

'98추계학술발표회 논문집  
한국원자력학회

## 원자로 압력용기의 수명관리 건전성 확보 방안

### Reactor Pressure Vessel Integrity Attainment Strategy for Plant Lifetime Management Program

장 창희, 정 일석, 홍 승열, 송 택호

한국전력공사 전력연구원  
대전시 유성구 문지동 103-16

#### 요 약

원자로 압력용기는 가압경수로형 원전의 핵심기기로써 이의 건전성 확보 여부가 원전의 성능 및 안전운전에 미치는 영향이 지대하다. 이에 따라 설계 및 제작시에 충분한 안전여유도를 적용하며 운전 기간 동안에도 안전성 측면에서 다양한 규제요건을 만족하도록 요구하고 있다. 원전 수명관리 측면에서도 원자로 압력용기의 건전성 확보는 필수적이므로 이에 대한 집중적인 관심이 요구된다. 본 논문에는 원전수명관리 측면에서 원자로 압력용기의 건전성과 관련된 규제요건을 검토하고 고리 1호기 원자로 압력용기의 현황, 그리고 압력용기의 건전성 확보를 위해 수행될 연구들을 소개하고 이들간의 유기적인 연관성을 제시하여 향후 원자로 압력용기 수명관리연구의 방향을 제시하였다.

#### Abstract

Reactor pressure vessel (RPV) is the most critical component of pressurized water reactor. Its condition and integrity have significant impact on plant operation, performance, and safety. Therefore, it was designed and manufactured according to very conservative standards and codes at the first place. It also has to comply with various rules and regulatory guide to ensure enough safety and operation margins during its lifetime. Thus, it is critical for effective PLIM program to establish a comprehensive plan to assure the integrity of RPV. In this paper, the regulatory aspects and the status of Kori-1 RPV were reviewed from the PLIM viewpoint. The various aspects of RPV integrity and systematic relationship between each integrity issues were reviewed. Finally, the research plans to attain the integrity of Kori-1 RPV was mentioned in some detail.

#### 1. 서 론

가압경수로형 원전의 원자로 압력용기는 1차 계통 압력경계의 일부로써 핵연료 및 원자로 내부구조물을 지지하고 냉각수의 유로를 제공하는 역할을 한다. 원자로 압력용기는 핵연료 및 피복관에 이어 제3차 방어벽을 이루는 1차 냉각수계통의 주요 구성기기로 이의 건전성을 유지하는 것이 안전성 측면에서 필수적이다.

고리 1호기는 1978년부터 상업운전을 시작한 국내 최초의 원자력발전소로서 미국의 웨스팅 하우스사가 설계한 설비용량이 587MWe인 가압경수로형 원전으로 압력용기는 미국의 Babcock & Wilcox가 제작하였다. 고리 1호기 연장운전 타당성 평가를 위한 “원전 수명관리 연구(I)”을 통해 수명관리 측면에서 최우선적으로 평가되어야 할 기기로 원자로 압력용기가 선정되었으며 여러 가지 노화기구에 대한 수명평가가 수행되었다.<sup>1</sup> 원자로 압력용기의 수명에 영향을 미칠 수 있는 가장 중요한 노화기구는 피로와 중성자 조사취화인 것으로 파악되어 이들에 대한 정량적인 수명평가가 수행되어 피로 측면에서는 보수적인 반복하중조건을 이용하더라도 40년 운전기간 동안 피로 수명의 최대 40% 정도밖에 소모하지 않아 연장운전에 상당한 여유가 있음을 확인하였다.<sup>1,2</sup>

그러나 용접부, 특히 노심영역대의 원주방향 용접부의 높은 구리함량으로 인하여 조사취화가 이미 상당히 진행되어 연장운전에 영향을 미칠 정도로 심각할 것으로 예측되어 일부 후속 연구가 진행 중에 있다.<sup>3</sup> 효과적인 수명관리 및 수명연장을 위해서는 조사취화 건전성을 확보하기 위한 종합적인 대책이 요구되므로 본 논문에서는 원자로 압력용기의 중성자 조사취화와 관련된 규제요건, 고리 1호기의 현황 그리고 이를 해결하고 건전성을 확보하기 위한 관련 연구들에 대해 기술하였다.

