



APR 1400 신설계 개념 검증 기술 개발

박 종 균

한국원자력연구소

차세대원자로설계검증 대과제 책임자

G-7 과제로 한국전력공사 (한국수력원자력(주)의 전신)가 주도하여 1992년부터 개발이 시작된 신형 경수로 1400(KNGR의 새로운 brand name)은 2001년 말까지 3단계에 걸쳐 설계 개발 업무가 수행되었으며 2002년부터는 2010년 상업 운전을 목표로 상세 설계를 수행하는 등 본격적인 건설 프로젝트에 착수하게 된다.

한국원자력연구소는 신형 경수로 1400에 새로이 도입된 특징적인 설계 개념들인 Direct Vessel Injection, Fluidic Device, Sparger, CEDM 등의 성능을 검증하기 위한 실증 실험 및 해석을 수행하였으며, MMIS 설계 평가 및 Digital I&C 정량 분석 방법론 개발, 중대 사고 쟁점 현상 연구 등에 대한 연구도 수행하였다.

한국원자력연구소에서의 연구 업무는 설계 개선 사항들에 대한 실험

및 해석, 중대 사고 및 MMI 등의 분야로 나뉘어 수행되었으며, 본 논문에서는 분야별로 수행 업무를 간략하게 소개한다.

원자로 계통 성능 검증 및 평가

신형 경수로 1400에는 안전성을 향상시키기 위해 원자로 용기 직접 주입(DVI : Direct Vessel Injection) 방식의 안전 주입 계통, 피동형 안전 주입 유량 조절 기구(Fluidic Device) 및 안전 감압 배기 계통(SDVS: Safety Depressurization and Venting System)의 증기분사기(sparger) 등 설계 개념을 채택하고 있다.

이러한 새로운 설계 개념에 대한 실증적 평가 자료 생산을 위해 수행한 실험 내용은 <표 1>과 같으며 <그림 1>은 원자로계통 중 열수력 실증 실험이 수행되는 부분을 도시하고 있다.[1]

실험의 범위와 종류를 결정하기 위한 매트릭스 설정이나 실험 장치의 설계를 위한 pre-test analysis, 또는 실험 결과의 해석을 위한 업무도 동시에 수행되었다.

1. 원자로 용기 직접 주입 (Direct Vessel Injection)

실험 및 해석

원자로 용기 직접 주입(DVI) 방식의 안전 주입 계통은 신형 경수로 1400에 새롭게 채택된 개념으로서, 이는 비상시 원자로 노심의 냉각을 위한 냉각수 주입이 효과적일 뿐만 아니라 기존의 저온관 주입 방식에 비해 계통이 단순화되고 운전 신뢰도가 향상되어 원자로의 안전성을 향상시키는 설계 개념으로 알려져 있다.[2]

4-Train DVI 안전 주입은 냉각재 상실 사고(LOCA)시 비상 노심 냉각수(ECC)가 원자로 용기 down comer 상부로 직접 주입되기 때문

