



# APR1400 설계 수명 60년 평가 기술 개발

장창희

한국과학기술원 원자력 및 양자공학과 교수

정대울

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원 기술정책팀 부장

김병섭

한국수력원자력(주) 원자력환경기술원 건설기술실 부처장

## 서론

원전의 설계 수명은 원전의 운영 허가 기간과 밀접한 관계를 가질 뿐만 아니라 원전의 경제성을 결정하는 주요한 요소의 하나이다.

국내의 경우 원전 운영 허가 기간은 최종안전성분석보고서(FSAR)에 명시되고 원전 설계에 적용된 설계 수명을 준용하고 있다.

현재 국내외에서 가동 중인 대부분의 원전은 30년 혹은 40년 설계 수명으로 건설되었으며 한국표준형 원전(KSNP)과 OPR1000(KS-NP+)도 40년 설계 수명을 채택하고 있다.

한편, 최근 미국을 중심으로 가동 원전의 인허가 갱신(License Renewal) 절차가 활발하게 추진되어 2006년 현재 약 30여기의 발전

소가 기존 40년인 운영 허가 기간을 60년으로 연장하였다.

이는 그 동안의 누적된 운전 경험과 향상된 원전의 안전 성능 및 이에 따른 대중적인 신뢰가 있었기에 가능한 것으로 볼 수 있다.

이와 같은 원전 안전성을 기반으로 미국 내에서 거의 30여년 만에 신규 원전을 건설하기 위한 움직임이 활발하게 진행되고 있으며, 이에 맞추어 원전 공급자들은 자신들이 개발한 개량형 원전 설계가 신규 원전 건설에 적용되도록 적극적인 노력을 기울이고 있다.

또한, 중국의 경우도 급격하게 늘어나는 전력 수요를 감당하기 위해 적극적인 원전 건설을 추진하고 있어 개량형 원전을 앞세운 원전 선진국들의 경쟁이 치열하게 진행되고 있다.

국내에서는 1980년대 이후 추진해온 원전 기술 국산화 노력의 결과로 한국표준형원전을 개발하고 영광 3,4호기 이후 울진 5,6호기까지 성공적으로 건설 및 운영함으로써 국내 원전 기술을 세계 수준으로 끌어올렸다.

초기 원전 기술 국산화 이후에도 새로운 기술을 꾸준히 도입하고 표준 원전의 설계 개선 프로그램을 추진하여 한국표준원전의 개량형인 OPR1000을 개발, 신고리 1,2호기 및 신월성 1,2호기의 노형으로 채택되어 현재 건설중에 있다.

APR1400은 OPR1000의 개발 및 지속적인 개선으로 확보한 국내 원전 기술을 기반으로 국제 무대에서 외국의 노형들과 경쟁할 수 있도록 개발한 개량형 원전이다.

APR1400의 경쟁 원전인 Wes-

〈표 1〉 OPR1000(KSNP)과 APR1400의 주요 설계 변수 비교

Design Data	KSNP	APR1400
Design Life (year)	40	60
Thermal Power (MWt)	2,825	4,000
Design Pressure (psia)	2,500	2,500
Design Temperature (°F)	650	650
Operating Pressure (psia)	2,250	2,250
Reactor Inlet Temperature (°F)	564.5	555
Reactor Outlet Temperature (°F)	621.2	615
Tube Quantity (EA)	8,340	13,102

tinghouse의 AP1000, AREVA의 EPR, AECL의 ACR700, GE의 ESBWR 등은 안전성과 함께 향상된 경제성을 장점으로 부각시키고 있으며, 특히 설계 수명을 40년에서 60년으로 증가시켜 경제성 향상을 꾀하고 있다.

APR1400의 경우도 예외가 아니며 <표 1>에 보듯이 개발 초기부터 설계 수명 60년을 주요 설계 변수 가운데 하나로 결정하고 그에 따른 기술 개발을 추진하였다.

본고에서는 위와 같은 배경에서 설계 수명 60년을 확보하기 위해 한국수력원자력(주) 원자력환경기술원을 중심으로 국내 APR1400 개발과 관련된 기관에서 수행된 기술 개발, 특히 설계 / 재료 선형의 개선 사항 및 평가 기술 개발과 관련된 사항을 정리하였다.

**설계 수명의 정의 및 중요성**

원전에서 사용하고 있는 수명은 일반적으로 인허가 규제 기관에서

허가한 인허가 수명(혹은 운영 허가 기간), 설비 공급사가 발전소 설계 당시에 결정하는 설계 수명, 원전의 초기 투자비를 회수하는 기간인 경제 수명 등으로 분류할 수 있다.

여기에서는 발전소 운영 허가 측면에서 고려하여야 하는 인허가 수명과 설계 수명의 정의와 그 적용에 대하여 기술하였다.

원전의 수명 개념은 인허가 체계와 직간접으로 연계되어 있고 <표 2>에서 보듯이 각 국가마다 고유한 원전 운영 인허가 체계를 가지므로 일반적으로 정의하기는 어렵다.

국내의 경우에는 원전 운영 허가 기간이 원자력 관련 법규상에 명확하게 제시되어 있지 않기 때문에 일반적으로 최종안전성분석보고서(FSAR)에 명기된 발전소의 설계 수명을 원전 운영 허가 기간으로 간주하고 있다.

**1. 인허가 수명**

인허가 수명은 각국의 규제 기관에서 발전소별로 운전을 허용한 운영 허가 기간을 의미한다.