## 2. 중성자 조사취화 관련 규제요건

원자로 압력용기의 조사취화 정도는 발전운영자가 감시시험 프로그램을 통해 주기적으로 정량적인 평가를 수행하고 있다. 조사취화된 압력용기 재료는 상부봉에너지(USE, Upper Shelf Energy)의 저하와 무연성전이 기준온도( $RT_{NDT}$ , Reference Temperature-Nil Ductility Transition)가 증가하는 특성을 보이며, 그림 1에서 보듯이 운전성 및 안전성 모두가 조사취화의 정도에 따라 영향을 받는다. 운전성에 관련된 것으로는 운전제한 곡선(P-T Limit Curve)과 저온과압보호(LTOP, Low Temperature Overpressure Protection) 요건이 있으며, 안전성 측면에서는 상부봉에너지(USE) 요건과 가압열충격(PTS, Pressurized Thermal Shock) 요건이 만족되어야 한다.

안전성 측면에서 조사취화된 원자로 압력용기

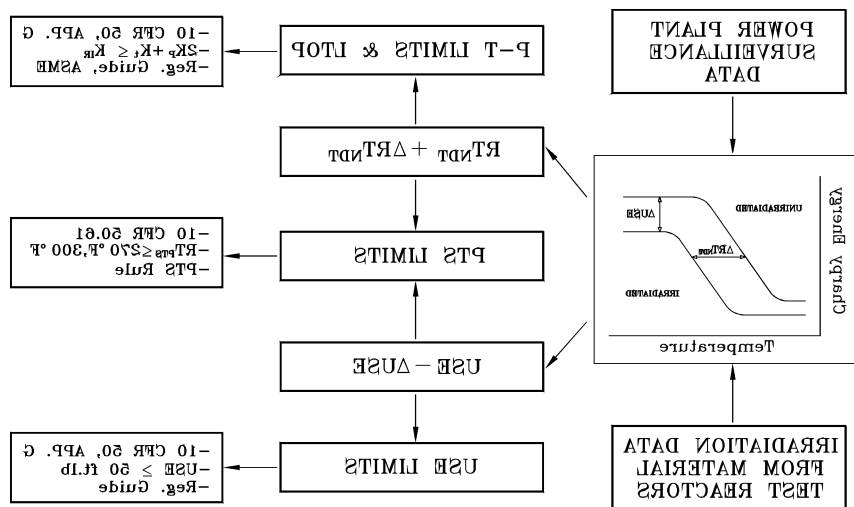


그림 1. 원자로 압력용기 조사취화 건전성 규제요건

가 운전 중 취성파괴에 대한 충분한 안전여유도를 가지지 위해서는 일차적으로 상부봉에너지가 50 ft-lbs 이상으로 유지되어야 한다.<sup>4</sup> 이를 만족하지 못하는 경우 규제지침서에 제시된 방법에 따라 저인성파괴해석을 수행하여 운전조건에서 취성파괴에 대한 충분한 안전여유를 가짐을 증명하여야 한다.<sup>5</sup> 또한 운전중에 특정한 과도상태가 발생하는 경우에 저온의 비상노심냉각수가 주입되면서 계통압력이 재가압되거나 상당히 높게 유지되는 가압열충격 사고가 발생할 수 있다. 이러한 가압열충격 현상으로 인한 원자로 압력용기의 파손확률이 충분히 낮은지를 평가하는 일차적인 기준으로 가압열충격 기준온도( $RT_{PTS}$ , Reference Temperature-Pressurized Thermal Shock)가 축방향 용접부 및 판재에 대해서는 270°F, 원주방향 용접부에 대해서는 300°F 이하로 유지되어야 한다.<sup>6</sup> 이를 만족하지 못하는 경우, 확률론적인 상세 안전성분석을 수행하여 가압열충격에 의한 관통균열 발생확률이  $5 \times 10^{-6}/Rx-yr$  이하임을 증명하여야 한다.<sup>7</sup>

