

원전 기기 건전성 평가 및 계속 운전 평가 지침 개발

최영환 | 한국원자력안전기술원 공학기준개발실장*



서언

제가 근무하는 한국원자력안전기술원(KINS)은 원자력의 생산 및 이용에 따른 방사선 재해로부터 국민을 보호하고 환경을 보전하기 위해 설립된 원자력 안전 규제 전문 기관입니다.

1981년 원자력연구소 부설 원자력안전센터(NSC)로 출범한 KINS는 1990년 별도 기관으로 독립한 이후에도 지속적으로 원전 시설에 대한 규제 업무와 함께 규제 연구 업무도 수행해 왔습니다.

이번에 제가 수상한 원자력기술상 금상은 저 개인의 영광이기도 하지만 KINS의 규제 연구에 대한 국내 산업계의 인정이라는 측면에서 그 뜻이 더 깊게 느껴집니다.

아시다시피 원자력발전소는 원자로, 증기발생기, 가압기 등의 압력 용기와 펌프, 밸브, 그리고 이들을 연결하는 배관 등 많은 기기(components)로 구성되어 있습니다.

원전에서 기기의 설계, 제작, 설치 등이 차지하는 비중은 50%가 넘는 것으로 알려져 있으며, 전 수명에 걸쳐 원전 기기의 건전성을 확보하는 것은 원전 안전성을 확보하는 데 근간이 되고 있습니다.

저는 대학과 대학원에서 기계공학을 전공한 후, 1989년부터 KINS에서 기계분야에 대한 규제 업무와 규제 연구를 해 오고 있습니다.

KINS에 첫 직장을 잡은 제가 지난 18년의 KINS 직장 생활을 돌이켜 볼 때, 제가 전공한 기계공학 및 파괴역학 분야를 현장에 직접 사용할 수 있었고, 이를 통해 원전 안전성 확보에 일말의 기여라도 하게 된 것에 대해 큰 보람을 느끼고 있습니다.

* 서울대학교 기계공학과, KAIST 기계공학과 석사, 박사 / 미국 Battelle연구소 초빙연구원, 울진 원전 과기부주재관실 파견, KINS 책임연구원 (1989~)

여기서는 제가 KINS에서 수행하였던 기계 분야의 주요 업무에 대해 이번 원자력기술상 수상에 대한 공적 사항을 중심으로 말씀드리고자 합니다.

파단전 누설 개념 규제 지침 개발

원전 설계에 가장 중요한 영향을 미치는 것 중의 하나는 대형 배관의 양단파단을 가정하는 것입니다.

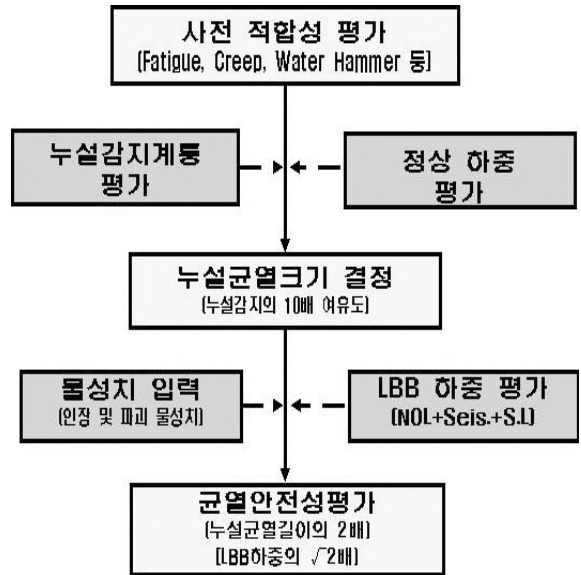
원전 규제에서는 원전의 고에너지 배관(High Energy Piping)에 대해 배관 양단 파단(Double Ended Guillotine Break, DEGB) 설계를 요구하고 있습니다.

이 요건은 원전의 안전성 계통인 비상 노심 냉각 계통(ECCS)의 설계에 매우 큰 영향을 주며, 또한 파단된 배관으로 인한 동적 효과(Dynamic Effect)는 격납 건물 내의 기기 및 구조물 설계에 큰 영향을 주고 있습니다.

원전에 미치는 영향이 매우 크기 때문에 원자력 산업계에서는 인성(toughness)이 매우 큰 재질로 제작되는 원전의 대형 배관이 양단 파단될 확률이 극히 낮음을 들어 1980년대 초부터 이 요건의 완화를 지속적으로 요구해 왔습니다.

