

원전수명관리를 위한 제어봉 구동장치의 수명평가

노희영, 진태은
한국전력기술주식회사

정일석, 홍승렬
한전전력연구원

요 약

국내에서는 원전의 가동년수가 증가함에 따라 수명관리를 통한 연장운전에 대한 타당성 검토연구가 기술적, 경제적 측면 및 규제 측면에서 수행되고 있다. 기술적 측면의 검토는 발전소의 안전 및 수명을 결정하는 주요기기를 선정하여 설계수명은 물론 연장운전에 대한 안전운전의 가능여부에 초점을 맞추고 있다. 본 고에서는 수명관리를 통한 연장운전에 대한 기술적 타당성 검토 측면에서 주요기기의 하나로 선정된 제어봉 구동장치에 대한 손상기구를 도출하였고, 이에 대한 수명평가법의 제시와 함께 적절한 가정조건을 고려한 평가결과를 제시하였다.

1. 서론

국내 원전의 효율적인 수명관리를 위한 체계적인 연구로서 원전수명관리 1단계 연구가 경제성 및 인허가 측면의 검토와 함께 연장운전을 고려한 기술적 측면에서 수행되고 있다. 이러한 기술적 측면의 검토는 인허가 갱신 규정, 유지보수 규정, 이용률 관점의 전력생산 등의 규제 및 관련 조항에 따라 발전소 수명에 영향을 미치는 주요기기를 선정하여 잔여수명을 평가하고 이로부터 연장운전에 대한 가능성을 검토하는데 있다. 이들 주요기기 중의 하나로 제어봉 구동장치(CRDM)가 선정되었다. 제어봉 구동장치의 설계유형은 공급자에 따라 분류되고 있으며, 본 고에서는 Westinghouse Type 매그네틱 잭 전장 제어봉 구동장치(Full Length Control Drive Mechanisms)를 대상으로 하였다. 제어봉 구동장치의 일반적인 구조 및 손상기구 등의 기초적인 검토와 함께 연장운전을 포함한 수명관리 측면의 잔여수명 평가법과 적절한 가정조건을 고려하여 평가결과를 제시하였다.

2. 제어봉 구동장치의 구조 및 손상기구

가압경수로형 제어봉 구동장치는 원자로 압력용기의 상부에 위치하고 있으며, 각 제어봉 구동장치는 분리 및 결합이 가능한 독립 기기로서 래치 어셈블리(Latch Assembly), 압력하우징, 조작코일몽치(Operating Coil Stack) 및 제어봉 위치감지 코일몽치(Rod Position Indicator Coil Stack) 등으로 구성된다. 제어봉 구동장치는 원자로 가동시 요구되는 반응속도에 따라 제어봉을 인출, 삽입 또는 고정하며, 사고 발생시에는 제어봉 몽치를 노심내부로 삽입하여 반응속도를 급속히 줄이므로써 운전시 발생하는 천이현상이나 사고를 완화시키는 중요한 역할을 담당한다.

제어봉 구동장치의 주요 손상원인으로는 발전소의 운전시 발생하는 열천이와 제어봉의 운동, 제어봉 구동장치 내부의 고온 및 방사능 환경 등이 있는 것으로 알려져 있다. 원자로의 기동과 정지에 따른 열천이로 인해서는 피로손상이 유발되며, 주 손상부위는 압력하우징, 밀봉 용접부, 제어봉 몽치와

제어봉 구동장치의 연결부 등이다. 제어봉의 스텝운동은 래치, 구동막대, 스프링 등의 금속피로 및 기계적 마모를 유발한다. 고온 및 방사능 환경은 모든 전기기기의 절연파손을 유발하고, 주조 스테인레스강 기기의 열취화 손상을 유발할 수 있다. 한편, 제어봉 구동장치 하우징 노즐에서는 응력부식균열 (Stress Corrosion Cracking : SCC)로 인한 냉각재의 누설로 봉산부식을 야기할 수 있다.