운전성 측면에서는 원전의 기동 및 정지시에 온도변화 및 압력으로 인한 응력에 대해 압력용기가 충분한 파괴저항성을 유지하도록 하기 위하여 가열/냉각률에 따라 온도와 압력을 연계하여 운전하여야 한다. 이러한 운전제한곡선은 파괴역학 기법을 사용하며 압력용기 두께의 1/4 크기와 형상계수 1/6인 표면균열에 보수적으로 작용하는 응력확대계수가 무연성전이 기준온도로부터 구한 파괴인성치를 초과하지 않는 운전조건을 구한다. 이와는 별도로 운전제한 곡선의 저온부분은 일차계통이 water-solid인 상태에서 과도상태로 인해 가압되는 것을 방지하기 위하여 저온과 압보호 요건에 의해 제한을 받는다. 즉, 저온운전 영역에서는 과도상태가 발생하더라도 운전제한 곡선을 위반하지 않도록 추가적으로 압력이 가압기 방출밸브(Pressurizer Power Operated Relief Valve)나 잔열제거계통의 흡입구 방출밸브(suction relief valve)의 설정치에 의해 제한되고 있다. 실제 운전영역은 운전제한곡선과 저온과압보호계통의 제한치의 하한치와 주급수펌프의 공동현상을 방지하기 위한 최소압력치 사이가 된다. 따라서 조사취화로 인해 무연성전이 기준온도가 증가할 경우 운전영역이 급격히 감소하게 된다. 이와 같이 무연성 전이기준온도는 원자로 압력용기의 건전성에 결정적인 영향을 미치는 핵심 변수이다.

### 3. 고리 1호기 압력용기 현황

#### 3.1 설계 및 제작

고리 1호기 원자로 압력용기는 ASME Sec. III winter-1968 addenda에 따라 설계 및 제작된 Westinghouse 2-loop형으로 내경 132", 최소두께 6.5"이며 원통부는 단조제인 SA 508 cl.2로 제작되었으며 내부는 부식저항성을 높이기 위하여 Stainless steel이나 Inconel로 클래딩이 부착되어 있다. 환형단조재를 압력용기 원통부에 사용하였으므로 원주방향의 용접만 수행되어 노심대 영역 부근에는 3개의 원주방향 용접부 즉, WF259, WF232/233, WF267이 있다. 용접에 사용된 재료는 저합금강 및 탄소강의 용접에 사용되는 Ni-Mo-Mn계 용접재로써 재료내의 구리함량은 낮으나 용접봉외부에 피복된 Linde 80와 Linde 0091 flux 내의 높은 구리함량으로 인하여 완성된 용접부의 구리 함량이 높아졌다.

#### 3.2 용접부의 화학조성

Linde 80 flux는 주로 B&W가 원자로 압력용기를 제작할 때 주로 사용하였으며, 용접부간 화학조성의 차이에 대한 우려가 일찍부터 인식되어 노심대 영역 용접부의 화학조성에 대한 체계적인 연구를 수행하였다. Linde 80 flux로 제작된 B&W 177-FA 형 압력용기의 용접부에 대한