미국의 경우 10CFR50.51에서 최초의 운영 허가 기간을 최대 40년으로 제한하고 있다. 그러나 원전의 운영 허가 기간을 규제 법규로 명시하고 있는 국가는 미국뿐이며 대부분의 국가는 일정한 운영 허가 기간이 없고 주기적으로 안전성을 평가하여 발전소의 계속운전 여부를 판단하고 있다.

최초의 운영 허가 기간을 40년으로 제한하고 있는 미국에서도 인허가 갱신 규정인 10CFR54를 충족하면 최초 운영 허가 기간 이후, 최대 20년씩 인허가 기간을 갱신할 수 있도록 하고 있다.

**2. 설계 수명**

원전의 설계 수명이란 발전소 안전성과 성능 기준을 만족하면서 운전 가능한 기간을 의미하고 설계 단계에서 기기 공급자 및 설계 회사의 경험과 공학적 판단에 의해 결정되며 원전 설계 기술 기준인 ASME Code Sec. III에 따른 설계 해석의 기준이 된다.

즉, 설계 수명이 결정되면 주요 기기의 사양서(Equipment Specification)에 명시되고 ASME Sec. III에 따른 설계 해석, 특히 피로 설계 평가에 사용되는 과도 상태 실험 결정에 반영된다.

이러한 설계 및 평가 결과를 바탕으로 설계 수명 기간 동안의 안전성과 건전성이 확보되고 이러한 사항들이 기술된 최종안전성분석보고서(FSAR)를 규제 기관의 심사하여

〈표 2〉 각국의 운영 허가 관련 인허가 규제 현황

국가명	규제 기관	운영 허가기간	연장 기간	규제 지침
미 국	USNRC	최대 40년	20년	License Renewal Rule
일 본	NSC	제한없음	10년	Periodic Safety Review
캐나다	AECB	제한없음	2-3년	Periodic Safety Review
영 국	NII	제한없음	10년	Long Term Safety Review
프랑스	CEA	제한없음	10년	Periodic Safety Review
독 일	(주)	제한없음	10년	Basic Safety Concept
대 만	-	제한없음	10년	Periodic Safety Review

승인함으로써 FSAR상에 명시된 설계 수명을 인허가 기간으로 인정을 받게 된다.

미국의 경우 대개 10CFR50.51에 제시된 최대 운영 허가 기간 40년을 바탕으로 주요 기기의 기기 시방서에 설계 수명을 40년으로 책정하고 이를 기준으로 기기를 설계·제작하였다.

특히 원자로 압력 용기, 증기발생기, 1차 계통 주배관 등과 같이 운전 중 교체가 기술적으로 매우 어렵고 교체시 비용이 많이 소요되는 경우에는 모두 설계 수명 40년으로 제작되었다.

이와 같이 주요 기기는 설계 수명 기간 동안 원전의 안전 규제 요건과 성능 기준을 만족하도록 제작되었으므로 발전소 설계 수명을 인허가 수명(혹은 운영 허가 기간)으로 보아도 무방하며 실제로 원전의 설계 수명 40년에 해당하는 운영 허가 기간을 허가받고 있다.

**3. 설계 수명의 중요성**

위에서 언급했듯이 설계 수명은 기기 공급자 및 설계 회사의 경험과 공학적 판단에 의해 결정되지만 설계 수명 기간 동안 설계 요건 및 건전성 기준을 만족하는지 여부는

ASME Sec. III에 따른 설계 해석을 통해 확인하여야 한다.

현재 적용되고 있는 설계 수명 40년이라는 기간은 기술적인 한계는 아니며 단지 인허가체계에 의해 제한을 받는 것으로 볼 수 있다.

최근 미국에서 활발히 진행되고 있는 인허가 갱신의 사례에서 보듯이 40년으로 설계된 발전소라 하더라도 최소한의 설비 교체 혹은 개선으로 60년까지의 건전성이 확인되었다. 따라서 기존 설계 수명 40년은 60년으로 연장할 수 있을 정도로 해외의 원전 기술이 발전한 것으로 볼 수 있다.

국내의 경우에도 설계 수명을 40년에서 60년으로 변경하기 위해서는 현재 원전 설계 및 건설시 적용되는 기술 기준인 KEPIC 및 ASME Code의 요건들이 설계 수명 60년 동안 만족됨을 보여야 하며 이를 위해서는 적절한 설계상의 개선과 평가 기술의 개발이 수반되어야 한다.

기존 원전에 비해 증가된 60년 동안의 원전 운영 기간을 확보하게 되면 원전 사업자는 보다 안정적이고 예측 가능한 원전 운영이 가능하게 되어 경제성 향상뿐만 아니라 안전성 향상을 위한 설비 개선을 용이하게 추진할 수 있는 장점을 가지게

된다.

따라서 APR1400의 안전성 및 경제성 향상을 위해 주요 기기가 설계 수명 60년 동안 기술 기준 및 건전성 요건을 만족하도록 설계하고 평가할 수 있는 기술을 확보하는 것이 매우 중요하다.

**설계 수명 60년 확보 기술**

**1. 계속 운전을 위한 기술 평가 경험**

기존의 원전들은 대개의 경우 설계 수명 40년으로 제작, 운영되고 있다. 1980년대 이후 미국을 중심으로 원전 안전성 향상 및 성능 개선에 따른 운전 신뢰도 향상과 아울러 전력 시장 경쟁 체제 도입에 따른 원전 경제성 향상의 필요성이 대두됨에 따라 기존 원전의 운전 수명을 연장하려는 노력이 시도되었다.

국내의 경우에도 1990년대 이후 장기 가동 원전의 계속 운전에 대한 관심이 높아져 고리 1호기의 인허가 수명 30년을 연장하려는 연구들이 전력연구원을 중심으로 수행되었다.