(표 1) 주요 열수력 실증 실험 항목

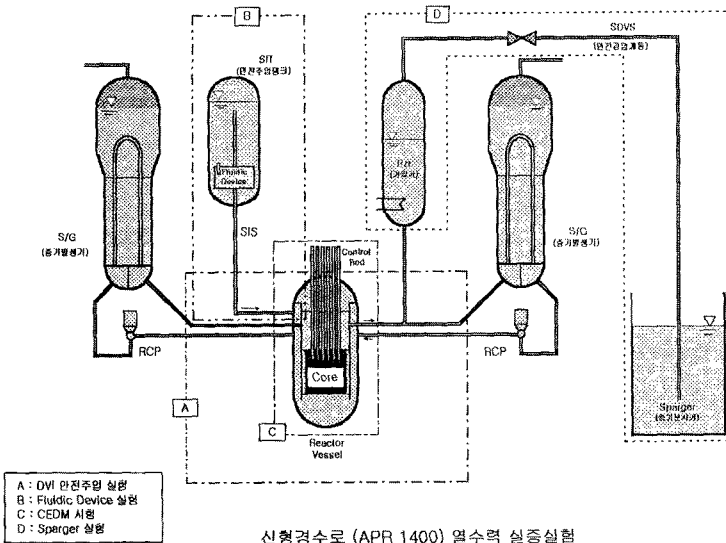
실험 항목	실험 장치 특성	실험 내용
안전 주입(DVI) 실험	<ul style="list-style-type: none"> 설계 조건: 13기압, 300°C 1/24 체적 축소 규모 작동 유체: 물 및 과열 증기 	<ul style="list-style-type: none"> LBLOCA시의 원자로 용기 강수부에서 열수력 현상 규명
안전 주입 탱크 내 유량 조절 기구 실험	<ul style="list-style-type: none"> 설계 조건: 50기압 실규모 안전 주입 탱크 및 유량 조절 기구 설치 작동 유체: 물 	<ul style="list-style-type: none"> 실규모 유량 조절 기구의 성능 평가 및 검증 유량 조절 특성 곡선의 생산
안전 감압 배기 계통의 증기분사기 실험	<ul style="list-style-type: none"> 설계 조건: 172기압, 340°C 실규모 증기분사기 설치 작동 유체: 물 및 포화 증기 	<ul style="list-style-type: none"> 공기 방출 과정에서의 동적 하중 저유속 증기 방출시의 응축 진동
제어봉 구동 장치 (CEDM) 시험	<ul style="list-style-type: none"> 설계 조건: 172기압, 340°C 실제 형상의 CEDM 모터 설치 작동 유체: 물 	<ul style="list-style-type: none"> CEDM 모터의 전력 및 냉각 특성 CEDM 낙하 성능 CEDM 내구성

성능 평가에 필요한 핵심 열수력 현상을 규명하고 DVI 방식의 안전 주입 계통에 대한 성능 평가를 하기 위해 실증 실험을 수행하였다.

이를 위해 새롭게 구축한 MIDAS 실험 장치는 실제 원자로의 주요 부분을 1/24로 축소 모의한 동 분야 세계 최대 규모의 실증 실험 장치이다. 특히 본 장치는 다양한 설계 개념을 갖는 안전 주입 계통의 작동 특성을 모의함으로써 새로운 원자로 개발을 위한 신안전 개념의 도출 및 이에 대한 실증적 평가 자료 생산에도 이바지할 수 있을 것으로 기대된다.

DVI 주입시 나타나는 열수력 현상을 규명하고 LOCA시 ECCS 성능 평가의 타당성을 입증하기 위해서는 기존 안전 해석 코드의 CLI 모델을 개선하거나 DVI 고유 모델을 개발할 필요가 있다. 따라서 MIDAS에서 생산된 실증 실험 결과를 바탕으로 다차원 최적 열수력 계통 분석 코드인 MARS(Multi-dimensional and Multi-purpose Analysis of Reactor Safety) 모델을 개선/개발 및 검증하는 업무를 수행하였다.

이 검증된 코드를 사용하여 신형 경수로 1400의 저온관 대형 냉각재 상실 사고(LBLOCA)시 DVI ECCS 성능을 최적 평가하고 그 계산 결과를 인허가 코드 계산 결과와 비교함으로써 인허가 코드의 모델



(그림 1) 열수력 실증 실험 모의 대상

에 ECC bypass량, 증기 응축량, downcomer에서의 유량 및 온도 분포 등의 열수력 현상이 기존의 저온관 주입(CLI)에서와는 매우 다르

게 나타날 것으로 예측되었다. 이에 원자로 배관 계통의 가상적인 대형 파단 사건 발생시 DVI 방식의 안전 주입에 의한 노심 냉각



개선 방향을 도출하고자 하였다.
이를 위하여 우선 신형 경수로 1400의 가상적인 저온관 대형 냉각재 상실 사고(LBLOCA)시 down comer에서 발생할 수 있는 다차원 유동 분포, water sweep-out, ECC 응축, 수위 진동 등의 주요 DVI 열수력 현상들을 도출하고 중요도에 따른 우선 순위를 결정 (PIRT : Phenomena Identification Ranking Table) 하였다.

DVI 안전 주입의 경우 재관수 기간 동안 downcomer에서의 다차원 열수력 현상이 가장 중요도가 높은 것으로 나타났으며 이를 바탕으로 실험 matrix 및 계측 변수 등을 선정하여 실험 요건서를 작성하였다.