1984년, 미국 규제 기관인 USNRC는 고에너지 배관에 대해 파단전 누설(Leak Before Break, LBB) 개념을 만족시킬 수 있다면 배관 양단 파단으로 인한 동적 효과를 설계에서 배제할 수 있도록 허용하였습니다.

<그림 1>은 파단전 누설 개념의 평가 절차를 보여주는 그림입니다. 피로, 크립, Water Hammer, 취성 파괴 등으로 인해 배관이 파손되지 않음을 입증하는 사전 적합성 평가(Screening Criteria)를 거쳐, 누설 감지 계통 및 정상 하중 평가에서 누설 균열 크기(Leakage Crack Size)를 결정하고, 물성치와 파단전 누설 하중으로부터 균열 안전성 평가(Crack Stability Evaluation)를 수행함으로써 파단전 누설 개념의 만족 여부를 평가할 수 있습니다.



<그림 1> 파단전누설 개념 평가 절차

미국 산업계에서는 1980년대 후반부터 가동중인 원전의 원자로 냉각재 계통(Reactor Coolant System, RCS) 주배관에 대해 파단전 누설 개념을 적용하기 시작하였으며, 이는 RCS 배관의 영향이 가장 컸기 때문이었습니다.

우리나라의 경우에는 가동중인 원전에 파단전 누설 개념을 적용하기에 앞서, 1989년 당시 설계 중이던 한국표준형 원전인 영광 3,4호기에 파단전 누설 설계를 처음 도입하였습니다.

당시 사업자는 원자로 냉각재 계통(Reactor Coolant System, RCS) 주배관, 가압기 밀림관(Pressurizer Surge Line), 안전 주입 계통(Safety Injection System, SIS) 배관, 정지 냉각 계통(Shutdown Cooling System, SCS) 배관, 주증기 계통(Main Steam System, MSS) 배관, 주급수 계통(Main Feedwater System, MFS) 배관 등 격납 건물 내의 6개 고에너지 계통 배관에 대해 파단전 누설 개념 적용을 신청하였습니다.

영광 3,4호기는 우리나라뿐만이 아니라 세계에서 도 최초로 설계 단계부터 파단전 누설 개념이 도입

된 원전입니다.

설계 단계부터 파단전 누설 개념을 적용한다는 것은 이미 가동중인 원전에 파단전 누설 개념을 적용하는 것과는 큰 차이가 있습니다.

즉, 가동중 원전에 파단전 누설 개념을 적용한다는 것은 이미 배관 양단 파단으로 인한 하중이 원전 설계에 반영되어 있는 발전소에 대해 '동적 효과에 대비한 설비, 즉, 배관휨 구속물(Pipe Whip Restraint, PWR)이나 분출 방지벽(Jet Impingement Wall) 등만을 제거한다'는 의미만 있을 뿐입니다.

그러나 설계 단계부터 파단전 누설 개념을 적용한다는 것은 배관 양단 파단 하중을 애초부터 원전 기기 설계에서 배제한다는 것으로 원전 설계에 미치는 영향이 매우 큽니다.

USNRC의 평가에 따르면 원자로 냉각재 계통 주배관에 파단전 누설 개념이 적용될 경우에 얻는 이득은 가동중 원전의 경우는 호기당 3,000만 US\$, 설계 단계부터 적용되는 원전의 경우는 호기당 2,000~5,000만 US\$이며, 건설 공기 단축 효과도 6,000~10,000 man-day로 평가되고 있습니다. 또한 방사선 피폭 저감 효과도 호기당 전 수명에 걸쳐 218~2,000 man-Rem 정도로 평가되고 있습니다.

이와 같이 파단전 누설 개념은 막대한 경제적 이익과 함께 피폭 저감 효과도 주지만, 1989년 영광 3,4호기에 신청할 당시 국내에는 다음과 같은 몇 가지 문제점이 있었습니다.

첫째는 설계 단계부터 적용되는 파단전 누설 개념에 대한 규제 지침이 개발되어 있지 않았으며, 둘째, 국내에서 파단전 누설 개념을 심사한 경험이 전혀 없었고, 셋째, 파단전 누설 개념 적용을 위한 실험 데이터가 부족하였습니다.

당시 한국원자력안전기술원 심사부에서 파단전 누설 개념에 대한 심사 업무를 담당했던 저는 설계 단계에서 파단전 누설 개념이 적용될 경우에 사용되는 규제 지침을 개발하여, 이를 영광 3,4호기 이후의 전 표준형 원전의 파단전 누설 개념에 대한 인허가 심사시 적용하였습니다.