국내외에서 수행된 이와 같은 연구의 결과 운영 기간 연장에 따른 많은 기술적 문제들이 도출되고 그에 따른 상세 평가 및 관리 방안들이 제시되었다.

그 결과 원전의 운영 기간 연장에 큰 영향을 미치는 핵심적인 기기는 원자로 압력 용기와 같은 장수명-피동형 기기들이며 이들 기기 및 재

료들의 경년 열화 현상에 따른 성능 저하를 평가하고 완화하는 방안이 가장 큰 기술적인 문제로 제시되었다.

이들 중 원전 계속 운전에 가장 큰 영향을 끼치고 가장 많은 연구 및 논의의 대상이 되었던 핵심적인 기기 및 경년 열화 현상은 다음과 같다.

- 원자로 압력 용기의 중성자 조사 취화
- 증기발생기 세관 등의 응력 부식 균열
- 금속 기기의 피로/ 환경 피로

따라서 위와 같은 장수명-피동형 주요 기기(〈그림 1〉 참조)의 경년 열화 현상은 APR1400과 같은 개량형 원전이 설계 수명 60년을 확보하기 위해서는 반드시 해결해야 할 기술적인 문제인 것으로 판단되었으며, 이에 따른 여러 가지 개선 조치 및 평가 기술 개발이 수행되었다.

## 2. 설계 및 재료 개선

APR1400의 핵증기 공급 계통 주요 기기는 설계 수명 60년 동안의 건전성을 확보하기 위해 주요 기기의 설계, 제작 및 재질 측면에서 여러 가지 개선이 이루어졌다.

본 절에서는 이 가운데 핵심 기기인 원자로 압력 용기 및 증기발생기를 중심으로 기술하였다.

### 가. 원자로 압력 용기

APR1400의 원자로 압력용기는 저합금강으로 제작되어 운전중 누



〈그림 1〉 APR1400 핵증기 공급 계통의 주요 기기

적된 고속중성자 조사에 따라 무연성 천이온도(RTNDT)가 상승하고 상부 에너지가 감소하는 중성자 조사 취화 현상을 겪게 된다.

중성자 조사 취화를 저감하기 위해서는 1)초기 기계적 성질, 2)중성자 조사 취화 저항성, 3)중성자 조사량 측면에서의 개선이 이루어져야 한다.

APR1400의 원자로 압력 용기에는 위의 세 가지 측면 모두에 대해 개선 방안이 적용되었으며 그 자세한 내용은 다음과 같다.

첫 번째로 원자로 압력 용기 재료 및 제작 방법을 개선하여 초기 무연성 천이 온도를 10°F 이하에서 -10°F 이하로 낮추어 조사 취화에 대한 여유도를 추가로 확보하였다.

조사 취화된 재료의 무연성 천이 온도는 초기값에 조사 취화로 인한 증가, 안전 여유도가 더해져서 구해

지므로 낮은 초기값은 최종 무연성 천이 온도를 낮추어 재료의 파괴 저항성이 높게 유지되도록 하는 역할을 한다.

다음으로 중성자 조사 취화에 영향을 미치는 것으로 알려진 합금 원소들의 함량을 낮게 유지하도록 하였다.

조사 취화에 대한 누적된 연구 결과 재료에 포함된 합금 원소들의 함량이 무연성 천이 온도의 상승과 같은 조사 취화에 가장 크게 영향을 미치는 것으로 알려져 있다.

특히 고리 1호기를 포함하여 1970년대에 제작된 많은 원자로 압력 용기들의 경우 제작과정 중 높은 Cu 함량이 잔존하게 되어 중성자 조사 취화가 심각하게 발생하여 심각한 건전성 문제를 야기하였다.

따라서 KSNP와 OPR1000을 포함하여 이후에 제작된 원자로 압력



감시켰다.

위와 같은 원자로 압력 용기 및 부속 기기의 설계, 제작 방법 및 재료를 개선함으로써 APR1400 원자로 압력 용기의 경우 중성자 조사 취화 및 일차수 응력 부식 균열과 관련된 건전성 문제는 실질적으로 제거되어 설계 수명 60년 기간 뿐만 아니라 그 이후까지도 충분히 건전성을 유지하도록 하였다.

#### 나. 증기발생기

증기발생기 세관(U-tube)은 일차 냉각수의 열을 이차측으로 전달하는 압력 경계로서 약 1mm 정도의 두께를 가지는 인코넬 합금으로 제작된다.

따라서 증기발생기 세관은 원전 일차측의 수화학 환경과 이차측의 수화학 환경에 동시에 노출되어 있으면서 다양한 기하학적 배치와 제작 과정 중에 발생한 여러 가지 복합적인 응력 상태에 놓이게 됨에 따라 다양한 형태의 손상을 받게 된다.

세관의 손상은 일차 냉각수의 이차측으로의 누설로 이어지므로 원전의 안전성에 큰 영향을 미치게 된다.

그 중 중요한 손상 기구는 일차 냉각수에 의한 PWSCC, 이차측 수화학 조건에서 발생하는 ODSCC, 세관의 진동에 의한 마모 손상 등이 있다.

초기에 제작된 한국표준원전에서는 인코넬 600 합금 중 HTMA 재질을 사용하여 증기발생기 세관을 제작하였으나, 울진 5,6호기부터는 응력 부식 균열 저항성이 매우 우수한

인코넬 690 합금의 TT 열처리된 재질로 대체하였다.

APR1400의 경우 역시 증기발생기 세관 재료로 TT 열처리된 인코넬 690 합금을 사용할 예정이며 아울러 <표 1>에서 보듯이 고온관의 온도를 한국표준원전(OPR1000포함)에 비해 약 6°F 정도 낮게 유지함으로써 PWSCC 및 ODSCC 등과 같은 응력 부식 균열에 대한 민감도를 더욱 낮게 유지할 예정이다.

