2003 추계학술발표회 논문집
한국원자력학회

웨스팅하우스형 가동원전 영구수조밀봉체 개발

Development of Permanent Reactor Cavity Seal Assembly for Operating Westinghouse Type Nuclear Power Plants

황정기, 고광적, 김민규, 김범식, 맹철수, 임대헌, 장상균, 김인용
한국전력기술(주)
305-353 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

요 약

국내에서 운전 중인 웨스팅하우스형 원자력발전소에 적용할 영구수조밀봉체를 개발하였다. 영구수조밀봉체는 원자로 운전 및 재장전기간에 발생하는 인접구조물과의 연계사항, 누수방지를 위한 밀봉 요건을 만족한다. 또한 원자로 공동의 냉각에 대한 검토와 밀봉체의 누설량에 대한 평가를 수행하였다. 원자로 운전 중에 발생할 수 있는 하중을 평가하고, 이에 따른 설계 하중으로 구조 해석을 수행하였다. 영구수조밀봉체의 실험 모델을 제작하여 열하중에 대한 실험을 수행하였다. 따라서 영구수조밀봉체가 해석 및 실험적으로 구조적으로 건전함을 확인하였다.

Abstract

A permanent reactor cavity seal assembly has been developed for operating Westinghouse type nuclear power plants for domestic purpose. The assembly has no interfaces with peripheral appurtenances during reactor operation and refueling and is met with sealing requirements for leak protection. A possible leak rate of the assembly during refueling processes and a reactor cavity cooling are evaluated. All loads applied to the assembly and their design loadings are considered for structural analyses. The experimental model for the assembly was built up and tested for thermal loads. Consequently structural integrity of the permanent reactor cavity seal assembly is proved both analytically and experimentally.

1. 서 론

원자력발전소에는 원자로와 원자로 주변의 콘크리트 건물 사이에 공간이 있는데 이 공간을 원자로 공동이라고 한다. 원자로에 핵연료를 재장전할 때 원자로 위쪽으로 핵연료의 냉각 및 방사선 차폐를 위하여 물을 채우게 되는데, 이때 원자로 공동이 침수되는 것을 막기 위하여 원자로 플랜지의 밀봉턱(seal ledge)과 재장전 수조의 밀봉체 보강판(embedment ring)사이에 설치한 물막이 댐을 수조밀봉체라 한다. 국내에서 운전 중인 웨스팅하우스형 원자력발전소에 설치된 수조밀봉체는 재장전기간마다 대형 누설 방지용 밀봉링(seal ring)과 밀봉판(seal plate)을 설치하는 탈착식 구조물이다. 대형 누설 방지용 밀봉링과 밀봉판이 있는 수조밀봉체에서 누설은 원자력발전소에서 발생하는 일련의 사고 발생의 시작일 것으로 여기고 있다[1].

이에 따라 수조밀봉체의 대형 누설을 방지하기 위하여 착탈식 구조물을 고정구조물로 설치하여 수조밀봉체의 설치 및 제거시간을 단축시킴으로 원자력발전소의 운전 효율을 향상시키고 원자로플랜지 지역에서의 작업자의 방사선 피폭량을 최소화하고자 한 것이 영구수조밀봉체이다.

영구수조밀봉체는 원자력발전소의 운전 효율 향상을 위하여 주로 원자력발전소를 설계한 경험있는 회사들 위주로 개발되어 적용되고 있다. 국내에서는 한국전력기술(주)에서 국제특허를 획득한 영구수조밀봉체[2,3,4]를 기준으로 한국표준형 원전에 적용할 영구수조밀봉체가 개발[5]되어 있고 현재 신고리 1, 2호기와 신월성 1, 2호기 원자력발전소에 적용하여 설계 중이다. 미국에서는 웨스팅하우스가 개발한 영구수조밀봉체는 South Texas 1, 2호기를 포함한 9개의 신규발전소에 적용되었으며, 현재 Wolf Creek 및 Millstone 3호기 등의 가동 원전에 추가로 설치하였거나 설치하기 위하여 노력 중이다. 독일의 Siemens와 프랑스의 Framatome의 원자력부분을 통합한 Framatome ANP는 이미 개발 완료한 영구수조밀봉체를 보유하고 있고, 국내에는 울진 1, 2호기 원자력발전소에는 건설할 때부터 적용된 독특한 형태의 영구수조밀봉체가 설치되어 운전 중에 있다. 또한 Framatome에 합병되어 Framatome ANP의 일부가 된 미국의 B&W Nuclear Technology도 영구수조밀봉체를 개발하여 미국의 원자력발전소에 공급하였다.