정밀한 화학조성 분석을 재수행하고 체계적, 통계적 기법을 이용하여 용접부 종류별로 구리 및 니켈의 함량을 재평가하여 제작데이터 대신에 사용할 것을 제시하였다.<sup>8</sup> 이들 결과는 미국의 원전사업자들이 NRC에 가압열충격 기준온도를 제출할 때 기준으로 사용되었다. 고리 1호기의 경우도 원주방향 용접부의 화학 조성은 제작서류에는 구리 0.23%, 니켈 0.61%로 제시되어 있으나 B&W에 의한 재평가 결과로 제시된 보수적인 최대 구리함량 0.29%, 니켈함량 0.68%를 중성자 조사취화 평가에 사용하고 있다.<sup>9</sup> 또한 노심대영역 용접부는 single V-groove 형태로 제작되어 내경쪽에는 상대적으로 구리함량이 낮은 WF232, 그리고 외경쪽에는 WF233으로 제작되어 있으나 두 용접부의 정확한 크기가 알려져 있지 않아 전체가 WF233으로 구성되었다는 보수적인 가정도 사용하고 있다.

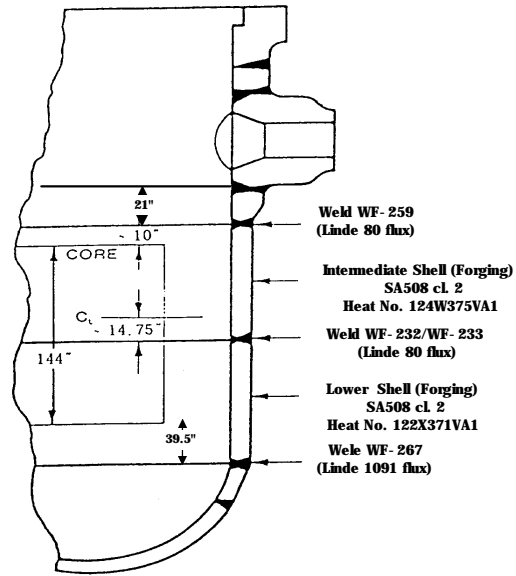


그림 2. 고리 1호기 원자로 압력용기의 원주방향 용접부

### 3.3 중성자 조사취화

원자로 압력용기 재료는 온도에 따라 파괴인성치가 S-형의 곡선에 따라 변하는 특징을 가지고 있다. 우선 고온부의 연성파괴를 보이는 상부에너지 영역, 저온부의 취성파괴 영역, 그리고 이들 사이의 천이 영역으로 구분된다. 무연성천이 기준온도는 100% 취성파괴를 보이는 최대온도로서 취성영역과 천이영역의 경계온도이며 실제적으로는 낙중시험과 충격시험을 통하여 결정하게 된다. 고리 1호기 원자로 압력용기 용접부의 경우, 낙중시험에 의한 무연성 천이온도(NDTT, Nil-Ductility Transition Temperature)는  $-20^{\circ}\text{F}$ 로 구해졌으며, 샤프충격시험의 결과 흡수에너지 50ft-lb에 해당하는 온도는  $50^{\circ}\text{F}$ 로 구해져 초기  $RT_{NDT}$ 는 보수적으로  $50 - 60 = -10^{\circ}\text{F}$ 로 결정되었다.<sup>10</sup>

고리 1호기의 감시시험 프로그램에 의해 모재, 용접부, 열영향부가 포함된 6개의 감시시험 깃살이 노심과 압력용기 사이에 설치되어 있으며 이중 4개가 이미 인출되어 시험되었다. 지금까지 수행된 4개의 깃살에 대한 감시시험 결과는 표 1에 나타나 있다. 표 1에서 보듯이 노심대영역 용접부의 경우 상부부에너지의 급격한 감소와 무연성천이 기준온도의 증가가 동시에 발생하고 있다. 특히 상부부에너지는 제 1차 감시시험부터 기준치인 50ft-lbs를 만족하지 못하였으나 이에 따

표 1. 고리 1호기 원자로 압력용기 노심대영역 용접부의 감시시험 결과

깃살	누적조사량 ( $10^{19}$ n/cm <sup>2</sup> )	무연성천이 기준온도 증가( $^{\circ}\text{F}$ )	보정된 무연성천이 기준온도( $^{\circ}\text{F}$ )	상부부에너지, ft-lbs
Unirradiated	-	-	$-10^*$	66.3
V	0.417	191	237	47.8
T	1.072	187	233	41.8
S	1.399	208	254	46.5
R	3.002	239	285	40.1

