THEME 05

원자력 발전소 부품 소재의 신뢰성 기술

김 종 성 국립순천대학교 기계우주항공공학부 부교수 | e-mail : kimjsbat@sunchon.ac.kr

원자력 발전소를 구성하는 기본 요소들인 부품과 소재의 신뢰성을 보증하고 향상시키는 기계분야 관련 기술에 대해 개략적으로 설명하고자 한다. 원자력 발전소 부품 소재의 설계, 제작, 조달, 시험 등 전체적인 공정에 걸쳐 수행되어야 하는 품질 보증 체계, 신뢰성을 확보하기 위해 준수해야 하는 관련 기계분야 기술기준의 신뢰성, 최신 신뢰성 관련 연구 동향 등으로 구분하여 요약 제시하고자 한다. 최종적으로 원자력 부품 소재의 신뢰성 향상 방안을 제안하였다.

신뢰성의 중요성

일본 후쿠시마 원전 사고와 그 이후 발생한 국내 가동 원전들의 몇몇 고장 정지 및 사건들로 인해 국내 원자력 발전소의 안전성에 대한 사회적 신뢰가 많이 저하된 상태이다. 지역주민, NGO 등과의 갈등이 심화되어 신규 원전을 건설하거나 인허가 기간이 종료되어가는 가동 원전의 계속운전을 추진하는 데 어려움을 겪고 있다. 현실적으로 기후 변화에 대한 효율적 대응, 안정적이고 저렴한 전력 공급, 에너지 안보 측면 및 신재생 에너지의 안정적/경제적 상용화까지의 가교 역할 수행을 위해 우리나라에서 원자력 발전소는 앞으로도 상당 기간 전력 에너지원의 상당 부분을 차지할 수밖에 없다. 원자력 발전소와 관련하여 유발되는 사회적 갈등을 해소하는 데 소요되는 비용을 최소화하기 위해서는 원자력 발전소의 안전에 대한 신뢰를 회복 및 향상시켜야만 한다.

원자력 발전소의 신뢰성은 운전절차 개선 및 계통 측면에서의 적절한 조치로 보증되고 향상될 수 있다. 이와 더불어 수많은 부품과 소재로 구성되는 플랜트 복합체인 원자력 발전소의 신뢰성은 부품 소재의 신뢰성에 종속적일 뿐만 아니라 최근 국내에서 몇몇 부품과 소재의 신뢰성 문제로 인해 원자력 발전소의 안정적인 운영에 큰 차질이 발생한 바 있다. 원자력 발전소의 신뢰성을 보증하고 향상시키기 위해서 부품 소재의 신뢰성을 보증하고 향상시키려는 기술의 중요성이 강조되고 있는 추세이다.

품질 보증 체계

품질 보증(QA: Quality Assurance)은 품질 관리(QC: Quality Control)의 범위를 확대하고 선제적이고 체계적인 개념을 도입한 것으로써 구조물, 계통 또는 기기가 가동 중에 제 기능을 만족하게 수행할 것으로 확신을 주기 위하여 필요한 계획적이고 체계적인 모든 활동을 의미한다.

원자력 발전소의 신뢰성 확보를 위해 설계, 제작, 건설, 시험, 운영 등 전 과정에 걸쳐 준수하여야 하는 품질 보증 체계는 원자력 부품 소재에도 그대로 적용된다. 국내 원자력 발전소의 기계 품목에 대해서는 한국 전력산업기술기준인 KEPIC-QAP-1과 KEPIC-MNA, 또는 미국기계학회 원자력 압력기기 및 배관 기술기준인 ASME B&PV Code, NQA, NCA에 따라 품질 보증 활동이 계획되고 수행되어야 한다. KEPIC-QAP-1은 KEPIC의 품질 보증 요건을 제시하고 있으며, KEPIC-MNA는 원자력 기계분야의 일반요건이라 할 수 있다. KEPIC-QAP-1은 품질 보증 조직, 품질 보증 계획, 설계 관리, 문서 관리, 구매 관리, 특수 공정 관리, 검사, 시험 관리, 취급/저장 및 운송, 불일치 품목 관리, 시정 조치, 기록, 감사 등 원자력 발전소 전반에 관한 품질