현재 웨스팅하우스가 설계 공급하여 국내에서 운전 중인 고리 원자력발전소에서 원자로 냉각재 주배관의 파단전 누설에 대한 평가가 수행 중 또는 계획 중에 있으며, 이 평가가 종료되면 영구수조밀봉체를 설치할 수 있다. 웨스팅하우스형 가동원전의 영구수조밀봉체는 한국표준형 원전의 원자로 및 주변 장치의 설계 개념의 차이로 인하여 크기 및 연계사항, 설계 변수 등에서 차이가 발생한다. 이에 따라 본 논문은 현재 설계 중인 신고리 1,2호기 원자력발전소에 적용된 설계개념을 적용하고, 국내에서 운전 중인 웨스팅하우스형 원자로에 적합한 구조를 개발하여, 해석 및 실험을 통하여 구조적 건전성을 입증한 영구수조밀봉체를 개발하여 제시하였다.

2. 영구수조밀봉체 개발

국내에서 운전 중인 웨스팅하우스형 가동원전을 대상으로 미국의 웨스팅하우스, 일본의 미츠비시 등이 영구수조밀봉체를 설치할 것을 제안한 적이 있으며 기술 및 경제적인 관점에서 국내 개발의 필요성이 대두되었다. 이에 따라 국내에서 운전 중인 웨스팅하우스형 가동원전에 적용하기 위하여 한국전력기술(주)에서 국제특허를 획득한 영구수조밀봉체[2,3,4]를 기준으로 웨스팅하우스형 원자로에 적합한 영구수조밀봉체를 개발하였다.

웨스팅하우스형 가동원전의 영구수조밀봉체는 원자로 및 주변 장치의 설계 개념에서 한국표준형 원전과 차이가 있어서 이미 개발된 한국표준형 원전에 적용할 영구수조밀봉체와는 크기 및 연계사항, 설계 변수 등에서 차이가 발생한다. 따라서 새로 개발된 영구수조밀봉체는 웨스팅하우스형 원자로에 적합한 구조와 연계사항을 만족하여야 한다.

2.1 구조 설계

웨스팅하우스형 가동원전의 영구수조밀봉체는 밀봉판, 원자로의 밀봉턱과 밀봉판을 연결하는 내부유연판, 재장전수조의 보강판과 밀봉판을 연결하는 외부유연판, 원자로 공동을 냉각하기 위한 밀봉판의 환기구와 재장전 기간 동안 이 환기구를 닫아서 수밀을 유지하는 밀봉링이 설치된 뚜껑, 영구수조밀봉체를 지지하는 지지대로 구성되어 있다. 외부유연판과 내부유연판은 원자로가 정상 운전 중일때 발생되는 열하중, 수압하중, 사고시 지진하중을 흡수하게 된다. 밀봉판과 지지대는 수압하중과 핵연료집합체 낙하사고시 충격하중을 받는다. 환기구 뚜껑은 밀봉링을 설치할 수 있도록 설계되었다. 제시된 영구수조밀봉체는 고리 3,4호기 원자로를 기준으로 개발된 것으로 그림 1에 나타나 있다.

2.2 밀봉 설계

영구수조밀봉체는 원자로에 핵연료집합체를 재장전할 때 원자로 공동으로 물이 누설되는 것을 방지하기 위하여 설치한 구조물이다. 이에따라 밀봉판에 있는 환기구는 뚜껑을 설치하여 수밀을 유지하여야 한다. 이 수밀은 밀봉링에 의하여 이루어진다.

밀봉링은 영구수조밀봉체의 밀봉판 및 뚜껑의 형상과 치수 등 주변의 형상 요건과 압력, 마찰, 수질 및 내방사선 등의 환경 요건을 고려하여 설계하였으며 설계 수명은 약 2개월이다. 웨스팅하우스형 영구수조밀봉체의 밀봉링은 KS규격의 고정용 개스켓(G계열)[10]에 준하여 선택하였다. 또한 핵연료재장전 기간의 누수 방지를 보장하기 위하여 2중 밀봉링을 채택하였으며 필요에 따라 누설시험을 수행할 수 있도록 하였다. 밀봉판에 설치되는 뚜껑을 고정하고 밀봉링을 압착시키는 볼트는 뚜껑당 M8볼트 8개로 설계하여 체결 및 해체 시간을 단축할 수 있도록 하였다.