라 압력용기의 전체적검사를 수행하고 규제지침서에 의한 저인성 파괴해석을 수행하여 40년 이상 운전에 대한 건전성을 확인하였다.<sup>9</sup> 그러나 지금의 추세로 조사취화가 진행되는 경우 고리 1호기 원자로 압력용기 용접부의 가압열충격 기준온도는 운전년수 약 34년에 가압열충격 심사기준온도인 300°F를 초과할 것으로 예상되었다.<sup>1,9</sup> 이에 따라 40년이상 연장운전의 가능성을 확인하기 위하여 규제지침서인 NRC의 RG 1.154에 의거한 가압열충격 상세안전성 평가를 수행하고 있다.<sup>3,7</sup>

## 4. 건전성 확보 프로그램

원자로 압력용기의 건전성을 확보하기 위해서는 조사취화 측면에서의 건전성을 확보하여야 한다. 그림 3에는 원자로 압력용기의 종합적인 건전성을 확보하기 위한 개략적인 관련분야를 나타내었다. 아래에서는 이들 중 특히 조사취화와 관련되어 현재 수행 중이거나 수행할 계획인 연구내용들을 간략히 설명하였다.

### 4.1 가압열충격 평가

가압열충격규정에 의하면 원전의 수명말기에 가압열충격 기준온도(RT<sub>PTS</sub>)가 심사기준온도를 초과할 것으로 예상되는 경우 가압열충격 상세안전성 평가를 수행하여 가압열충격에 의한 위험도가 기준치 이하로 유지됨을 보여야 한다.<sup>6</sup> 이를 위해 우선 가압열충격을 유발할 수 있는 초기사건으로부터 과도상태 사건추이를 보수적으로 선정하고 사건추이들의 정량적인 발생빈도를 구하였다. 이로부터 열수력거동이 유사한 사건추이를 10내지 30개 정도의 그룹으로 묶어, 그룹을 보수적으로 대표하는 사건추이에 대해서만 열수력 계통해석/혼합유동해석, 확률론적 파괴역학해석을 수행하였다. 최종적으로 분석대상이 되는 사건추이에 대한 발생빈도와 조건부 파손확률을 곱하여 각 사건추이 의한 압력용기의 파손확률을 구하였다. 고리 1호기 원자로 압력용기의 경우 모든 가압열충격 초기사건을 고려한 종합파손확률은 RG 1.154에서 요구하는  $5 \times 10^{-6}/\text{Rx-yr}$  보다 충분히 적을 것으로 예상되고 있다.<sup>3</sup> 따라서 비록 가압열충격 기준온도가 심사기준온도를 초과하더라도 가압열충격 상세안전성 평가 결과 고리 1호기의 안전성에 미치는 영향이 미미한 것으로 판단되므로 안전성을 저해하지 않고 계속운전이 가능한 것으로 평가되었다.