세계에서 최초 개발된 파단전 누설 규제 지침에서 요구되었던 새로운 규제 사항들은 첫째, 파단전 누설 평가에는 반드시 가압기 밀림관, 안전 주입계통 배관, 그리고 정지 냉각 계통 배관 등에서 나타난 열성층(Thermal Stratification) 현상과 난류 관통(Turbulent Penetration)을 고려하여야 한다는 것, 둘째, 원자로 냉각재 계통 배관, 주증기 배관, 주급수 배관 등 탄소강 배관에 파단전 누설 개념을 적용할 경우, 동적 변형도 시효(Dynamic Strain Aging, DSA) 효과를 고려하기 위해 동적 파괴 실험을 수행하여야 한다는 것, 셋째, 주증기 계통 배관의 경우는 Steam Hammer 하중을 파단전 누설 하중에 포함시켜야 한다는 것, 넷째, 주증기 계통 배관 및 주급수 계통 배관의 누설은 방사선 측정을 하기 어려우므로 별도의 누설 감지 계통이 준비되어야 한다는 것 등이었습니다.

이런 규제 요건을 만족시키기 위하여 사업자는 국내 원전에 대한 열성층 및 난류 관통에 대한 측정과 해석을 수행하였으며, 규제 요건에 따른 탄소강 배관에 대한 동적 파괴 실험을 시행하였습니다.

그 결과로 한국표준형 원전의 원자로 냉각재 계통 주배관, 가압기 밀림관, 안전 주입 계통 배관, 정지 냉각 계통 배관은 파단전 누설 개념 적용이 설계 단계부터 세계 최초로 허용되었습니다.

상기 4개 계통에 대해 국내에서 파단전 누설 개념이 적용됨에 따라 산업계는 큰 경제적인 이득을 얻을 수 있었으며, 안전성 관점에서도 매우 큰 방사선 피폭 저감 효과도 얻을 수 있었습니다.

그러나 주증기 계통 배관과 주급수 계통 배관은 규제 요건을 만족시키지 못하여 그 적용이 불허되었습니다.

특히, 주증기 계통 배관의 파단전 누설 개념이 허용되었을 경우, 증기발생기 상단의 거대한 배관휨 구속물 및 관련 구조물을 제거할 수 있어 사업자측은 경제적으로 큰 이익을 얻을 수 있었으나, 충분한 안전성이 확보되지 않은 것으로 판단하여 이를 불허하였습니다.

또한 누설 감지 계통(Leak Detection System)에 대한 추가적인 보완을 요구하여 이를 표준원전에 반영시켰으며, 이에 따라 한국표준형 원전은 세계 어느 나라 원전보다도 누설 감지 능력이 뛰어난 발전소로 인정 받고 있습니다.

최근에도 대형 배관의 파단 확률에 대한 추가적인 연구를 기반으로 배관의 양단 파단으로 인한 비상 노심 냉각 계통(ECCS) 설계 요건을 완화하려는 노력이 계속되고 있습니다.

즉, 파단전 누설 개념이 적용되어 파단 가능성이 극히 낮은 배관에 대해서는 대형 LOCA 설계 사고에서 이를 배제하고자 하고 있으며, 이와 같이 대형 LOCA에 대한 재정 의가 이루어진다면 발전소의 안전 여유도는 훨씬 증가할 것이고, 이로 인한 부차적인 이익도 매우 클 것으로 기대되고 있습니다.

원전 기기 건전성 평가 전문가 시스템 개발

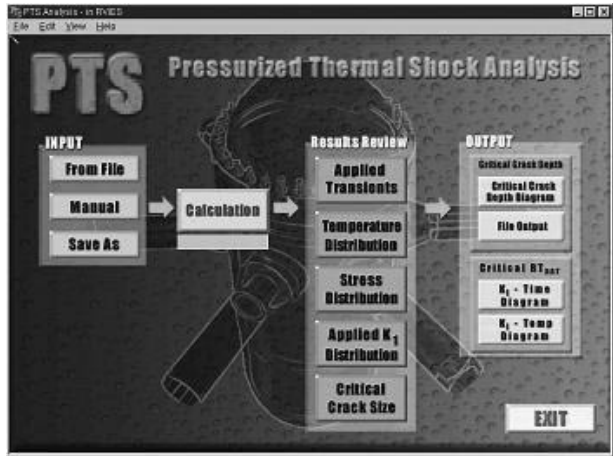
원전에는 원자로, 증기발생기, 가압기, 배관, 밸브, 펌프 등 고압을 유지하여야 하는 많은 기기들이 있습니다.

이들 기기는 설계에서 요구하는 큰 하중을 견디어야 하며, 가동에 따른 경년 열화에 대해서도 설계 수명 기간 동안 그 건전성(Integrity)을 유지해야 합니다.