이러한 관점에서 제어봉 구동장치에 영향을 미치는 손상기구로는 표 1과 같이 열취화, 저주기 피로, 크리이프, 응력부식균열, 부식, 기계적 마모, 피로균열성장 및 절연파손 등으로 요약될 수 있다. 표 2는 손상기구별로 CRDM 기기에 미치는 영향의 중요도를 나타낸 것으로서 손상으로 인한 영향이 60년 이후에 나타나는 경우는 "L", 40년 이상 60년 이하에서 나타나는 경우는 "M", 40년 이하의 운전에서 나타나는 경우는 "H"로 나타내었다.

표 1. 가압경수로형 제어봉 구동장치의 손상관련 요약

등급	손상 부위	손상 요인	손상 기구	손상 형태
1	압력하우징	열응력, 고온의 냉각재	열취화, 저주기 피로	균열성장으로 인한 누설
2	래치어셈블리	헐거움, 충격, 금속접촉	침식, 마모, 쪼개짐	구속, 제어봉 고착
3	코일몽치	습도, 온도, 중성자	절연파손, 전기적 합선	제어봉 낙하
4	구동막대	마찰, 충격	마모, 저주기 피로	제어봉몽치의 결합해체
5	외부 기기들	봉산 (누수발생시)	봉산부식	누수

표 2. CRDM 부위별 손상기구의 영향

부속 기기	열취화	저주기 피로	크리이프	SCC	부식	침식	마모	피로균열성장	절연파손
압력하우징									
덮개 (Cap)	L	M	L	L	L	L	L	L	-
막대 이송하우징	L	M	L	L	L	L	L	L	-
래치하우징	M	M	L	L	L	L	L	M	-
코일몽치 어셈블리									
코일	L	L	L	L	L	L	L	L	M
하우징	L	L	L	L	M	L	L	L	-
연결부	L	L	L	L	L	L	H	L	L
구동막대 어셈블리	L	M	L	L	L	L	H	L	-

Notes : 1. Low (L) > 60년
 2. Medium (M) 40-60년
 3. High (H) < 40년

안전성 관련 제어봉 구동장치의 손상형태로는 냉각재의 누설을 유발하는 압력경계의 파손, 제어봉의 삽입실패 등이 있으며, 이중 가장 위험한 사고 시나리오는 압력경계의 파손으로 인한 소형 냉각재 상실사고(LOCA)의 발생이다. 또한, 제어봉 구동장치의 노화현상은 제어봉의 운동을 방해하는 구속원인이 되어 천이를 유발할 수 있다. 따라서, 수명관리를 통한 연장운전 측면에서 기기의 수명평가가 요구되는 주요 손상기구로는 압력하우징에서의 피로 및 열취화, 래치 어셈블리와 구동막대에서의 기계적 마모 및 금속피로 등이 있음을 알 수 있다[1].

3. 제어봉 구동장치의 손상평가

제어봉 구동장치에 대한 손상기구의 검토결과에 따르면, 연장운전을 위한 타당성 검토 측면에서 압력하우징에서의 피로와 열취화, 스텝운동에 기인하는 래치 어셈블리 및 구동막대의 마모와 금속피로에 따른 손상평가가 요구된다.

제어봉 구동장치 압력경계 부위는 운전중에 발생하는 열 및 압력천이에 의한 피로하중을 받는다. 압

력하우징을 비롯한 제어봉 구동장치의 압력경계 기기들은 다른 압력경계 기기들에 비하여 특별히 높은 온도나 큰 응력을 받지 않으므로 큰 피로손상은 예측되지 않으나, 설계수명 이후의 연장운전을 위해서는 이를 고려하여 그 타당성이 검토되어야 한다.

한편, 페라이트 함량, 노출시간 및 온도에 민감하게 반응하는 Type 304 주조 스테인레스강(ASME SA-351, CF-8)으로 제작된 압력하우징의 경우는 열취화 손상을 받는다. 페라이트 함량이 높은 주조물의 경우에는 낮은 온도에서도 장시간 노출시 파괴인성이 감소될 수 있다. 따라서, 열취화에 취약한 ASME SA-351, CF-8로 제작된 CRDM 하우징의 경우 이에 대한 검토가 요구된다.