### 4.2 초기 무연성천이 기준온도 재평가

앞에서 설명한 바와 같이 고리 1호기 원자로 압력용기의 초기 무연성천이 기준온도는 낙중시험과 샤프충격시험을 통해 보수적으로 결정되었다.<sup>10</sup> 그러나 이렇게 결정된 초기 무연성천이 기준온도는 같은 종류의 재료 및 같은 히트의 재료 내에서도 측정치가 상당한 편차를 보여 이를 파괴저항을 평가하기 위한 기본변수로 사용하는데 의문이 제기되어 왔다. 이에 따라 초기 무연성천이 기준온도를 파괴역학 기법을 이용하여 직접 측정하려는 연구가 B&W를 중심으로 수행되었다. 즉, Linde 80 flux로 제작된 용접재 중에서도 특히 편차가 큰 WF70 용접재에 대하여 낙중시험의 결과와 Master-curve 방법을 이용하여 WF70에 공통적으로 적용할 수 있는 초기 무연성천이 기준온도를 결정하였다.<sup>11</sup> 이러한 결과를 USNRC에 제출하여 방법론을 인정받은 후 Linde 80 flux로 제작된 모든 용접재로 그 대상을 확대하여 평가한 결과를 USNRC에 제출하여 검토 중에 있다. 이러한 방법에 의해 결정된 초기 무연성천이 기준온도는 -27°F로 현재 고리 1호기의 WF233에 적용되고 있는 -10°F에 비해 낮은 값이다. B&W의 연구 결과에 WF233이 포함되었는지 여부는 불확실하나 수명관리연구 2단계에서 WF233 용접부의 보존재를 이용하여 초기 무연성

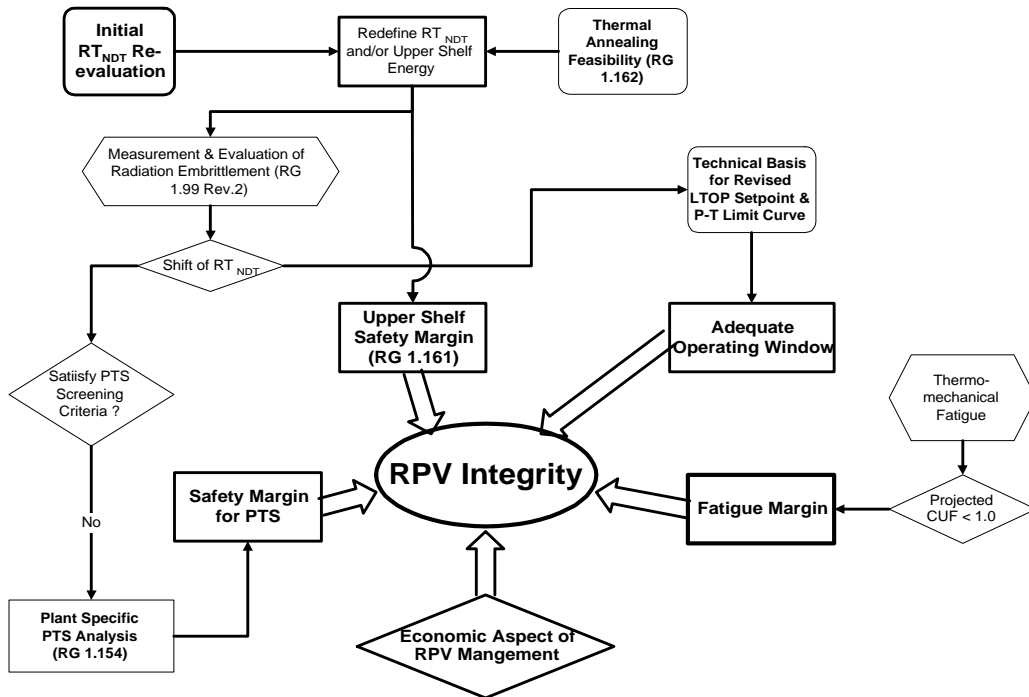


그림 3. 원자로 압력용기의 건전성 평가의 여러 요소들

천이 기준온도를 새로이 결정할 계획이다.

### 4.3 중성자 조사량 평가

압력용기에 조사되는 고속 중성자의 양을 정확히 평가함으로써 조사취화 평가의 정확도 및 신뢰도를 향상시킬 수 있다. 중성자 조사량 평가는 관련규제지침서에 따라 노심장전 모형과 감시궤술에 포함된 dosimeter에 의해 측정된 방사능(즉, 조사량)을 이용하여 평가한다. 최근 관련규제지침서의 개정으로 고리 1호기에 대한 조사량 재평가가 수행되었다.<sup>12</sup> 조사량 평가의 어려움은 실측데이터가 감시궤술의 수와 위치에 의해 제한된다는 점이다. 따라서 조사량 평가의 정확도를 향상시키기 위해서 압력용기 외부에 새로이 Ex-vessel dosimeter를 설치하여 평가시 이용할 수 있는 측정데이터의 수를 증가시키는 연구를 수명관리 2단계 연구에서 수행할 예정이다.