이외에도 증기발생기 세관의 확산 방식을 폭발 확산에서 수압 확산으로 변경하여 잔류 응력의 크기를 낮추는 등의 제작방법 개선도 적용될 예정이다.

이와 같은 재질 및 제작 방법 개선과 운전 온도 저감의 결과 APR1400의 증기발생기 세관은 기존 증기발생기 세관에 비해 매우 뛰어난 SCC 저항성을 가질 것으로 예상된다.

위와 같은 재질 및 설계 개선을 통해 응력 부식 균열에 의한 증기발생기 세관의 손상이 매우 낮은 수준으로 유지될 것으로 예상됨에 따라 마모에 의한 세관 손상의 중요성이 커질 것으로 예상되었다.

이에 따라 APR1400 개발시 증기발생기 세관과 세관 지지대 간의 상호 작용에 의한 마모의 정도를 측정하기 위한 실험들을 수행하여 690 합금의 우수한 마모 저항성을 확인하였다.

또한 마모를 야기하는 세관의 진동을 원천적으로 저감시키기 위한

노력으로 증기발생기 중앙 공동부에 유량 분배관을 설치하여 유속을 감소시키고 <그림 3>과 같이 세관 상부영역에 지지대를 추가하였다.

이러한 설계 개선의 효과는 자유 진동 해석 및 유체 유발 진동 평가를 통해 적절한 것으로 확인되었다.

특히 <표 3>에서 보듯이 세관의 고유 진동수가 고주파수 영역으로 이동하여 유동에 의한 진동을 크게 감소시킨 것으로 평가되었다.

위와 같이 증기발생기 세관의 설계, 제작 방법 및 재료를 개선함으로써 증기발생기 세관의 응력 부식 균열 및 마모 손상에 대한 저항성을 크게 향상시켰으며 이에 따라 설계 수명 60년 기간 동안 충분한 건전성을 유지하도록 하였다.

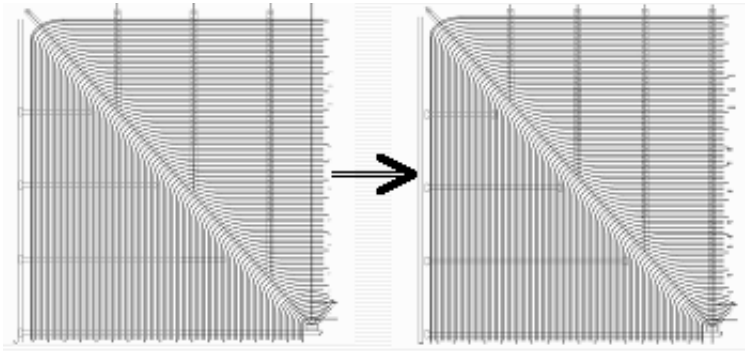
### 3. 피로 및 환경 피로 평가

원전 가동중에 발생하는 기계적 하중과 열적 하중의 변화로 인해서 기기 및 배관과 같은 구조물에 주기적 하중이 작용하여 피로 손상이 발생할 수 있다.

이에 따라 원전 설계의 기술 기준인 ASME B&PV Code Sec. III에서는 원전 구조 재료에 대한 설계 피로 곡선(design fatigue curve)을 명시하고 이를 피로 설계에 사용하도록 하고 있다.

피로 설계에 사용되는 ASME 설계 피로 곡선은 공기 환경에서 생산된 피로 곡선에 적절한 보정 인자를 적용하여 작성되었다.

그러나 이러한 인자들은 원전의



〈그림 3〉 세관 진동 저감을 위한 지지대 추가 설치 전후 비교

〈표 3〉 세관 지지대 추가로 인한 효과 - 고유 진동수가 고주파수 영역으로 이동

변수(인자)	설계개선 전	설계개선 후	비고
수평 모드 진동수(HZ)	8.8(row41)	32(Row 18)	
수직 모드 진동수(HZ)	25(row41)	39(Row 41)	

변수	설계개선 전	설계개선 후	비고
고유 진동수(HZ)	31.9	44.4	
Stability Ratio	0.404	0.162	

변수	설계개선 전	설계개선 후	비고
랜덤난류여기진동(mils)	11	1.3	
고유진동수(HZ)	31.9	39.1	

운전 환경, 특히 고온 및 수화학 환경이 피로 수명에 미치는 영향을 명확하게 반영하고 있지는 못하다는 연구 결과가 발표됨에 따라 주요 현안으로 부각되어 집중적인 연구 및 평가 수행되었다.

국내에서도 고리 1호기 계속 운전과 관련하여 현안으로 부각되어 집중적인 분석 및 평가가 수행되었다.

APR1400의 설계 인증(Design Certificate) 심사 단계에서도 60년 설계 수명에 대한 피로 평가시 환경 영향의 반영 여부와 방법과 관련하

여 사업자와 규제 기관 간에 상당한 논의가 있었으며, 그 결과 환경 영향을 고려한 피로 평가를 위한 국내 고유 실험 데이터 및 평가 기술의 확보 필요성이 제기되었다.

본 절에서는 이와 같은 배경에서 APR1400 기기 재료의 피로 및 환경 피로에 대한 건전성을 평가하기 위해 수행된 실험 연구와 상세 피로 해석 기술 개발 내용을 기술하였다.