특히, 가동중 결함이 발견될 경우, 그 결함의 안전성 여부를 입증해야만 운전에 들어갈 수 있습니다.

1990년대만 해도 국내 원전 기기에서 결함이 발견될 경우, 그 안전성 평가를 위해 미국이나 캐나다에 큰 비용을 지불하였으며, 평가에도 많은 시간이 소요되어 발전소 가동에 큰 지장을 주곤 했습니다.

이러한 문제를 국내 자체 기술로 해결하고자 개발한 것이 원전 기기 건전성 평가 전문가 시스템(Nuclear Power Plant Components Integrity Evaluation System, NPP-IES 코드)입니다.



<그림 2> RVIES의 가압열충격(PTS) 해석 모듈

NPP-IES 코드는 원자로 용기, 배관, 증기발생기 세관, CANDU 압력관 및 탄소강 배관에 대한 결정론적 기기 건전성 평가를 수행하는 Window 기반의 전산 프로그램입니다.

NPP-IES 코드는 원자로 용기 건전성 평가를 위한 RVIES(Reactor Vessel Integrity Evaluation System), 안전 등급 배관 건전성 평가를 위한 NPIS(Nuclear Piping Integrity Evaluation System), 증기발생기 세관 건전성 평가를 위한 STIES(Steam Generator Tube Integrity Evaluation System), CANDU 원자로 압력관 건전성 평가를 위한 PTIES(Pressure Tube Integrity Evaluation System), 탄소강 배관 감육 건전성 평가를 위한 WTIES(Wall Thinning Integrity Evaluation System) 등 5개의 모듈로 구성되어 있습니다.

RVIES는 원자력발전소 원자로 용기에 대한 건전성 평가 프로그램으로 가압 열충격(PTS) 해석, P-T 한계 곡선 해석, USE 평가, 피로 해석 모듈로 구성되어 있습니다.

<그림 2>는 RVIES의 세부 모듈 중의 하나인 PTS(가압 열충격) 해석을 수행하는 모듈입니다. 입력창에 하중 조건 및 원자로 조건을 입력하면 PTS



〈그림 3〉 원전 기기 건전성 평가 전문가 시스템(NPP-IES 코드) 전체 구성도

평가에 대한 결과를 생산해 내는 프로그램입니다.

NP-IES는 원자력발전소 안전 등급 배관에 대한 건전성 평가 프로그램으로 크게 결합 건전성 평가, 인공 지능을 이용한 재료 물성치 예측, 피로 평가, LBB 평가 모듈로 구성되어 있습니다.

ST-IES는 원전 증기발생기 세관에 존재하는 다양한 형태의 결함의 안전성을 평가하는 프로그램입니다.

PT-IES는 CANDU형 원자로 압력관 결합 건전성 평가 프로그램으로 크게 예리한 결함(Sharp flaw) 평가, 둔한 노치(blunt notch) 평가, 블리스터(blister) 평가 및 데이터베이스 모듈로 구성되어 있습니다.

WT-IES는 원자력발전소의 탄소강 배관 계통에 존재하는 감육에 대한 평가를 통하여 배관의 교체, 보수 및 계속 사용 등의 여부를 판단할 수 있는 프로그램입니다.

〈그림 3〉은 NPP-IES 코드의 전체 구성을 보여주는 그림입니다.

NPP-IES 코드는 2002년에 한미 원자력상설위원회의 정식 의제로 채택되어 미국 원자력규제위원회(USNRC)와 공동검증을 수행하여 그 타당성을 검증

받은 바 있습니다.

NPP-IES 코드는 2004년에 OECD/NEA 14개국에 평가판을 제공하였으며, 2006년에는 핀란드 규제기관인 STUK에 공식 기술 이전하여 국내 기술력을 세계적으로 인정받은 바 있습니다.

또한 국내 유관 기관인 한수원, KOPEC, KEPRI, KAERI 등에도 본 NPP-IES 코드를 기술 이전함으로써 국내 기술 발전 및 원전 안전성 확보에도 기여하였습니다.

본 전문가 시스템은 그 활용도 및 기술력을 인정받아 2003년 과기부로부터 「원자력안전마크(제7호)」를 수상하였습니다.

계속운전 법령 및 평가지침서 개발

고리 1호기는 30년 설계 수명이 2007년 6월에 종료되었으며, 월성 1호기의 경우는 2012년에 설계 수명이 종료됩니다.