### 4.4 감시시험편 조기인출

중성자 조사량 재평가 결과 1999년에 N궤술이 압력용기 내벽면 기준으로 32EFPY에 해당하는 중성자 조사량에 도달할 것으로 예측되어 이의 인출 및 시험이 계획되어 있다. 이를 통해 무연성천이 기준온도의 증가에 관한 새로운 실측데이터를 확보함으로써 가압열충격 기준온도 평가를 포함한 조사취화 평가의 정확도를 향상시킬 수 있다. 또한 운전년수 60년 정도에 해당하는 무연성천이 기준온도 증가에 관한 데이터를 제공함으로써 수명연장이 운전성에 미치는 영향을 평가할 수 있다. 상부에너지 관점에서도 중성자 조사량의 증가에 따른 상부에너지 감소 정도를 새로이 평가할 수 있어 현재 운전년수 42년까지 확인된 안전여유의 지속적인 만족 여부를 평가할 수 있을 것으로 예상된다.

## 5. 건전성 확보를 위한 장기 계획

조사취화 정도를 저감시키기 위해 취할 수 있는 장기적인 조치로는 여러 가지가 알려져 있다. 우선 압력용기에 조사되는 고속중성자의 양을 줄이는 것이다. 이는 핵연료장전모형을 변경하여 노심외곽의 중성자속을 낮추어 압력용기 부위의 중성자속을 낮추는 방법과 조사취화에 민감한 압력용기 부위에 차폐체를 설치하는 방법이다. 이 중 앞의 방법은 이미 4주기 때부터 저누설 노심장전모형(L<sup>3</sup>P)을 채택하고 있으며 초저누설 노심장전모형(L<sup>4</sup>P)을 채택할 수 있으나 이에 따른 열출력첨두계수(peaking factor)의 증가를 고려해야 하므로 실질적인 이득을 상세히 평가할 필요가 있다. 차폐체를 설치하는 방법은 미국에서 Palisades 원전에서 적용하려는 시도가 있었으나 실제 적용된 바는 없으며 고리 1호기에의 적용여부도 아직 검토된 바가 없다.

다음으로는 압력용기의 회복열처리를 고려할 수 있다. 이는 위의 경우가 조사취화의 속도를 늦추는 것과는 달리 조사취화 자체를 거의 완전히 회복하여 재료의 파괴저항성을 높일 수 있는 방법이다. 또한 회복열처리는 압력용기의 조사취화로 인한 건전성 문제를 가장 확실하게 해결할 수 있는 유일한 대안으로 인식되고 있으며 이미 실제적으로 적용되고 있다. 예를 들어 구소련의 VVER 형의 압력용기는 상대적으로 조사취화의 진행이 서구의 것들에 비해 급속히 진행되어 이미 14회에 걸쳐 회복열처리가 수행되었다.<sup>13</sup> 미국의 경우에도 발전사업자와 원전소유자그룹을 중심으로 회복열처리에 대한 시범연구가 성공적으로 수행된 사례가 있다.<sup>14</sup> 회복열처리는 가압열충격 위험도를 저감할 뿐 아니라 전체적인 파괴저항성을 회복하여 운전성과 관련된 운전제한곡선이나 저온과압보호 설정치를 완화한다는 점에서 압력용기의 건전성 향상에 미치는 영향이 지대하다.