또한 MARS 2.0의 1-D module 을 이용하여 여러 가지 test matrix에 대한 예비 해석을 수행하여 실험 장치 설계를 지원하고 성능 실험 장치에 대한 실험 전 해석을 수행하여 실험 결과를 사전에 예측하고, 이를 실험 분야에 제출하여 시운전 및 본 실험 수행의 입력으로 활용하였다.[3]

DVI 안전 주입시 원자로 용기 내에서 발생하는 열수력적 거동 특성을 보다 상세히 계산하기 위해서는 다차원적 거동을 모사할 수 있는 모델로 해석되어야 할 필요가 있다. MARS 코드의 3차원 열수력 모듈은 이상 유동 기본 방정식으로 연속



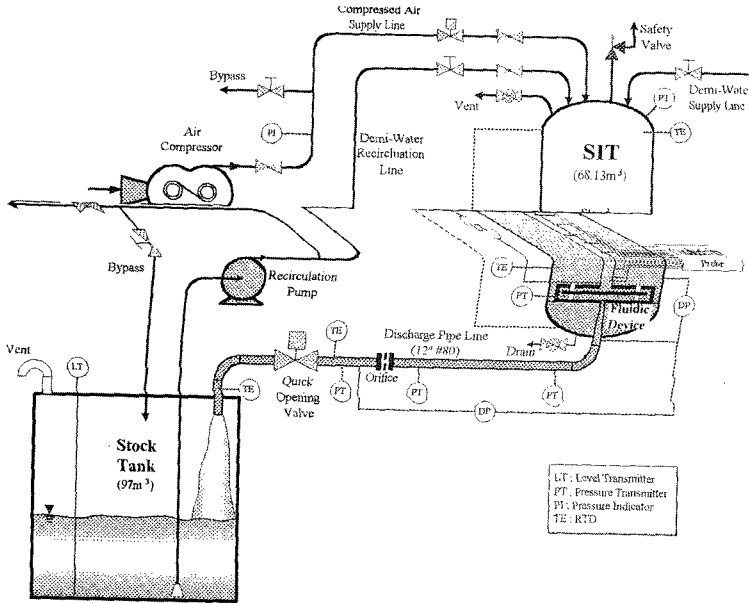
MIDAS 실험 장치 전경

액상, 액적 및 기상에 대한 다차원 보존식을 보유하고 있으며, 액적의 상세 과도 거동 해석을 위한 액적면적 수송 방정식을 보유하고 있다. 따라서 다차원적 거동 및 액적의 거동이 중요한 DVI 현상의 해석에 적합한 코드로 평가된다.

따라서 MARS의 3차원 열수력 모듈을 활용하여 신형 경수로 1400 및 실증 실험 장치에 대한 입력을 작성하여 정상 상태 및 과도 상태 계산을 수행하고 있다. 현재 DVI ECCS 성능 실험 결과 평가를 위한 여러 가지의 post-test 모사를 수행중에 있으며 필요시 모델 개선을 통하여 MARS 코드를 검증하고 있다.

2. 안전 주입 유량 조절 기구 (Fluidic Device in Safety Injection Tank) 실험 및 해석

APR 1400에는 와류(vortex)를 형성시켜 배출 유량을 피동적으로 조절하는 특성을 갖는 Fluidic Device(FD)가 안전 주입 탱크(SIT) 내부 공간의 하단 방출부에 설치된다. 기존의 SIT에서의 대형 냉각재 상실 사고(Large LOCA)시 원자로 내부로 주입되는 냉각재 유량은 SIT 탱크 내에서 팽창하는 질소 가스의 압력에 따라서만 주입 유량이 결정되어 냉각재가 어느 정도 주입된 후에는 필요 이상의 냉각재가 주입되어 원자로 내부로 주입되지 못하고 격납 용기 내로 넘쳐 흘



〈그림 2〉 유량 조절 기구 실험 장치(VAPER)개략도

러 냉각재가 효과적으로 사용되지 못하는 면이 있었다.