고리 1호기의 경우, 현재 계속운전 인허가가 신청되어 한국원자력안전기술원에서 심사가 진행중이

며, 월성 1호기의 경우 압력관의 교체가 2009년경에 예상되기 때문에 사업자는 2009년도 초에 계속운전 인허가 신청을 할 것이 예상되고 있습니다.

고리 1호기의 경우, 산업계에서는 10여 년 전부터 계속운전에 대한 대비를 해 왔으나, 우리나라 원자력 법에서는 원전의 계속운전에 대한 조항이 없었기 때문에 이에 대한 개발이 요구되었습니다.

저는 2002년부터 5년간 수행한 과기부 중장기 연구구를 통하여 계속운전을 위한 원자력법 시행령 개정령(대통령령 19044, 2005.9.14)을 개발하였으며, 계속운전 관련 과기부고시(제 2005-31)호도 함께 개발하였습니다.

또한 계속운전 인허가 심사를 위한 계속운전 평가 지침서도 가압중수형(PWR)과 가압중수형(CANDU) 원전에 대해 각각 개발하였습니다.

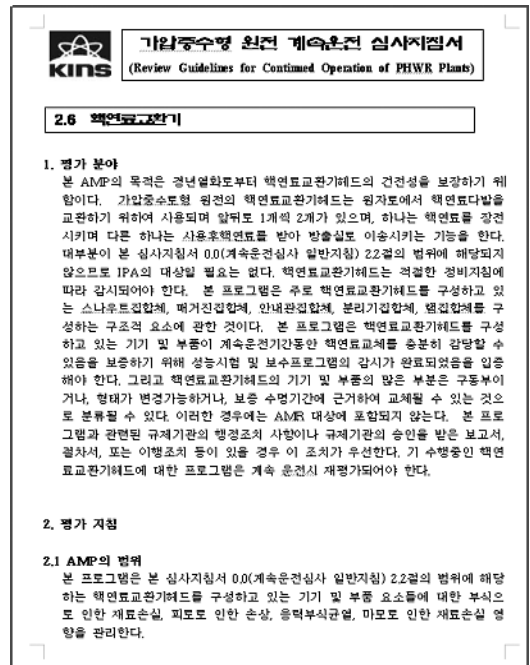
계속운전 평가지침서는 전체 2장으로 구성되어 있으며 제1장에서는 계속운전 심사의 일반적인 사항을 기술하고 있으며, 제2장에서는 계속운전을 위한 안전성 평가의 항목별 세부 내용이 기술되어 있습니다.

계속운전의 안전성 평가를 위한 세부 내용은 대상 선정, 경년 열화 관리 계획(Aging Management Program, AMP), 계속운전을 위한 수명 평가(Time Limited Aging Analysis, TLAA) 및 운전 경험 및 연구 결과 반영 등으로 전체 4개 분야로 구성되어 있으며, 부록을 포함하여 총 55개의 세부 심사 지침으로 구성되어 있습니다.

경년 열화 관리 계획(AMP)은 계속운전을 위한 기기, 계통, 구조물의 경년 열화 관리 계획을 다루고 있으며, 평가 분야, 평가 지침, 특별 고려 사항 및 참고 문헌으로 구성되어 있습니다.

이중 평가 지침에서는 AMP의 범위, 예방 조치, 감시/검사 변수, 경년 열화 영향 탐지, 감시 및 경향 분석, 허용 기준, 시정 조치, 확인 절차, 행정적 통제, 운전 경험 등에 대한 내용이 포함되어 있습니다.

계속운전을 위한 수명 평가(TLAA)는 계속운전 기간 동안 기기, 계통, 구조물의 열화 정도를 정량적으로 평가하는 것으로 원자로 평가, 금속 피로 평가, 콘



<그림 4> 가압중수형 원전 계속운전 평가지침서(예)

크리크 격납 건물 텐돈 프리스트레스 평가 등 7개 분야로 구성되어 있습니다.

<그림 4>는 가압중수형 원전의 계속운전 평가지침서(예)를 보여주는 그림입니다.

결어

저는 지난 18년간 한국원자력안전기술원에서 기계 분야의 규제 및 연구 업무를 수행하면서 기계 분야의 기술자(Engineer)로서 그리고 전문가로서 자세를 유지하려고 나름대로 노력을 하였습니다.

돌이켜보면 규제자의 입장이 아닌 기술자의 입장에서 산업계와 대화를 할 때, 항상 안전성을 더 향상시킬 수 있는 해답이 나왔음을 알 수 있습니다.

산업계에서 시상하신 이번 원자력기술상의 수상은 그런 의미에서 제에게 더 뜻이 깊다고 할 수 있습니다. 감사합니다.