원자력 기계 적용 기술기준

피동 기기	
대상	압력용기, 배관, 펌프 케이싱, 밸브 몸체
고유 기능	압력경계 유지 등
적용 기술 기준	KEPIC-MN ASME B&PV Code, Sec.III, Div.1
평가 내용	재료/설계/제작 설치/검사 시험 요건 등

능동 기기	
대상	펌프, 밸브, 스너버
고유 기능	유동 제어, 지진에너지 감쇠 등
적용 기술 기준	KEPIC-MF ASME QME
평가 내용	기기 검증 요건 (환경 검증, 지진 검증)

그림 1 원자력 기계에 적용되는 기술기준 개요

보증 계획 수립에 적용되는 기본 요건을 포함한다. KEPIC-MNA에는 일반사항, 등급 분류, 책임과 의무, 품질 보증, 공인검사, 문서, 참조표준, 자격인증 등 기계 품목에 대해 보다 상세한 품질 요건이 제시되고 있다. 품질 보증 절차를 철저하게 준수하여 원자로 부품 소재가 설계, 제작, 설치, 검사 및 시험된다면 원자력 부품 소재의 신뢰성을 보장할 수 있다.

관련 기계분야 기술기준의 신뢰성

원자력 발전소를 구성하는 기계 기기들에 적용되는 기술기준은 압력경계 유지와 같은 피동(passive) 기능을 수행하는 기기들(예: 배관, 압력용기, 펌프 케이싱, 밸브 몸체 등)과 유체 흐름 제어, 지진 에너지 감쇠와 같은 능동(active) 기능을 수행하는 기기들(예: 펌프, 밸브, 스너버 등)로 구분하여 적용되어야 한다.

그림 1은 원자력 기계에 적용되는 기술기준을 개략적으로 제시하고 있다. 그림에서 보이는 바와 같이 피동 기능을 수행하는 기기의 재료, 설계, 제작 및 설치, 검사, 시험 등 일련의 건설 과정은 KEPIC-MN 또는 ASME B&PV Code, Sec.III, Div.1에 따라 수행되어야 한다. 고유 기능으로써 원자로 냉각재 압력경계 역할을 수행하는 경수로 원전 안전 1등급 기기 경우, ASME B&PV Code, Sec.III, Div.1, Subsec.NB에 제시된 재료 요건, 설계 요건 및 절차, 제작/설치 요건, 검사/시험 요건, 과압 보호 요건에 따라 재료 조달, 설계, 제작 설치, 검사 및 시험을 수행하여야 한다. 펌프, 밸브 및 스너버와 같은 능동 기능을 수행하는 기기에 대해서는 KEPIC-MF 또는 ASME QME-1에 따라 기기 검증(EQ: Equipment Qualification)이 수행되어야 한다. 기기 검증은 설계기준사고(DBA: Design Basis Accidents) 발생시의 환경 하에서 해당 기기가 고유 기능을 유지하는지를 검증하는 환경 검증과 설계기준 지진(DBE: Design Basis Earthquake) 발생시 해당 기기의 고유 기능이 유지되는지를 검증하는 지진 검증으로 구분되어 수행되어져야 한다.

이 글에서는 고유 기능 유지에 실패하여 파단시 방사성 물질을 방출하여 심각한 인적 물적 피해를 야기시킬 수 있는, 안전성 측면에서 매우 중요한 피동 안전 1등급 기기로 국한하여 해당 기술기준의 신뢰성을 고찰해 보고자 한다. 특히, ASME B&PV Code, Sec.III, Div.1, Subsec.NB의 재료 및 설계 요건에 대해 집중해서 고찰해 보고자 한다.

ASME B&PV Code, Sec.III, Div.1, Subsec.NB에서 고려되는 손상을 크게 구분하면 단기적 손상과 경년열화에 의한 장기적 손상이다. 고려되는 단기적 손상은 단순 하중에 의한 불안정한 소성 변형과 반복 이차 하중에 의한 라쳇팅(ratcheting) 현상이다. 경수로 원전 안전 1등급 기기의 환경은 크리프 변형이 발생하지 않는 온도 범위에 있으므로 고려되는 장기적 손상은 부식과 피로이다. 안전 1등급 기기는 설계수명 동안 부식으로 인한 손상이 유발되지 않는 재료를 선정하여 설계 제작되어져야 한다고 기술기준 상에 명기되어 있으므로 부식에 대한 정량적 평가는 설계 단계에서 수행되지 않는다. 안전 1등급 기기는 허용응력으로써 설계응력강도(design stress intensity) Sm을 사용한다.