SIT에 이 기기가 설치되면 안전 주입수의 방출 유량이 SIT의 수위에 따라 2단으로 조절되어 필요한 유량만이 원자로로 주입되어 냉각재를 효율적으로 이용하게 된다.[4] 특히 이 기기는 작동시 움직이는 부분이 없고 동력도 필요 없이 유로만을 조절하여 요구되는 기능을 수행하므로 피동형 기기라 할 수 있다.

피동형 안전 주입 유량 조절 기구의 설계 성능을 실증적으로 평가·검증하고, 또한 이에 대한 안전 주입 특성 곡선을 생산하기 위하여 실제 작동 조건하에서 실규모의 안전 주입 탱크 및 유량 조절 기구를 설

치, 실험할 수 있는 실험 장치(VAPER)를 구축하였는데, 이는 세계 유일의 실규모 실증 실험 장치이다. 〈그림 2〉에는 실험 장치의 개념도가 나타나 있다.

본 실험을 통해 최적의 유량 조절 기구 설계 방안을 선정하게 되며, 또한 이로부터 도출되는 실규모 유량 조절 기구의 성능 특성 곡선은 신행 경수로 1400의 안전 해석 입력 자료로 사용될 예정이다. 본 장치는 향후 다양한 형태의 피동 유량 조절 기구에 대한 성능 평가뿐만 아니라 대형 밸브의 성능 시험에도 활용될 수 있을 것으로 기대된다.

두 가지 모델의 FD에 대해 현재까지 수행된 7가지의 실험에 대한

실험 결과의 분석/평가, K값 산정을 위한 압력 및 유량 data fitting 작업, 유량 전환 전후의 압력 강하 계수(K)의 실험값 계산 및 시스템 K 값 환산 및 시스템 성능 예측 및 평가를 수행하였다.

실험 결과를 평가한 결과 〈그림 3〉의 FD-1은 계통 안전 해석에서 요구하는 최대 유량 950 kg/s 이상, 고유량 방출 30초 이상 유지 및 최소 유량 214.5 kg/s의 요건을 만족하고 있으며, 〈그림 4〉의 FD-2는 유량 전환비 3:1 이상, 유량 방출 시간 150초 이상의 과제 목표 성능을 만족하고 있음을 알 수 있다 (단 이 경우 계통 배관의 K값은 6을 사용).

또한 LPSI 펌프 제거 등을 고려하기 위한 방출 시간 연장 요건, 즉 최대 유량 850 kg/s 이상, 방출 시간 170초 이상을 만족하기 위한 FD의 추가 실험 방안 검토 및 FD Insert 가공 방안 등을 결정하였다 (단 이 경우에는 계통 배관의 K값은 12를 사용하고 초기 water inventory를 기존보다 200ft³ 늘려 계산하는 것을 고려함).

요구 성능을 확보하기 위한 FD의 개조 방안을 제시하기 위해 FD 와류실(vortex chamber) 유동장에 대한 전산 해석을 수행하였다. FD의 와류실 내 유동장을 실험에서 측정된 압력을 입·출구의 경계 조건으로 하여 상용 전산 코드



FLUENT-5로 계산하였으며 그 결과는 실험값과 비교하여 약 10% 내외의 오차로 계산됨이 확인되었다.

사용된 격자는 약 50만개이며, 약 15,000회의 반복 계산을 통해 질량 보존 오차 이하로 FD 와류실의 매우 복잡한 3차원 high swirl 유동장을 비교적 정확하게 계산이 가능함을 확인하였다.

또한 실험 변수나 FD 모델의 일부 개조 방안을 제시하기 위해 FD의 입구 형상 등을 변화시켜 FD의 와류실 내 유동 특성을 평가하였으며, FD 배출 유량이 고유량에서 저유량으로 유량 전환되는 시점에서 FD 입구측의 수위가 불안정해질 때 가스 배출이 없이 안정적으로 유량 전환이 가능한 입구 형상을 제안하여 FD 개발 실험에 참고 자료로 활용하였다.

3. 안전 감압 증기분사기 (Sparger of Safety Depre

ssurization System) 성능 실험 및 해석

사고시 원자로의 과압에 의해 안전 방출 밸브가 열려 고온 고압의 증기가 방출되면 원자로 안전 감압 계통 방출 배관 끝에 설치된 sparger를 통하여 방출 배관의 물에 잠긴 부분을 점유하고 있던 물이 먼저 방출되고 이어서 고압으로 방출되는 증기에 의해 가압된 공기가 방출되며 이후 증기가 방출되면서 응축된다.