그 외에 금속피로 및 마모 등의 손상을 받는 래치 어셈블리, 코일 어셈블리 및 구동막대의 경우는 큰 비용을 들이지 않고 분리/교체가 용이하기 때문에 수명관리를 통한 연장운전 측면의 정밀해석은 요구되지 않으나, Westinghouse Type의 L106A 모델에 대한 래치 어셈블리 및 구동막대에 대해서는 수명시험 결과(Stepping Test)[2]와 운전천이에 기초한 평가결과를 비교하였다.

3.1 압력하우징에 대한 피로 및 열취화

3.1.1 피로

압력하우징의 피로손상은 운전시 나타나는 압력 및 온도변화로 인해 발생하며, 피로해석은 ASME Code에 따라 수행되고 있다. CRDM 압력하우징에 대한 설계단계에서의 피로해석은 ASME Code의 분류기준인 정상, 비상, 고장 및 시험 운전조건들을 기준으로 평가가 수행되었고, 이들 그룹 내의 천이 중 가장 혹독한 천이조건이 응력해석을 위한 경계조건으로 사용되었다. 피로해석을 위한 천이횟수는 기기시방서[3]에 제시된 설계천이 횟수가 고려되었다. 그러나, 연장운전에 대한 타당성 검토 측면의 수명평가를 위해서는 연장운전 기간을 반영한 천이 발생횟수가 고려되어야 한다.

이러한 측면에서 실제 운전중에 있는 발전소 기기에 대한 피로수명 평가법을 제시하기 위해 17년까지의 운전천이 횟수를 가정하였고, 이로부터 40년 및 60년 시점에서의 천이발생 횟수를 선형적 외삽법을 사용하여 예측하였다. 표 3은 그 결과의 제시와 함께 설계천이에 기초한 압력하우징의 피로평가를 위한 권고 천이횟수를 나타낸 것이다. 이를 기준으로 할 때, 운전천이 횟수는 권고 천이횟수를 초과하지 않으므로, 보수성 측면에서 권고 천이횟수를 피로평가에 활용하였다.

한편, Westinghouse Type의 L106A 모델의 설계응력보고서에서는 CRDM 압력하우징을 구성하고 있는 래치하우징, 막대 이송하우징 및 Top Cap의 임계부위에 대해 피로해석을 수행하였고[4], 이에 따라 표 3의 권고 천이횟수를 기준으로 40년 및 60년까지의 운전천이를 기초로 평가한 결과 임계부위에 대한 피로사용계수는 각각 0.6089, 0.6176으로서 피로손상 측면에서 안전한 것으로 평가되었다.

3.1.2 열취화

앞에서 언급한 바와 같이, 열취화 손상은 주조 스테인레스강에 있어서 매우 민감하다. 이는 운전온도에서의 임계 파괴인성과 찢김계수(Tearing Modulus)를 비롯하여 충격흡수에너지를 감소시키며, 무연성 파괴형태를 입내파괴에서 입계파괴 형태로 변화시킨다. 이러한 주조 스테인레스강에서 있어서의 열취화 현상은 재료의 미세조직 변화에 기인한다[5].

고온에 장기간 노출됨에 따라 나타나는 미세조직의 변화로는 오스테나이트/페라이트 상경계 혹은 조조직내에서의 탄화물($M_{23}C_6$) 석출과 페라이트상에 Cr-rich α' 및 Ni-rich와 Si-rich G상의 형성을 들 수 있다. 350℃이하의 경수로 운전온도에서는 α' 및 G상이 취화의 주된 원인이 된다. 그러나, G상은 취화에는 직접적인 영향을 주지않고 간접적으로 α' 상의 형성을 지연시키는 효과가 있는 것으로 알려져 있으며, 취화의 근원이 되는 α' 상은 스피노달 분해(Spinodal Decomposition)에 의해 형성된다. 따라서,