설계응력강도는 재료 관련 기술기준인 ASME B&PV Code, Sec.II의 Table 2A, 2B에 제시되고 있다. 설계응력강도를 설정하는 기술적 근거를 개략적으로 설명하면 다음과 같다. ASME B&PV Code, Sec.II에 제시된 최소 요구 인장강도의 1/3과 최소 요구 항복강도의 2/3 중 작은 값이 설계응력강도에 해당된다는 것이다. 최소 요구 인장강도와 최소 요구 항복강도는 광범위한 실험 데이터의 평균값들에 표준편차들의 2배를 빼서 계산된 하한치들이다.

안전 1등급 기기에 해당하는 원자로 압력용기 경우, 다양한 하중 조건별로 구조 건전성이 평가되어져야 한다. 여러 가지 하중 조건 중 개략적이며 보수적인 평가 조건인 설계조건과 설계 수명동안 가장 많이 발생하는 Level A (정상 (normal) 조건에 해당), B(이상 (upset) 조건에 해당)에 대한 구조 건전성 허용기준은 다음 아래와 같다.

$$P_m < S_m \text{ (설계조건)} \quad (1)$$

$$P_L < 1.5S_m \text{ (설계조건)} \quad (2)$$

$$P_L + P_b < 1.5S_m \text{ (설계조건)} \quad (3)$$

$$(P_L + P_b + P_e + Q)\text{의 증분} < 3S_m \text{ (Level A, B)} \quad (4)$$

$$P_L + P_b + P_e + Q + F \rightarrow S_\alpha \rightarrow CUF = \sum \frac{n_i}{N_i} < 1.0$$

$$\text{(Level A, B)} \quad (5)$$

여기서 P_m과 P_L은 각각 일차 전반적인 막응력과 일차 국부 막응력이다. P_b는 일차 굽힘응력이다. Q는 이차 막+굽힘 응력이다. F는 피크응력이다. S_α는 교번응력이며 CUF(Cumulative Usage Factor)는 피로사용계수로서 다양한 천이상태들에 대한 교번응력을 설계피로선도에 대입하여 계산되는 허용 피로사이클 수 N_i와 각 천이상태별 사이클 수 n_i로부터 계산되는 값으로써 1이 되면 피로균열이 발생함을 의미한다. 상기 응력성분들은 가장 정확한 결과를 도출한다고 알려진 von Mises 유효응력이 아니라, von Mises 유효응력보다 보수적인 결과를 도출하는 것으로 알고 있는 Tresca 유효응력 개념의 응력강도이다.

식 (1)과 (2)는 전반적인 과도한 탄성변형 및 불안정 소성변형을 예방하기 위한 허용기준이며 식 (3)은 연성 찢김을 예방하기 위한 허용기준이다. 식 (4)는 이차응력 변동에 따른 라쳇팅을 예방하기 위한 허용기준이다. 식 (1), (2)와 설계응력강도 설정 근거로부터 전반적인 과도한 탄성 변형 또는 불안전 소성 변형을 예방하는 경우는 1.5~3 이상의 안전계수가, 불안정 소성 변형 예방 경우는 2 이상의 안전계수가 고려되고 있음을 알 수 있다. 연성찢김의 경우도 식 (3)과 설계응력강도 설정 근거로부터 2 이상의 안전계수가 고려되고 있음을 알 수 있다. 라쳇팅의 경우는 식 (4)와 설계응력강도 설정 근거로부터 1 이상의 안전계수가 고려되고 있다. 라쳇팅 경우 안전계수가 다른 경우 보다 작은 이유는 일차응력과는 달리 이차응력은 자기제한적 특성으로 인하여 급격한 파손을 야기시키지 않기 때문이다. 설계응력강도 설정 시 기계적 강도의 하한치(평균값에 표준편차의 2배를 뺀 값)를 사용한 것을 고려한다면 안전계수의 추가적인 증가가 발생할 것이다.