고리 1호기의 경우 노심대영역에 1개의 원주방향 용접부밖에 없어 회복열처리가 구조적인 건전성에 미치는 영향이 상대적으로 크지 않은 장점을 가지고 있다. 회복열처리에 관한 국내의 연구는 아직 미미한 상태이나 장기적으로 수명연장 측면에서의 잠재적인 장점을 고려하면 이에 대한 관심과 연구가 필요하다. 이 경우 기사용시험편 및 보존재를 최대한 활용하여 압력용기 용접부재의 조사취화에 관한 데이터베이스를 확충하여 그 신뢰성을 높이고, 회복열처리가 수행되는 경우 추가 감시시험 프로그램과 같은 재취화 평가를 위한 전략이 수립이 되어야 한다.

## 6. 요약 및 결론

원전수명관리 측면에서 원자로 압력용기의 건전성과 관련된 문제를 고리 1호기를 중심으로 알아보았다. 아울러 고리 1호기 원자로 압력용기의 건전성을 확보하기 위한 전략과 이를 위해 다음과 같은 연구계획을 수립하여 원전 수명관리 2단계 연구에서 수행할 계획이다.

이를 위해 단기적으로는

- 가압열충격 상세안전성 분석을 통해 설계수명 40년 이상까지 가압열충격에 대한 건전성을 확보
- Ex-Vessel dosimeter 및 조사량 재평가를 통한 조사취화 평가의 신뢰도 향상
- 파괴역학 기법을 이용하여 초기 무연성전이 기준온도를 재평가하고 예비 켈술에 대한 감시시험을 수행하여 가압열충격 기준온도, 운전제한곡선, 저온과압보호 설정치를 완화

여 운전여유도를 확보한다.

장기적으로는

- 조사취화를 근본적으로 회복하기 위한 회복열처리의 적용 가능성을 포함하는
- 압력용기의 수명관리 건전성 확보를 위한 종합 방안을 수립할 계획이다.

## 참고문헌

1. KEPRI, *Nuclear Plant Lifetime Management(I)*, KEPRI TR.92NJ10.96.01, Final Report, Nov. 1996.
2. C.H. Jang, et. al., *Fatigue Life Evaluation of Major Components for Nuclear Power Plant Lifetime Management*, Proceeding of SMiRT 14, Vol. 2, pp.527-534, Lyon, France, Aug. 17-22, 1997.
3. KEPRI, *Pressurized Thermal Shock Evaluation of Kori-1 Reactor Pressure Vessel*, Interim Report, 1998.
4. USNRC, Code of Federal Regulation 10CFR50 App. G, *Fracture Toughness Requirements*.
5. USNRC, Regulatory Guide 1.161, *Evaluation of Reactor Pressure Vessels with Charpy Upper-Shelf Energy Less Than 50 ft-lb*.
6. USNRC, Code of Federal Regulation 10CFR50.61, *Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events*, 1985, 1991 and 1995
7. USNRC, Regulatory Guide 1.154, *Format and Content of Plant-Specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactors*, Jan. 1987.
8. B&W, *B&W 177-FA Reactor Vessel Beltline Weld Chemistry Study*, BAW-1799, Jul. 1983.
9. KAERI, *Integrity Assessment of Kori Unit 1 RPV for Low Upper Shelf Toughness*, KAERI CR-005/94, Sept. 1994.
10. *Kori Unit 1 Reactor Vessel Radiation Surveillance Program*, Westinghouse, WCAP-8586, August, 1975.
11. K.K. Yoon, *Fracture Toughness Characterization of WF-70 Weld Metal*, BAW-2202, B&W Technology, Sept., 1993.
12. B.C. Kim et al, *The Reevaluation Report for Radiation Embrittlement of the Kori Unit 1 Reactor Pressure Vessel Materials*, KAERI-ST-KI-001/98, Feb. 1998
13. R. Pelli, K. Torronen, *State-of-the-Art Review on Thermal Annealing*, AMES Report no.2, VTT Manufacturing Technology, March 1995.
14. R.D. Rishel, *Reactor Pressure Vessel Thermal Annealing Assessment for Two PWR Plant Design*, EPRI TR-104934, March 1995.