표 3. 설계천이와 운전천이의 예측치 및 권고 천이횟수

천 이 조 건	설계천이 횟 수 (40년) ⁽¹⁾	운전천이 횟 수 (17년간) ⁽²⁾	운전천이 예측횟수 (40년) ⁽³⁾	권 고 천이횟수 (40년) ⁽⁴⁾	운전천이 예측횟수 (60년) ⁽⁵⁾	권 고 천이횟수 (60년) ⁽⁶⁾
Normal Conditions						
1. Heatup/cooldown at 100°F/hr.	200 (each)	40	93	200	139	300
2. Unit Loading/unloading at 5% of full power/min.	18,300 (each)	278	654	18,300	981	18,300
3. Step load increase/decrease of 10% of full power	2,000 (each)	71	166	2,000	249	2,000
4. Large step load decrease, with steam dump	200	2	5	200	7	200
5. Steady state fluctuations	Infinite	-	2.0 x 10 ⁴	2.2 x 10 ⁴	3.0 x 10 ⁴	3.3 x 10 ⁴
Upset Conditions						
1. Loss of load without immediate turbine or reactor trip	80	2	5	80	7	80
2. Loss of power (blackout with natural circulation in the Reactor Coolant System)	40	1	3	40	4	40
3. Loss of flow (partial loss of flow one pump only)	80	2	5	80	7	80
4. Reactor trip from full power	400	154	362	400	544	600
5. Inadvertent auxiliary spray	10	-	-	10	-	10
Faulted Conditions						
1. Reactor coolant pipe Break	1	-	-	1	-	1
2. Steam pipe break	1	-	-	1	-	1
3. Steam generator tube rupture	-	-	-	-	-	-
Test Conditions						
1. Turbine roll test	10	-	-	10	-	10
2. Hydrostatic test conditions						
a. Primary side (3,107psig)	5	-	-	5	-	5
b. Secondary side	5	-	-	5	-	5
c. Primary side leak test	50	-	-	50	-	75

Note: (1) E-Spec. 677470에 제시된 설계천이 횟수[5]
 (2) 17년간 발생한 운전천이의 가정치
 (3) 운전천이 횟수에 기초한 40년 시점의 운전천이 예측치
 (4) 마아진을 고려한 40년 시점의 권고 천이횟수
 (5) 운전천이 횟수에 기초한 60년 시점의 운전천이 예측치
 (6) 마아진을 고려한 60년 시점의 권고 천이횟수

주조 스테인레스강의 열취화는 α'상인 페라이트상의 양과 형태에 좌우되며, 노출되는 환경으로 운전 온도 및 운전시간에 크게 영향을 받게 된다. 열취화율은 약 475℃에서 가장 높으나, 이는 시간과 온도의 함수이므로 가압경수로형 발전소의 운전온도에서도 열취화 손상이 심각해질 수 있다. α'상의 형성에 따른 열취화는 550℃에서 1시간 가열 가열한 후 급냉하여 회복시킬 수 있으나, 이러한 급냉 열처리를 실제 발전소에 적용하는 데에는 많은 어려움이 있다. 또한, CRDM 하우징의 경우에는 열취화와 관련된 평가기준이 미비한 상태로 파괴역학적 해석을 통한 열취화 손상의 평가가 어려우며, 추후 이에 대한 연구가 요구된다.

SA-351, CF-8 오스테나이트 스테인레스강에 포함된 페라이트 함량은 등가 니켈함량(Ni_{eq})에 대한 등가 크롬함량(Cr_{eq})의 성분비를 산출하여 ASTM A800의 Schoefer 선도를 이용하여 오스테나이트 스테인레스강 CRDM 하우징에 대한 체적비로서 페라이트 함량을 평가할 수 있다[5]. 또한, 상기의 방법 이외에도 다음과 같은 실험식을 사용하여 페라이트 함량(δ_c)의 산출이 가능하다.

$$\delta_c = 100.3 (Cr_{eq}/Ni_{eq})^2 - 170.72(Cr_{eq}/Ni_{eq}) + 74.22 \quad (1)$$

이 경우의 Cr_{eq} 및 Ni_{eq}는 Hull's Equivalent Factor로서 아래의 실험식을 사용하여 산출한다[6].

$$\begin{aligned}
 Cr_{eq} &= Cr(wt\%) + 1.21Mo(wt\%) + 0.48Si(wt\%) - 4.99 \\
 Ni_{eq} &= Ni(wt\%) + 0.11Mn(wt\%) - 0.0086Mn^2(wt\%) + 18.4N(wt\%) \\
 &\quad + 24.5C(wt\%) + 2.77
 \end{aligned}
 \tag{2}$$