설계피로선도는 상온의 대기하에서 노치 없는 매끄러운 모재 시편에 대해 피로실험을 수행하여 도출된 선도이다. 피로균열 발생(최대 인장하중의 25% 저하)을 파손 기준으로 하는 변형률 제어 피로실험을 수행하여 도출된 최적 적합 피로 사이클 선도의 피로 사이클을 약 20의 구조계수(데이터 산포도 2.0, 크기 효과 2.5, 표면처리/분위기 등 4.0)로 나누어 잠정적인 피로선도를 도출한 후 최종적으로 수정 Goodman 관계식을 이용하여 고주기 피로영역의 평균응력 효과를 고려하여 설계피로선도를 결정하였다. 수정 Goodman 관계식을 이용하여 고주기 피로영역에서 평균응력 효과를 고려한 이유는 저주기 피로영역에서는 용접 잔류응력은 소성 변형 발생으로 인하여 이완되므로 저주기 피로영역에서 이를 고려할 필요 없는 반면 고주기 피로영역에서는 소성변형이 발생하지 않으므로 피로 하중이 반복되어도 용접 잔류응력이 이완되지 않아 평균응력 효과를 유발하기 때문이다. 상기 설계피로선도는 대기 환경하에서의 시험 데이터에 근거한 것이다. 경수로 환경인 고온 수화학 환경에서 피로수명이 상당 부분

감소됨을 20여 년 전부터 시편 시험을 통해 확인한 후 여러 기관에서 경수로 환경효과를 정량적으로 평가하는 다양한 연구들이 수행되었으나, 아직까지 ASME B&PV Code에 관련 규정이 제정되지 않았으며 제정 작업 중에 있다. 경수로 환경피로에 대한 규제기관의 입장은 설계수명이 60년인 신규 원전의 설계 시 또는 40년 설계수명을 초과하는 가동원전의 계속운전시에는 특별한 기술적 제외근거가 없는 한 경수로 환경피로 효과를 고려하여야 한다는 것이다.

원자력 부품 재료 관련 기술기준은 경수로 환경피로 효과를 제외하고는 충분한 신뢰성을 확보하고 있다고 판단된다. 따라서 상기 제시된 관련 기술기준에 따라 원자력 부품 재료가 설계, 제작, 설치, 검사 및 시험되었다면 경수로 환경피로를 고려하여야 하는 경우만 제외하곤 원자력 부품 재료의 신뢰성을 확보할 수 있다고 판단된다.

최신 신뢰성 향상 연구 동향

원자로 부품 소재의 신뢰성 향상을 위하여 국내외적으로 많은 연구들이 수행 중에 있다. 표 1은 원자로 부품 소재 신뢰성과 관련되는 대표적인 국내외 관련 연구들을 요약 제시하고 있다. 표 1로부터 가동 원전의 경우 주로 경년열화와 관련된 연구들이 수행되고 있다. 이는 가동연수의 증가에 따라 경년열화로 인한 손상들(예: 원자로 압력용기 관통부 노즐, 가압기 노즐 이종금속 용접부의 일차수응력부식균열)이 실제 발생하였으며 계속운전을 추진하기 위해서는 설계수명 이후 기간 동안 발생 예상할 수 있는 경년열화 손상(피로감시 시스템 개발, 경수로 환경 피로, 원자로 내부구조물의 중성자조사기인응력부식균열)을 평가하여야 하기 때문이다. 신규 원전의 경우는 주로 후쿠시마 후속조치 반영(설계초과지진), 설계수명의 장수명화(60년 이상) (경수로 환경 피로), 원전 투자 환경 변화(설비 신뢰성 향상), 4세대 원자로 개발(고온 재료 개발 및