2.3 연계 사항

원자력발전소에 영구수조밀봉체를 설치하기 위해서 원자로 냉각재 주배관은 파단전 누설(leak before break) 개념을 적용하여 설계할 것을 요구하고 있다[6,7]. 이 개념을 적용하면 원자로 냉각재 주배관의 파단사고로 인한 원자로 공동의 압력 상승 가능성이 배제되고, 원자로의 출력운전 중에도 수조밀봉체가 잠재적인 비산물이 될 가능성이 없으므로[8] 영구수조밀봉체를 설치할 수 있게 된다.

영구수조밀봉체를 설계할 때 설치할 때의 문제점 및 설치 후의 문제점을 동시에 고려하여야 한다. 현재 개발된 웨스팅하우스형 가동원전의 영구수조밀봉체는 개발할 때부터 원자로 플랜지에 밀봉체의 설치공간, 재장전기의 운전, 노외 감시 시편 설치 및 취급, 원자로 스터드 신장기의 운전, 격납건물의 해치를 통한 밀봉체의 반입, 단열재 설치의 연계사항을 고려하여 설계하였으므로 이와 관련한 문제점이 발생하지 않을 것으로 판단된다.

2.4 원자로 공동 환기

웨스팅하우스형 가동원전에서 원자로 밀봉턱과 재장전 수조의 밀봉체 보강판 사이는 2 inch 환형 공간으로 이루어지며 원자로 공동구 냉각송풍기의 냉각 공기로써 콘크리트와 원자로용기의 열부하를 냉각시키고 원자로 상부로 배출되는 냉각 유로를 형성한다.

원자로 공동 냉각 계통은 원자로 공동구의 온도가 15℃~52℃로 유지되도록, 콘크리트의 건조를 방지하기 위하여 콘크리트 표면 온도가 66℃를 초과하지 않도록 설계되어 있다.

설치할 밀봉판의 환기구 크기를 결정하기 위하여 영구수조밀봉체를 설치하기 전의 원자로 공동에서 밀봉턱으로 상승하는 공기의 속도는 설치 후와 동일한 것으로 가정하였다. 콘크리트의 건조 방지 설계 기준인 콘크리트 표면 온도 66℃를 적용하여 열전달 계산을 수행하여 냉각용 통풍구를 통한 유량이 586m^3/h일 때 콘크리트 표면온도는 66℃ 이내로 유지됨을 확인하였다.

2.5 영구수조밀봉체 누설량 검토

수조밀봉체에서 누설은 원자력발전소에서 발생하는 일련의 사고 발생의 시작일 것으로 여기고 있다[1]. 이것 때문에 설치되는 수조밀봉체에 대하여 누설 평가와 누설률이 보충수계통의 펌프 용량보다 작을 것과, 총 누설량을 제한할 것을 요구하고 있다[6,7].

설치된 영구수조밀봉체에서 잠재적인 누설 발생 가능성은 재장전 기간 동안에 밀봉판의 뚜껑에 밀봉링을 설치하지 않았을 경우와 핵연료장전기가 핵연료집합체 낙하 사고를 일으킨 경우에 대하여 고려하였다. 누설량 계산에서 수두는 재장전수의 수심을 기준으로 계산하였고, 핵연료집합체 낙하사고에 대한 누설량은 BRL식을 이용하여 영구수조밀봉체의 구성품의 파손여부 및 파손크기를 평가한 후 계산하였다. BRL식은 비산물의 운동에너지에 의하여 충격을 받는 물체의 판 두께와 판의 파손 직경을 함수로 나타낸 식이다. 누설량 계산에서 밀봉판의 뚜껑에 밀봉링을 설치하지 않았을 경우 4.1m^3/h이 누설되었다. 또

한 핵연료집합체 낙하사고가 발생할 때에는 영구수조밀봉체의 외부유연판만 파손되는 것으로 나타났고 이때 누설량은 19m^3/h인 것으로 계산되었다. 보충수 계통의 펌프 용량은 409m^3/h이므로 재장전 기간 동안 영구수조밀봉체에서 누수가 되어도 보충수 계통이 수위를 충분히 유지할 수 있다. 이것 때문에 총 누설량은 재장전수의 수위가 항상 유지될 수 있으므로 재장전수의 총 누설량은 별도로 계산하지 않았다.

