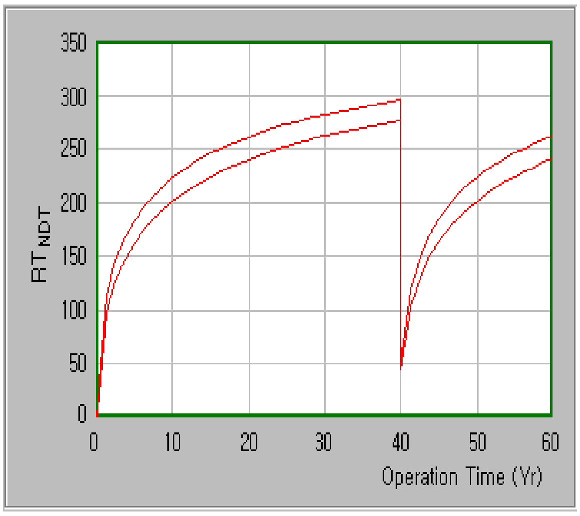


그림 9 RT_{NDT}의 재취화 경향 예측결과

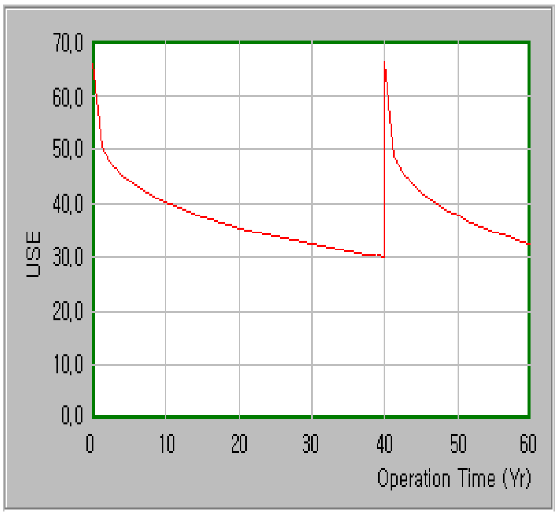


그림 10 USE의 재취화 경향 예측결과