가. 설계 피로 해석

원전의 주요 기기는 설계 기술 기준인 KEPIC 및 ASME Sec. III에

따라 응력 해석 및 설계 피로 곡선 (design fatigue curve)을 적용한 피로 해석을 수행하여 누적 피로 사용 계수(cumulative fatigue usage factor, CUF)가 1.0이 넘지 않도록 설계되어야 한다.

ASME Sec. III에 따른 설계 피로 해석의 개략적인 절차는 〈그림 4〉에 간략히 나타나 있다.

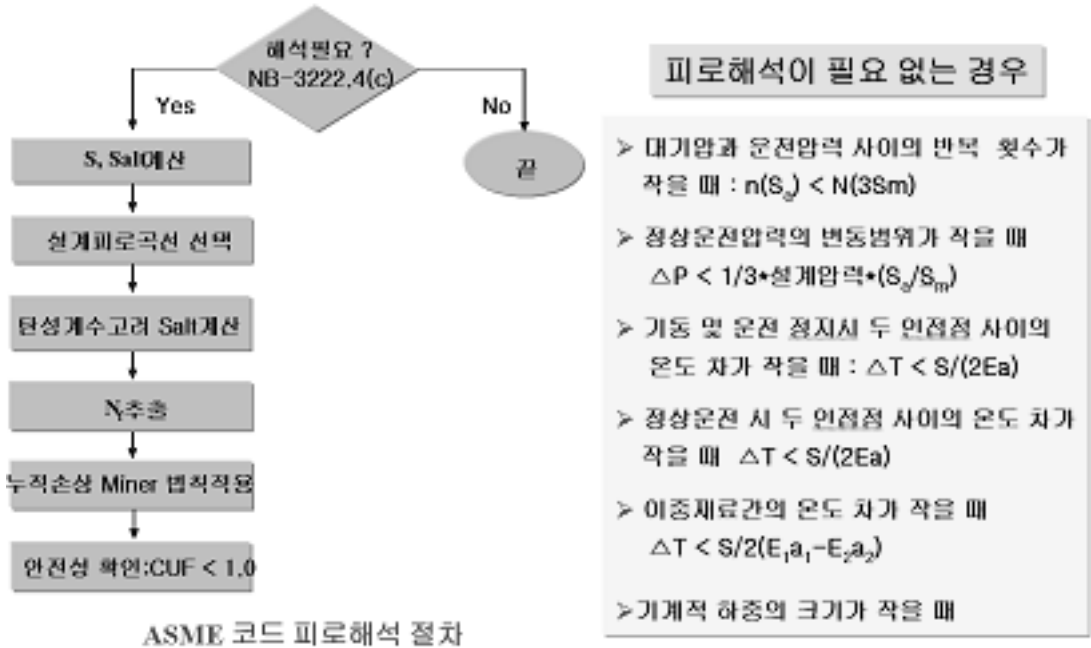
이때 설계 피로 해석에 사용되는 과도 상태의 종류 및 발생 횟수는 설계 수명 기간 중 발생할 것으로 예상되는 과도 상태의 종류 및 횟수를 나타내는 것으로 기기 설계 및 제작사가 운전 경험 및 설계특성을 고려하여 보수적으로 결정된다.

이러한 과도 상태의 정의 및 횟수는 각 주요 기기의 기기 시방서 및 설계 문서에 제시되고 ASME Sec. III의 절차에 따른 응력 해석 및 피로 해석에 사용된다.

설계 응력 보고서에 따라 분류된 각각의 과도 상태에 대해 교번 응력(SALT)을 구하고 Sec. III의 S-N 곡선으로부터 해당 교번 응력에 대한 피로 수명 N과 설계 과도 상태 발생 횟수 n을 이용하여 Miner's rule에 따른 누적 피로 사용 계수를 다음과 같이 구한다.

$$CUF = \sum_i \left( \frac{n}{N} \right)_i$$

이와 같은 방법으로 설계 피로 해석을 수행하여 주기기 피로 취약부에 대해 설계 수명 기간에 대한 누적 피로 사용 계수가 1.0을 초과하지



〈그림 4〉 ASME 코드의 피로 해석 절차 개략도

않음을 확인하여야 한다.

APR1400 설계시에는 〈그림 4〉에 제시된 기존의 ASME Code Sec. III 피로 설계 절차를 따르되 〈표 4〉에서 보듯이 한국표준원전(OPR1000포함)과 비교하여 설계 특성 차이를 반영하여 Frequency Control, TLOFW 등과 같은 새로운 과도 상태를 추가하였으며, 운전 경험 등을 반영하여 과도한 보수성이 확인된 Heatup/Cooldown, Limiting Fault 등과 같은 과도 상태에 대해서는 발생 횟수를 최적화하여 보다 정밀한 설계 피로 해석 결과가 제시되도록 하였다.

나. 환경 피로 실험

기존의 ASME 설계 피로 곡선은 공기 환경에서 생산된 피로 곡선에 주기에 20, 또는 응력에 2의 인자를 적용하여 작성되었으나, 이러한 인

자들은 원전의 고온수 화학 환경이 미치는 영향을 명확하게 반영하고 있지 못하다는 연구 결과가 발표되었다.

이에 따라 원자력발전소 가동 환경이 구조물의 피로 수명에 미치는 영향에 대한 연구가 일본과 미국을 중심으로 수행되어져 왔고, 현재는 유럽에서도 상당수 실험 연구가 수행 중이다.

해외에서는 이러한 연구 결과를 바탕으로 환경 피로 모델을 제시하고 최신 연구 결과를 반영하여 지속적으로 수정하고 있다.