예시를 위해 식 (1)을 이용하여 고리 1호기 29개 CRDM 중 주조 스테인레스강으로 제작된 27개 기기[7]를 대상으로 Cr_{eq} , Ni_{eq} 및 페라이트 함량을 평가한 결과 3.503%~14.337%로 평가되었다. 기존 연구결과에 따르면, 15% 이상의 페라이트상이 존재할 경우에는 취화된 페라이트상이 연속적으로 네트워크(Network)를 형성하여 인성을 저하시키나, 그 이하이면 페라이트상 전체가 취화되더라도 주조 스테인레스강의 인성에는 큰 변화가 없는 것으로 보고되고 있다[5]. 따라서, 고리 1호기의 CRDM 주조 스테인레스강 하우징의 경우는 15% 이하의 페라이트 함량을 포함하고 있어 열취화에 따른 큰 인성저하는 없을 것으로 판단되나, 열취화 손상에 대한 실질적인 건전성 평가를 위해서는 파괴역학적 해석을 수행하여 적절한 평가기준의 만족여부를 확인하여야 한다. 이 밖에도 열취화 현상은 인장응력, 피로응력, 저주기 피로균열에도 다소 영향을 미치므로, 장기 운전을 목표로할 경우에는 피로균열에 대한 영향도 고려해야 할 것으로 판단된다.

3.2 래치어셈블리와 구동막대의 금속피로와 마모

CRDM 래치어셈블리와 구동막대 어셈블리는 운전시 발생하는 스텝운동에 의해 마모가 발생한다. CRDM 모형시험을 통해 CRDM의 스텝운동에 따른 수명을 결정하기 위한 기준이 마련되어 왔으며, 이로부터 마모는 스텝 발생횟수와 비례관계가 있음이 알려졌다[2]. 따라서, 마모 측면에서 CRDM의 수명예측은 다음과 같은 방법을 통하여 수행할 수 있다.

- CRDM에 대한 스텝 발생횟수를 평가하는데 발전소 운전천이 이력을 사용
- 고려하는 운전시점까지의 스텝 발생횟수는 운전천이를 외삽하여 예측
- 모형시험에서 도출된 Stepping 수명과 고려하는 시점에서의 CRDM 스텝발생 횟수 비교

운전이력 정보는 발전소 운전수명 동안 발생할 과도상태의 발생횟수를 예측하는데 사용될 수 있으며, 이는 Stepping 평가를 위한 입력자료가 된다. Westinghouse 가압경수로형 발전소 CRDM에서 스텝운동을 하는 부위는 D-뱅크라 불리는 안내제어뱅크(Lead Control Bank)에 있는 기기로서 출력제어시 스텝운동에 의해 제어봉을 삽입이나 인출시킨다. 따라서, Stepping 평가는 안내제어뱅크에 초점을 맞추어 수행하게 된다. 일반적으로, 출력변화와 관련된 천이들은 제어뱅크의 스텝운동을 필요로 하며, 안내뱅크에 누적되는 스텝 발생횟수는 발전소 수명에 영향을 미치게 된다. 해당 천이에 대한 스텝의 발생횟수는 보수적인 평가를 위해 한계 접근법(Bounding Approach)을 사용하여 결정할 수 있다. 이에 따라 본 고에서는 표 3의 운전천이 횟수를 기준으로 40년과 60년 시점의 스텝수를 평가하였으며, 그 결과 40년 및 60년 시점의 누적 스텝수는 각각 618,972, 929,384로 평가되었다. 이는 L106A CRDM의 수명시험 결과와 비교하면, 각각 20%, 30% 이하로서 래치 어셈블리와 구동막대 어셈블리는 마모 및 금속피로 측면에서 60년까지의 연장운전시에도 큰 문제가 없는 것으로 평가되었다.