표 1 원자력 부품 소재 신뢰성 관련 국내외 연구들

가동 원전		신규 원전	
주 제	수행 기관	주 제	수행 기관
일차수응력부식균열 평가 및 예방정비(MRP[1])	EPRI/USNRC(미), EdF/ AREVA(EU), 한수원/한전기술/두산중공업/KPS(한), JAERI/JNES/TEPCO(일)	DEC (design ex- tended condition) (예: 설계초과지진)에서의 건전성 평가	IAEA, OECD/NEA EPRI/ASME(미), EdF/ AREVA(EU), 한수원/한전기술(한), JNES/TEPCO(일)
피로감시 시스템 개발 (FMS[2])	EPRI/W[4](미), EdF/AREVA(EU), 한수원/한전기술(한), TEPCO(일)	설비 신뢰성 향상 연구	EPRI(미), EdF(EU), 한수원(한), TEPCO(일)
경수로 환경피로 시험 및 평가	ANL[5]/USNRC/ASME (미), EdF/AREVA(EU), 한수원/한전기술(한), JSME/IHI[6](일)	좌측의 가동원전 경우와 동일	좌측의 가동원전 경우와 동일
원자로 내부구조물 중성자조사기인응력부식균열 시험 평가	EPRI(미), EdF(EU), 한수원/한전기술(한)	고온 재료 개발 및 건전성 평가	EPRI(미), EdF/AREVA (EU), KAERI/두산중공업(한), JAERI/JNES(일)
유체기기 운전 성능시험 기술 개발	한수원/KAERI/KIMM(한)	-	-
증기발생기 관리 프로그램 (SGMP[3])	EPRI(미), EdF(EU), 한수원/한전기술(한)	-	-

1) MRP : material reliability program
2) FMS : fatigue monitoring system
3) SGMP : steam generator management program
4) W : Westinghouse
5) ANL : Argonne National Laboratory
6) IHI : Ishikawa Heavy Industry

건전성 평가)에 기인하는 연구들이 수행되고 있다.

원자력 부품 소재의 신뢰성 향상 방안

그림 2는 국내 원자력 발전소의 사이트별 가동률 변화 추세를 보이고 있다. 신규 원전의 초기 가동, 월성 1호기 인허가 기간 종료 등을 감안하여도 가동률은 지속적으로 감소하고 있음을 알 수 있다. 주어진 정보의 한계 때문에 이러한 추세가 원자력 부품 소재의 신뢰성이 저하되어 발생하였기 때문이라고 단정적으로 판단할 수는 없다. 그러나 국내에서 몇몇 부품과 소재의 신뢰성 문제로 인해 가동 및 신규 원전의 안정적인 운영에 큰 차질이 발생한 사례들을 감안할 때 원자력 부품 소재의 신뢰성 문제도 이러한 가동률 저하의 원인들 중 하나라고 추론할 수 있다. 저하된 신뢰성을 향상시키기 위해서는 무엇보다도 원자력 종사자들 모두 기본으로 돌아가서 엔지니어로서 소명의식을 가지고 품질 보증 체계와 관련 기술기준을 철저히 준수하여야 한다. 아울러 당장 실제 현장에 적용될 수는 없더라도 원자력 부품 소재 신뢰성 향상과 관련된 선제적 대응 기술 관련 연구를 지속적으로 수행하여 실제 현장에 활용될 수 있는 기술을 적기에 개발할 수 있는 기반을 미리 구축하여야 할 것으로 사료된다.

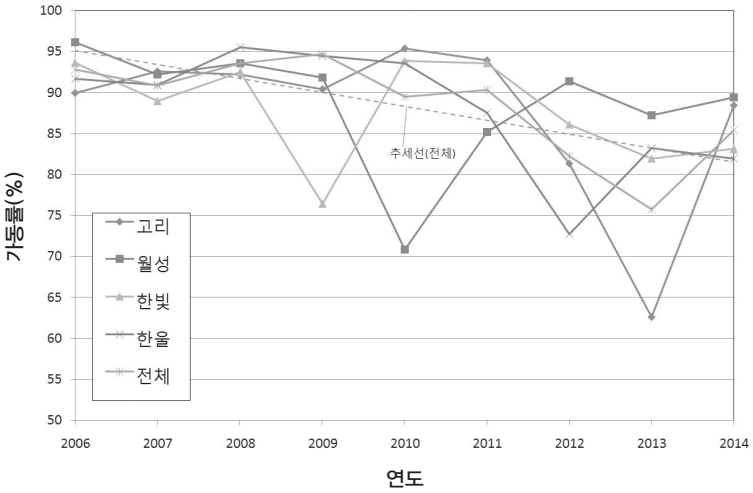

그림 2 국내 원자력 발전소의 사이트별 가동률 변화 추세