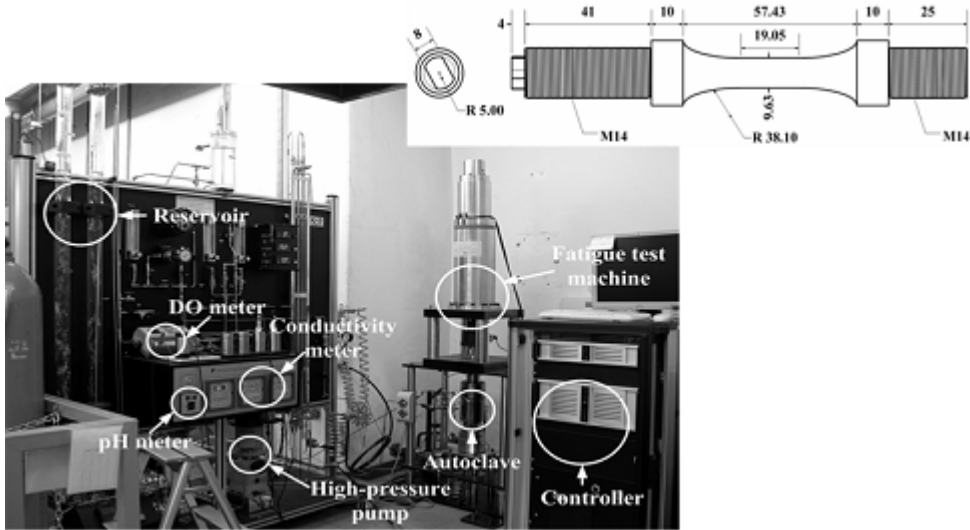
그러나 해외에서 생산된 시험 자료는 해당 국가에서 주로 사용되는 원전 재료에 대한 것으로 APR1400에 사용할 국산 재료와는 차이가 존재하게 되어 그대로 적용하기에는 적절하지 않은 것으로 인식되었다.

국내의 경우, 원전 가동 환경에서 생산된 피로 곡선 시험 자료가 거의 전무한 실정이었으나, APR1400 개발 및 설계 인증 과정에서 환경 피로 문제가 제기됨에 따라 한수원(주)을 중심으로 저합금강 및 스테인리스강에 대한 환경 피로 실험 연구가 활발히 수행되는 계기가 되었다.

특히 한국과학기술원에서 위탁으로 수행중인 환경 피로 실험 연구는 APR1400의 주요 구조 재료로 사용될 SA508 Gr. 1 및 SS316LN 강에 대해 주로 수행되고 있다.

환경 피로 실험은 〈그림 5〉에 나타난 바와 같이 원전 수화학 조건을 모사할 수 있는 수화학 루프와 고온-고압을 모사하는 오토 클레이브로 구성되어 인장-압축 사이클이 가능한 실험 장치를 사용하여 수행되었다.





〈그림 5〉 원전 환경 피로 실험 장비 및 시험편

〈표 4〉 OPR1000(KSNP)와 APR1400의 과도 상태 정의 및 설계 수명 기간 동안 발생 횟수 비교

Event	KSNP	APR1400
daily load cycle	15000	22000
Frequency control	-	800000
Turbine load step change	8180	13020
Heatup/Cooldown	500	300
Limiting Fault (LOCA, MSLB)	1	1
RCS hydraulic test	10	15
SIS check v/v test	160	500
Decrease in RCS inventory	20	30
TLOFW	-	1

본 환경 피로 실험은 국내에서는 최초로 수행된 고난이도의 실험으로 국내 원전 재료 성능 평가 기술을 크게 향상시킨 것으로 평가되고 있다.

〈그림 6〉에는 위 장비를 사용하여 SS316LN강에 대해 수행된 환경 피로 실험 결과를 기존의 Sec. III 설계 피로 곡선과 비교하여 나타낸 것

이다.

그림에서 보듯이 원전 수화학 환경에서 피로 수명이 감소하는 것으로 확인되었으며 감소 정도는 변형률 속도에 크게 의존함을 알 수 있다.

이러한 실험 결과는 해외 연구 결과와 비교해 유사한 거동을 보였으며, 이를 통해 실험결과의 신뢰도 및

APR1400에 사용될 기기 재료의 성능을 확인하였다.

이러한 환경 피로 실험을 통해 국내의 환경 피로 실험 기술을 확보하여 원전 재료의 성능 평가 기술 수준의 향상에 기여하였을 뿐만 아니라 APR1400에 사용될 국산 강재에 대한 시험 데이터 베이스를 확보하여 향후 수출에 대비한 고유 원전 기술을 확보하는 성과를 거두었다.

이러한 성과는 향후 원전 기술의 해외 수출에 필요한 기술 경쟁력 제고에도 기여할 것으로 생각된다.

다. 상세 피로 해석 기술 개발

미국 NRC에서는 원전 주요 기기의 피로 해석시 환경 영향을 고려하는 경우 예상되는 누적 피로 사용 계수의 변화와 기존 해석 절차에 내재된 보수성을 평가하여 향후 환경 피로 문제의 해결 방안을 제시하고자 지속적으로 노력해왔다.