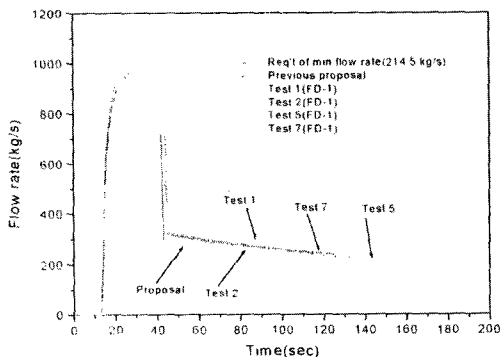
이러한 방출 과정에 발생하는 현상들은 물 방출시의 water jet, 공기 방출시의 형성되는 기포군(bubble cloud)의 진동, 증기 방출시의 증기의 응축 및 응축 진동 등이다. 이 중에서 고압으로 방출된 공기 방출의 저주파 진동으로 인한 동적 하중이 구조물에 가장 심각한 영향을 준다는 것이 많은 실험과 해석을 통하여 알려져 있다.[5]

수조 내부의 구조물들은 이러한

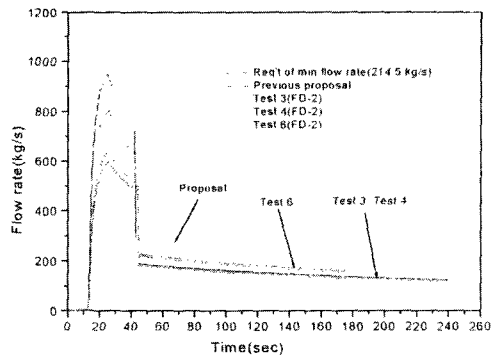
수력학적 하중을 고려하여 설계해야 하며 이를 위해서는 물·공기 및 증기가 sparger를 통해 방출되는 과정에서 발생하는 수력학적인 현상을 실증 실험을 통해 관찰하고 이에 따라 발생하는 하중을 예측하는 방법을 개발해야 한다.

비상시 원자로 계통의 안전한 감압을 위해 작동되는 안전 감압 배기 계통(SDVS)을 구성하는 증기분사기(Sparger)의 작동 특성을 평가하기 위한 열수력 실증 실험이 수행되었다. 실험은 기존에 확보된 실험장치(B&C)를 확장·개조하여 활용하였으며, 원자로의 실제 운전 온도·압력 조건하에서 실규모의 증기분사기를 장착하여 실험을 수행하였다. <그림 5>에는 실험 장치의 개략도가 나타나 있다.

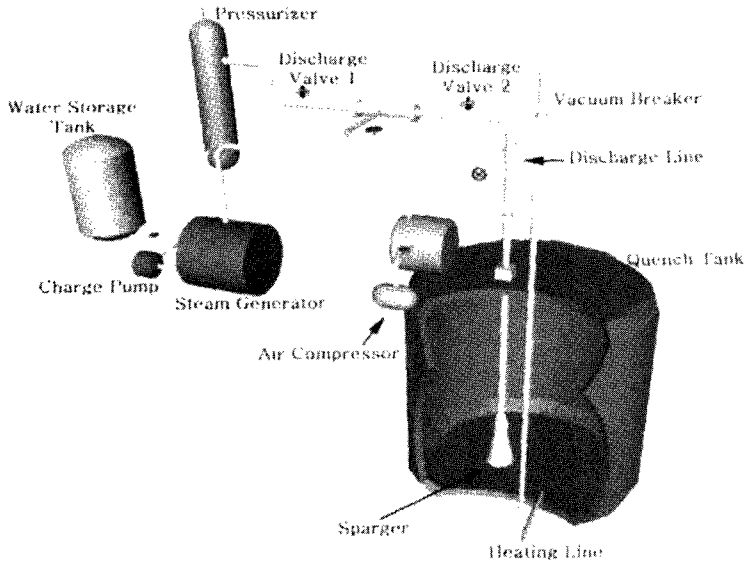
이 실험을 통하여 원자로의 감압 운전시 고압 증기의 방출 과정에서 나타나는 방출 배관 계통 및 응축 수조의 건전성을 평가하기 위한 열



<그림 3> 유량 곡선(FD-1)



<그림 4> 유량 곡선(FD-2)



(그림 5) 증기분사기 실험 장치(B&C) 개략도

수력 실험 결과들이 생산되었다.