2.6 구조 해석

수조밀봉체는 구조물의 성격상 비핵안전등급 및 내진등급으로 분류된다. 개발된 영구수조밀봉체는 핵연료 재장전 작업시 재장전수의 수두에 의한 수압, 원자로의 밀봉턱에 용접되므로 원자로가 출력 운전 중일 때 운자로의 열적 거동에 의한 하중, 지진이 발생하면 지진 하중을 받게 된다. 이러한 하중에 대한 영구수조밀봉체 구조물의 건전성 평가를 위하여 ASME B&PV, Section III, NB[12]를 준용하였다. 해석에 사용된 하중인 수압 및 열하중은 실제 운전 조건에서 유도되었다. 영구수조밀봉체의 해석은 ANSYS[13]의 3차원 plastic shell 요소(shell 43)를 사용하였고, 해석의 입력은 ASME B&PV, NB에 따른 설계 하중을 이용하였다. 탄소성 해석을 위하여 실험에서 구해진 응력변형율선도가 사용되었다.

각 운전조건에 따른 해석을 수행하였다. 원자로가 운전 중에 최대 응력은 내부 유연판에서 발생하였고, 이때 최대응력강도는 허용치를 만족하며 이에 따른 피로 누적계수는 0.89로 나타났다. 덧붙여서 소성 평가를 수행하였으며 원자로가 정상운전 상태, 수압 및 안전정지지진이 작용할 때의 해석 결과를 그림 2, 그림 3에 각각 나타내었다. 원자로 운전 중일 때와 수압 및 안전정지지진일 때 최대 등가 응력은 각각 213MPa, 158MPa로 조건에 따라 부분적으로 소성이 발생하는 것으로 평가되었다.

3. 구조 건전성 확인 실험

웨스팅하우스형 가동원전에 적용할 영구수조밀봉체를 개발하면서 수조밀봉체의 건전성을 확인하기 위하여 원자로의 밀봉턱, 영구수조밀봉체의 내부 유연판, 밀봉판을 1/2 크기로 제작하여 열실험을 수행하였으며 실험 모델은 그림 4에 나타나 있다. 열실험은 실험 모델의 내부 유연판에 작용하는 막(membrane) 응력과 굽힙 응력의 합이 실제 영구수조밀봉체가 설치되어 열에 의하여 받을 수 있는 막 응력과 굽힙 응력의 합과 동일하도록 온도 입력 조건을 설정하였다. 이렇게 실험 온도를 설정하면 실험 모델에서 후프(hoop) 응력만 작용하는 밀봉턱과 내부 유연판의 용접 부분은 실제 영구수조밀봉체보다 약 30%의 하중을 더 받게 된다.

영구수조밀봉체의 내부 유연판의 응력은 원자로에서 전달되는 열의 분포에 영향을 받으므로 우선 열하중을 가하였을 때 실험 모델의 내부 유연판의 온도 분포를 측정하였으며

그 결과를 해석결과와 비교하여 그림 5에 나타내었다. 그림 4의 x축은 내부 유연판이 밀봉턱과 용접되는 지점을 0으로 수직방향을 펼쳤을 때의 길이를 나타내고 y축은 실험 및 해석 결과를 실험 설정 온도의 비로 나타낸 것으로 서로의 경향이 유사함을 확인할 수 있다. 또한 실험 모델에서 설정된 최대 온도로 원자로의 설계 조건인 가열 및 냉각을 200회 수행한 후 피로에 의한 파손이 발생하였는지를 확인하기 위하여 침투 시험(penetration test)를 수행하였다. 그 결과 실험 모델에서 열피로에 구조적 결함이 발생하지 않았으며, 침투 시험 결과는 실험을 수행하기 전과 수행 후를 비교하여 그림 6에 나타내었다.

웨스팅하우스형 가동원전에 적용하기 위하여 개발된 영구수조밀봉체는 원자로의 열하중에 대하여 원자로의 수명기간 동안 사용하여도 구조적으로 건전하다는 것을 실험을 통하여 입증하였다.