이러한 노력의 일환으로 피로 설계시 환경 영향을 매우 보수적으로

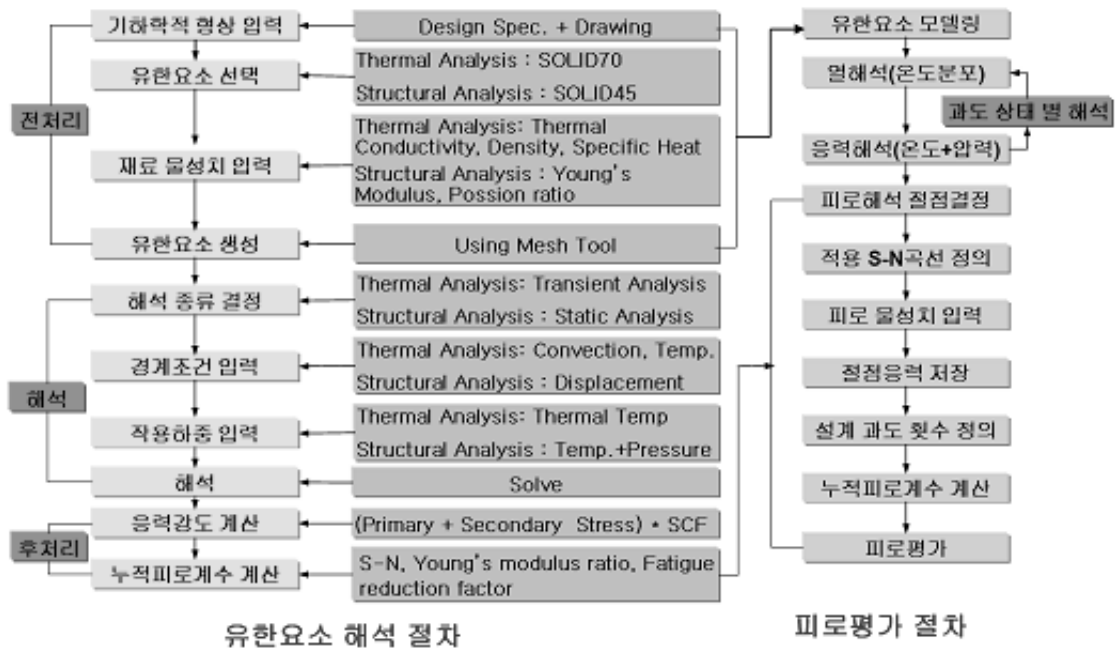
〈표 5〉 NUREG/CR-6260의 피로 수명 평가 결과(예)

■ NUREG/CR-6260 Interim Fatigue Curve(IFC)를 적용한 피로 수명 평가

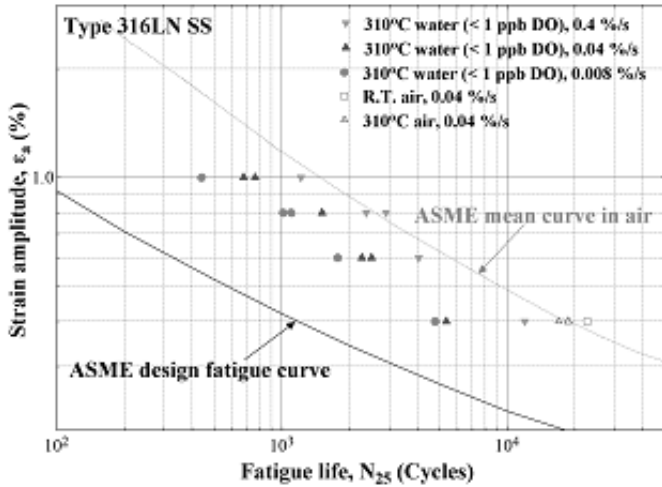
- 미국 내 신규형 가압경수로 원전을 대상으로 환경 영향을 고려한 설계피로곡선 적용
- 대상기기 : CUF가 높은 곳, 위험도 관점에서 중요한 기기를 기준으로 6개 기기부분 해석
- 설계 CUF 대비 2.0~8.8배의 CUF 증가하나 보수적 가정 제거할 경우 대부분 기기에서 1.0 만족

Assumption	Used
Detailed load pairs	No
SCF/FSRF	No
S <sub>m</sub> value	Yes
Fatigue curve E value	Yes
Actual cycles	Yes
High temperature rates	No
Detailed stress modeling	No
Conservative thermal parameters	No
Time phasing of stresses	No
Number of OBEs	No
Number of hydrotests	No
Fatigue monitoring	No
Plastic analysis	No

기기 (CE형 원전 기준)	설계 CUF	IFC 적용		
		설계 기준	보수성 제거	예측 Cycle 수 적용
RV Outlet Nozzle	0.37	0.83		0.47
Surge Line	0.98	8.68		3.47
Charging Nozzle	0.77	4.19	2.55	0.77
SI Nozzle	0.36	3.21	1.60	0.38
SDC Line	0.89	6.10	2.03	0.50



〈그림 7〉 원자력환경기술원의 3D 상세 피로 해석 절차



<그림 6> SS316LN강의 환경 피로 실험 데이터

고려한 NUREG/CR-5999의 Interim 피로 곡선을 현재 가동중인 원전의 주기기 피로 취약부에 적용하여 설계 피로 곡선이 갖는 보수성의 정도를 평가한 NUREG/CR-6260을 발간하였다.

이 보고서에 따르면, 기존의 ASME Sec. III 피로 해석 절차 및 Interim 피로 곡선은 많은 보수성을 포함하고 있으므로 이를 적절히 최적화하는 경우 환경 영향에 의한 누적 피로 사용 계수의 증가폭을 줄일 수 있는 것으로 평가되었다.

즉, <표 5>에서 보듯이 매우 보수적으로 환경 영향을 고려한 피로곡선을 적용한 경우에도 해석 대상 5개 부위 중 4개 부위는 해석상의 일부 보수성만을 제거한 상태에서 누적피로 사용 계수가 모두 1.0 이하로 유지되었다.

또한, 기존의 대부분의 설계 피로

해석이 2D 응력 해석 결과를 바탕으로 수행되었으며 보다 정밀한 3D 해석을 수행하는 경우 부위에 따라 누적 피로 사용 계수가 큰 폭으로 감소되는 경우가 보고되었다.