안전 감압 배관을 통하여 물·공기·증기가 차례로 수조로 방출되는 경우에 대해, Fluent (version 4.52)의 VOF 모델을 사용하여 천이 계산을 수행하였으며 공기 방출시의 진동 현상을 전산 유체 역학으로 모의할 수 있음을 확인하였다.

배관 내부의 공기량 및 sparger 입구 압력 변화가 수조 탱크 벽면 압력에 미치는 영향에 대한 연구도 수행하였다. 또한 각각의 유체가 방출되는 경우에 시간에 따른 여러 가지 변수(속도·온도·압력·각 상의 volume fraction 등)의 변화를 구하였다.

방출 배관의 LRR, sparger

head 및 sparger bottom 등 세 영역은 초기에 매우 큰 속도로 유체가 방출되기 때문에, 이 부분을 다공성 매질(porous media) 영역으로 설정하여 복잡한 형상을 단순화하여 해의 수렴성을 향상시켰다.

계산 결과에 의하면 LRR과 sparger head를 통하여 방출된 공기가 2개의 대형 공기 기포를 형성하고 이들이 각각 독립적으로 진동하였다.

이와 병행하여 배관 내부의 유동을 MOC로 해석하여 sparger head와 LRR에서의 압력 및 알력강하 계수를 예측하여 Fluent에 의한 계산에 참고 자료로 활용하였다.

용기 내에서의 대형 기포의 진동

은 Rayleigh-Plesset equation에 의한 예측과 진동수와 감쇄에 있어서 많은 차이를 보였으며, 이에 대한 심도 있는 문헌 조사를 통해 실험에서 나타나는 감쇄에 대한 원인 분석을 수행하였다.

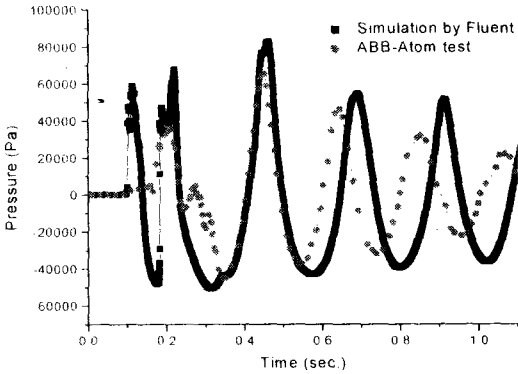
Fluent로 해석한 계산 결과의 일부로서 <그림 6>은 LRR, sparger head 및 sparger bottom에서의 압력 강하 계수를 조절하여 Fluent로 해석한 결과와 ABB-Atom test 결과를 비교한 것이다. <그림 7>은 배관 내부의 공기량에 따른 수조 벽면의 압력을 도시한 것이다.

4. 제어봉 구동 장치(Control Element Drive Mechanism) 성능 시험 및 해석

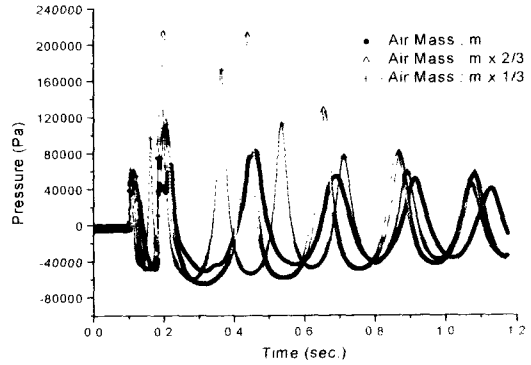
신형 경수로 1400뿐만 아니라 기존의 가압경수로에 사용되는 원자로 반응 속도 조절 장치로서의 제어봉 구동 장치(CEDM)에 대한 작동 성능 및 내구성을 평가하기 위한 성능 시험이 원자로의 실제 운전 온도·압력 조건에서 수행되었다.