3.2.3 기타 노화문제

40년 또는 그 이후까지 연장운전을 고려할 경우, 양적인 평가나 감시가 어려운 CRDM 코일다발 전기 연결소자에서의 마모 등의 일부 노화기구들이 있다. 앞에서 언급한 바와같이, CRDM 코일다발에서는 연결소자의 결합 및 해체시 마모가 발생한다. 이들 결합 및 해체는 수동으로 이루어지며, 마모의 정도는 작업자의 숙련도에 크게 의존한다. 그러나, 이러한 과정과 관련된 주요 마모계수 및 수명을 확

인하기 위한 어떤 실험결과도 없는 실정으로 전기 연결소자에 대한 수명예측 기술이 없는 상태이다. 따라서, 실질적인 수명의 확인방법은 연결부를 분리할 때, 연결핀을 검사하는 것이 유일한 방법이다. 그러나, 검사결과 고유의 기능요건을 충족하지 않을 때에는 전체 연결부의 교체가 가능하다.

한편, CRDM 코일에 대한 전기적인 절연손상은 Arrhenius 관계식을 사용하여 예측할 수 있으며, 낮은 온도에서의 실험데이터를 외삽함으로써 해당 온도에서의 수명예측이 가능하다. 그러나, 타당성 검토의 측면에서는 교체가 용이하고, 큰 비용이 요구되지 않으므로 고려 대상은 아니다.

4. 결론

제어봉 구동장치(Control Rod Drive Mechanisms : CRDMs)는 전기적인 신호에 따라 제어봉의 위치를 변화시키는 기계장치로서, 제어봉 구동장치는 기기 공급자에 따라 그 설계유형이 분류된다. 본 고에서는 Westinghouse Type L106A 모델에 대해 손상기구로 도출된 제어봉 구동장치 압력하우징의 피로손상, 래치하우징의 열취화, 래치 어셈블리와 구동막대의 마모와 피로에 대해 운전년수와 발전소 운전이력을 적절히 가정하여 평가를 수행하였다.

평가를 위해 Westinghouse Type의 고리 1호기 CRDM 설계사양을 활용하였고, 예시한 조건들에 기초한 압력하우징의 피로 및 래치 어셈블리의 Stepping 평가결과는 모두 40년의 설계수명 뿐만 아니라 60년까지 운전시에도 안전한 것으로 평가되었다. CRDM에 대한 열취화 손상과 관련해서는 현재까지 명확한 평가기준은 존재하지 않으나, 건전성 측면에서 고리 1호기의 설계데이터를 기준으로 압력하우징에 대한 페라이트 함량산출 결과 15% 이하로 평가되었다. 기존 연구결과에 따르면, 열취화로 인한 압력하우징의 큰 인성저하는 없을 것으로 판단되나, 건전성 확보 측면의 평가가 요구된다. 한편, 전기기기의 절연파손과 같이 적절히 수명을 예측할 수 없는 부속기기들이 많이 존재하나, 이들 기기는 적절하게 보수 또는 교체가 가능하므로 연장운전 개념을 포함한 수명관리의 결정적인 저해요인으로는 작용하지 않는다.

따라서, CRDM은 열취화로 인한 인성저하에 따른 건전성이 확보될 경우, 수명관리를 통해 40년의 설계수명은 물론 60년까지 연장운전하는데 큰 문제는 없을 것으로 판단된다.

5. 참고문헌

- 1) Residual Life Assessment of Major Light Water Reactor Components-Overview : Pressurized Water Reactor Control Rod Drive Mechanisms and Reactor Internals, NUREG/CR-4731, Volume 1, pp.105-142, 1989.
- 2) G.K. Roberts and G.R. Andre, A Component Wear-out Analysis on Control Rod Drive Mechanisms, Westinghouse Electric Corporation, Pittsburgh, Pennsylvania, July 1985.
- 3) Westinghouse Equipment Specification No. 677470, Rev. 1, June 1973
- 4) Stress and Thermal Report of Type L106A and L106B CRDM, S.O.M312, EM4531, Rev. 2, S.K. Ganguly, J.R. Raymond, A.E. Reed, April 1976
- 5) ASTM, A800, "Standard Practice for Steel Casing, Austenitic Alloy, Estimating Ferrite Content Thereof".
- 6) Aging and Life Extension of Major Light Water Reactor Components : Pressurized Water Reactor Coolant Piping, pp 166-169
- 7) Material Certifications for Latch Housing of Kori Unit 1, Specification No, "ASME SA-351 Gr. CF-8", Rev 1968 thru 1969