따라서 원자력환경기술원에서는 이러한 보수성 인자를 고려하여 <그림 7>과 같이 3D 유한 요소 해석을 포함하는 상세 설계 피로 해석 절차를 개발하였다.

개발된 해석 절차 및 방법의 타당성을 검증하고 상세 해석이 누적 피로 사용계수의 변화에 미치는 영향을 평가하기 위해 <그림 8>과 같이 CVCS 입구 노즐에 대한 상세 피로 해석을 수행하고 그 결과를 기존 2D 해석 결과와 비교하여 나타내었다.

<그림 8>에서 보듯이 기존의 2D 피로 해석 방법론을 사용한 제작사의 계산 결과에서는 누적 피로 사용 계수가 Cut A의 inside에서 0.4418

로 최대값을 갖지만, 상세 설계 피로 해석 절차 및 방법에 따른 계산 결과는 Cut B의 0.3938이 가장 큰 값을 갖는 것으로 나타났다.

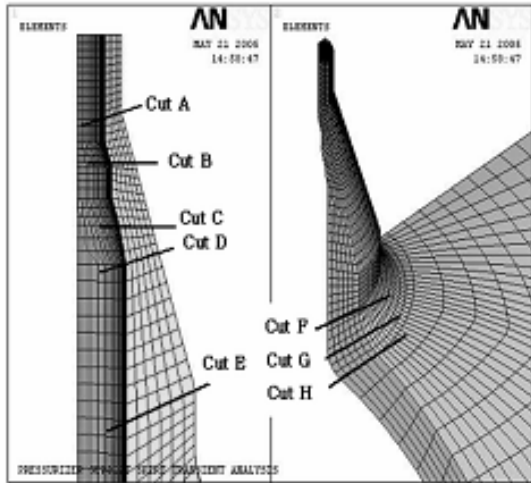
이러한 비교 평가를 통해 3D 상세 피로 해석에 의한 누적 피로 사용 계수가 기존 2D 해석 결과보다 감소하며 가장 피로에 취약한 부위도 달라지는 결과를 보였다.

따라서 원자력환경기술원에서 개발된 독자적인 3D 상세 피로 해석 절차 및 방법론을 보완하여 향후 APR1400 주요 기기의 상세 설계시 피로 설계 평가에 적용할 경우 피로 설계의 신뢰성을 제고하는 데 크게 기여할 것으로 판단된다.

**요약**

본고에서는 APR1400 개발시 설계 수명 60년을 확보하기 위해 한수원(주) 원자력환경기술원을 중심으로 국내 유관 기관에서 수행된 설계 / 재료 선정의 개선 사항 및 피로평가 기술 개발과 관련된 주요 사항을 다음과 같이 요약하였다.

- 설계 및 재질 개선
  - 중성자 조사 취화 저항성이 향상된 재질
  - 원자로 압력 용기 벨트라인 부위 용접부 제거
  - 헤드 관통관 및 증기발생기 세관으로 인코넬 690 합금 사용
  - 고온관 온도 감소
  - 증기발생기 세관 지지대 개선
- 피로 및 환경 피로 실험 및 3-



피로해석 절점 위치

Cut	Cumulative Usage Factor			
	Inside		Outside	
	2D	3D	2D	3D
A	0.4418	0.3501	0.0305	0.0243
B	0.3313	0.3938	0.0005	0.0005
C	0.0001	0.0001	0.0000	0.0000
D	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
E	0.0038	0.0003	0.0000	0.0000
F	0.0197	0.0105	0.0074	0.0071
G	0.0033	0.0055	0.0017	0.0004
H	0.0000	0.0000	0.0153	0.0296

Cumulative Fatigue Usage Factors

〈그림 8〉 CVCS 입구 노즐의 3D 상세 유한 요소 해석 모델 및 상세 피로 해석 결과 비교

D 상세 해석 수행  
 - 설계 과도 상태 최적화  
 - APR1400 재료에 대한 환경 피로 실험 수행  
 - 취약 부위 선정 및 3-D 상세 피로 해석 기술 확보  
 이러한 한수원(주) 및 APR1400 개발과 관련된 국내 유관 기관에서 수행한 다양한 연구 개발을 통해 설계 수명 60년 평가 기술을 확보하고 향후 원전 수출을 위한 원천 기술 및 국산 재료에 대한 데이터 베이스를 구축하였다.

〈참고 자료〉

한수원(주), 차세대원자로 (신형 경수로 1400) 기술개발 경험집, 2005.

한수원(주), 신고리 3,4호기 사업 설명회 - III. 원자로 설비특성, 2003.

한수원(주) 원자력환경기술원, 원전 환경영향 피로시험 및 피로손상 관리기술 개발 최종보고서, 2006.

정대을, 신형경수로1400 증기발생기 건전성 확보(마모손상 억제대책과 유체유발진동의 설계검증), 2006 KAIST-NETEC 산학협동 공개강좌, 2006.

전 력 연구 원, TR.97NJ26. J2001.326, 원전수명관리연구(II) 최종보고서, 2001.

USNRC, Code of Federal Regulation 10CFR50.51, Duration of License, Renewal.

ASME, Boiler and Pressure Vessel Code Section III.

Hie Sun Lee, APR1400 Development and First Construction Project, presented at ICAPP'05, Seoul, Korea, May 15-19, 2005.

John Polcyn, New Plant Design and Delivery, presented at ICAPP'06, Reno, Nevada, USA, June 4-8, 2006.

A. G. Ware, et. al., Application of NUREG/CR-5999 Interim Fatigue Curves to Selected Nuclear Power Plant Components, NUREG/CR-6260, 1995. 