본 실험을 위해 고온 고압 실험 장치가 구축되었으며, 이를 이용하여 CEDM 모터의 전력 계통 및 냉각 계통에 대한 작동 성능, 그리고 CEDM의 낙하 성능 및 내구성을 실증적으로 평가하였다.

동 실험 장치를 구축함으로써 그동안 외국의 시설에 의존해 오던 국내 가압경수로 관련 성능 시험을 자



〈그림 6〉 Fluent에 의한 계산 결과와 ABB-Westinghouse Studsvik 실험 결과 비교



〈그림 7〉 수조 벽면 압력에 대한 공기 체적 변화의 영향

체적으로 수행할 수 있게 되었을 뿐만 아니라, 새로운 원자로의 개발시 요구되는 실험도 독자적으로 수행이 가능하게 되었다.

차세대 제어봉 구동 장치의 성능 시험은 여러 차례의 예비 시험을 거쳐 2000년 하반기부터 수행되었다. 성능 시험 기간 동안 제어봉 구동 장치는 약 120,000ft (1,920,000 step)의 구동을 하였으며 기간 동안 수명 시험, 냉각 능력 시험, 전력 시험 및 450회 및 450회의 낙하 시험을 수행하였다. 제어봉 구동 장치 모터의 결석 운동은 electro-mechanical system으로 모의한 구동 기구로 해석하였다. [6]

성능 시험을 수행한 온도·압력 및 기타 운전 조건은 다음과 같다 :

- ① 시험 온도, 압력 : 고온·고압 (15.5 MPa, 320°C)
- ② CEDM 운전 속도 : 30 inch /min

③ CEDM 에 공급하는 공기량 : 720~880 SCFM, 온도 322° K이상

④ 구동되는 추의 무게 : 97kg (214 lbs)

가. 수명 시험(Travel Test)

수명 시험은 정확한 수명과 취약 부분에 대한 정보를 도출할 목적으로 수행되었다. 원자로의 운전을 모의한 상태에서 우선 31,000ft에 해당하는 운전을 한 후 육안 검사로 일차 구조적인 건전성을 확인하고 분해를 통해 구동 장치 부품의 마모를 측정하였으며, 재조립 후 110,000ft 까지 운전하고 다시 분해하여 마모량을 측정하였다. 이는 구동 장치 부품 중 수명에 미치는 영향을 평가하기 위한 것이다.

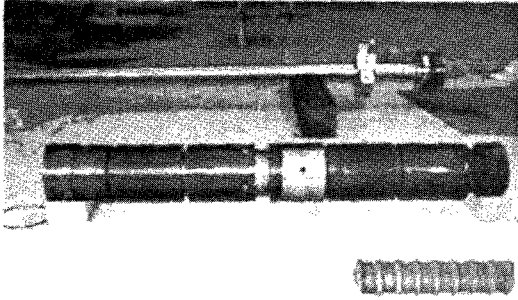
육안 검사에서 핀과 구동축에서 상당한 마모가 관찰되었으나 래치 부분의 마모는 적은 편이었다. 마모량 측정은 구동 축, 래치, 래치 핀,

래치 핀 삽입 구멍, 래치 bearing tube, movable magnet 등에 대하여 수행하였다. 〈그림 8〉은 31,000ft 운전 후의 제어봉 구동 장치 모터의 모습이다.

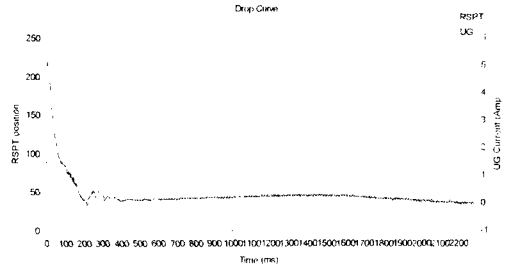
나. 낙하 시험

낙하 시험은 원자로 불시 정지에 따른 제어봉의 삽입 가능성 및 낙하 시간 요건을 검증하고 낙하 하중에 대하여 구동 장치가 구조적으로 건전하다는 것을 실증하기 위하여 수행하였다. 450회의 전고 낙하에도 제어봉 구동 장치는 이상없이 작동하여 〈그림 9〉와 같은 신호를 취득할 수 있었다.