4. 결 론

1) 국내에서 운전 중인 웨스팅하우스형 원자력발전소에 적용할 영구수조밀봉체를 한국표준형원전에 적용한 설계 개념을 이용하여 개발하였다.

2) 개발한 영구수조밀봉체에 대한 구조 해석을 수행한 결과, 원자로가 운전 중일 때와 재장전수가 있는 상태에서 안전정지지진이 발생할 경우에 영구수조밀봉체에 최대 응력이 발생하였지만, 두 최대 응력은 재료의 인장강도 내에 있다.

3) 개발된 영구수조밀봉체의 열하중에 대한 건전성을 확인하기 위하여 실험 모델을 제작하여 실험을 수행하였으며, 원자로 설계 수명 기간 동안 영구수조밀봉체가 구조적 결함이 발생하지 않을 것임을 확인하였다.

참 고 문 헌

[1] USNRC, Issue 137, Refueling Cavity Seal Failure, 2003.
[2] Kim I. Y. et al., Permanent Pool Cavity Seal for Nuclear Reactor, US Patent 5,633,901, May, 1997.
[3] 김인용 등, 원자로의 영구수조밀봉체, 특허 제150110호, 1998. 6.
[4] 金仁容 等, 原子核反应推的永久性池腔密封装置, 証番號 第106712号, 2003.4.
[5] 한수원, 한국 표준형원전 설계개선 2단계 용역사업 종합보고서 (계약번호: 제99-2105), 2001.10.
[6] EPRI, Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document, 1995.

[7] 한국전력공사, Korean Utility Requirements Document, 1999.
[8] USNRC, GL79043, Reactor Cavity Seal Ring Generic Issue (PWR), 1979.
[9] Min-Gyu Kim, In-Yong Kim, Beom-Shig Kim, "Development of Premanent Reactor Cavity Pool Seal Using Optimal Design Technique", Transactions of the 15th International Conference on SMiRT, 1999.
[10] 한국공업규격, B 2805, O 링, 2002.
[11] 10CFR50, Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities, 1997.
[12] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division I, Subsection NB, "Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components", American Society of Mechanical Engineers, 1998.
[13] ANSYS Revision 5.5, ANSYS User's Manual, ANSYS, Inc., 1999.
[14] ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section II, Materials, American Society of Mechanical Engineers, 1998.

ACKNOWLEGEMENT

이 논문은 산업자원부에서 시행한 전력산업연구개발사업의 기술개발 결과입니다.

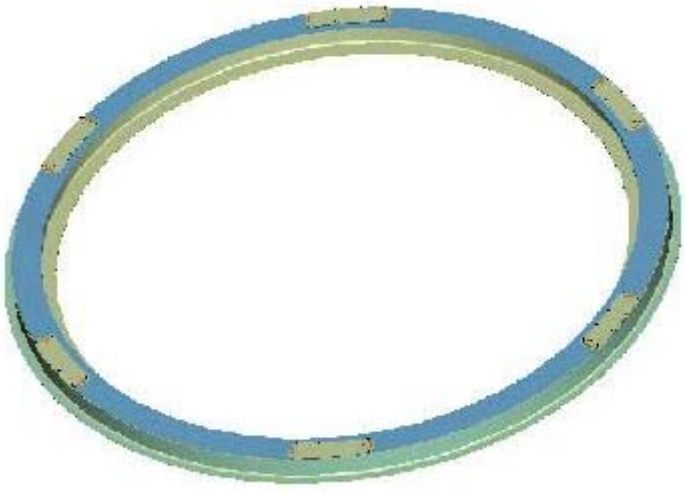


그림 1 웨스팅하우스형 영구수조밀봉체

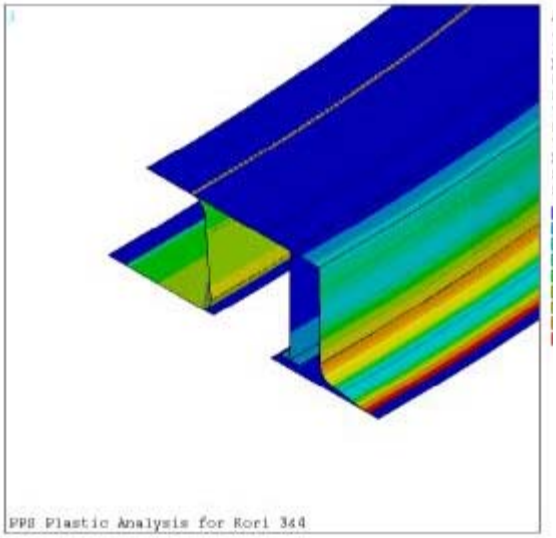


그림 2 정상 운전의 열하중 해석 결과

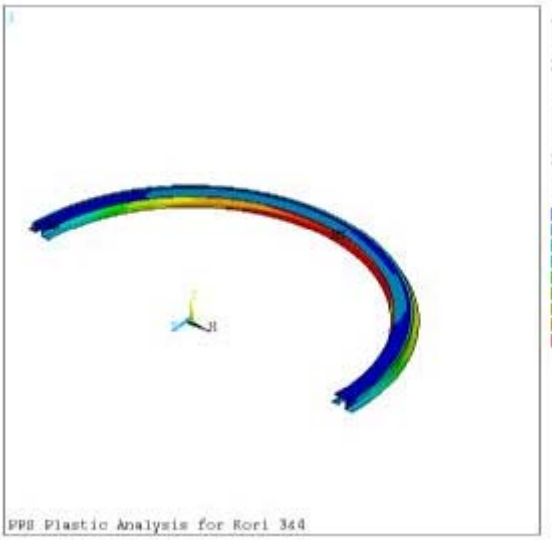


그림 3 수압 및 안전정지지진 하중의 해석 결과

그림 4 영구수조밀봉체 열피로 실험 모델

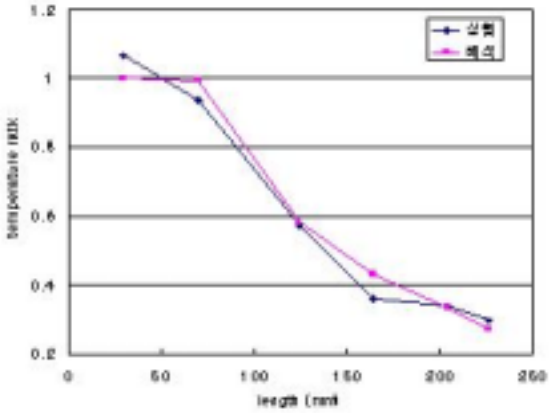
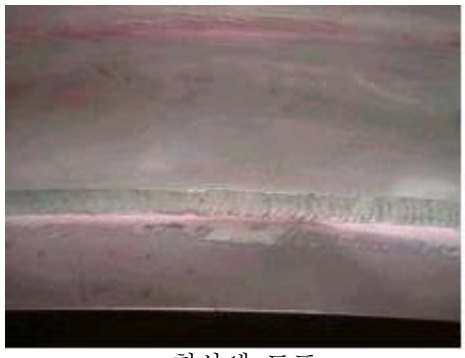


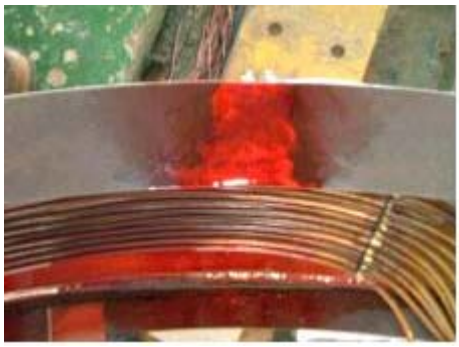
그림 5 내부 유연판의 실험 및 해석 온도 분포 비교

침투액 도포

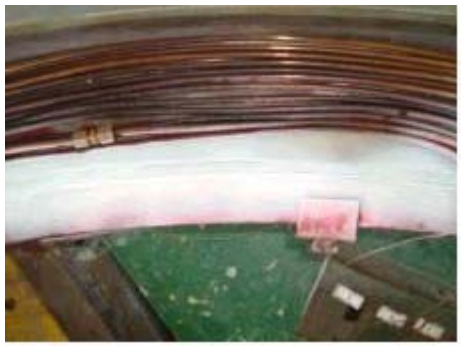


현상액 도포

(a) 열피로 실험 전



침투액 도포



현상액 도포

(b) 200회 열피로 실험 후

그림 6 실험물의 열 피로 파괴 확인