낙하에 소요되는 시간은 총 약 2.2 초 정도로 안전 해석의 요구 사항 4초보다 작은 값이었다. 자기장의 소멸 시간은 대략 250 msec 정도로 허용한 계인 350 msec를 만족하는 것으로 나타났다.



<그림 8> 시험 후 모터 및 구동축



<그림 9> 낙하 시험 결과 (낙하 계측 및 UG 코일 신호)

다. 냉각 능력 시험

냉각 능력 시험은 운전중 평형 및 과도 상태에서 coil의 냉각 정도 및 코일 내의 온도 분포를 알아내기 위한 시험으로 냉각 효과 시험(cooling effectiveness test)과 2시간 냉각 시험의 2가지로 구성하여 시험하였다.

대략 2000Watt 정도의 열량이 발생하는 것으로 확인되었으며 이때 코일의 온도는 규정된 값에 거의 근접하는 것으로 나타났다.

한편 과도 상태는 코일의 온도는 30분 ~ 1시간이 경과하면 증가가 둔해지지만, 발열량은 대략 1시간 30분이 지나면 평형 상태가 됨을 알 수 있었다.

라. 전력 시험

전력 시험은 제어봉 구동 장치 코일에 전력을 공급하는 모터-제너레이터에 대한 필요 전력요건을 결정하기 위하여 수행하였다. 운전중 삽

입·인출 및 정지 모드에 따른 총전력량, 정격 전류(RMS current), 최대 전류(peak current) 등을 측정하였다.

신형 경수로 1400 설계 관련 요소 기술 개발

원자력연구소에서 수행한 신형 경수로 개발을 위한 요소 기술 관련 연구는 크게 MMIS 설계 평가 및 디지털 계측 제어 기기 정량 분석 방법론 개발과 신형 경수로의 중대 사고 쟁점 현상 연구로 나뉜다.

MMIS 설계 평가 및 디지털 계측 제어 기기 정량 분석 방법론을 개발하여 현재 상세 설계중인 신형 발전소의 제어실에 적용함으로써, 신형 경수로 1400의 제어실은 인간 공학적 타당성에 대한 평가 및 검증을 거쳐 기존의 제어실과 완전히 다르게 설계된다.

신규 규제 지침에 효과적으로 대응하기 위하여 계측 제어 및 전기 기기의 내환경 및 수명 평가 방법을 개발하고 있으며, 디지털 계통의 신뢰성을 향상시키기 위하여 계측 제어 계통에 사용되는 소프트웨어 확인 및 검증 기술 적용에 대한 연구를 수행하였다.

또한 디지털 계측 제어계통에 대한 정량 평가 방법론 개발은 신형 원전의 안전성에 미치는 영향을 평가하여 설계 및 운전 방법 개선과 계통 보수의 최적화를 이룰 수 있을 것이다.

한편 중대 사고 쟁점 현상 연구는 중대 사고시 원자로 용기 외벽 냉각을 고려할 때 용융물이 원자로 용기 ICI 노즐 및 관통부에 미치는 열적·기계적 부하를 실험과 해석으로 분석하여 원자로 용기 건전성에 대한 종합적인 평가를 수행하였다.



1. MMIS 설계 평가 및 디지털 계측 제어 기기 정량 분석 방법론 개발

가. 주제어실 설계의 인간 공학적 현안 평가

디지털 기술을 이용하여 컴퓨터 기반의 첨단 인터페이스 기술을 기반으로 설계되는 차세대 원자로 신형 경수로 1400 중앙제어실은 CRT 기반의 착석식 제어반과 대형 정보 표시 패널, 첨단 경보 시스템, 소프트 제어기 및 전자식 운전 절차 시스템으로 구성된다.

이러한 컴퓨터 기반의 첨단 제어반은 정보 제공의 다양성 및 유연성 측면에서 많은 장점을 가지고 있다. 그러나 정보 표시 화면 크기의 제약 때문에 한 화면에서의 관련 정보간의 충분한 통합 문제, 운전원간의 협업, 모드 실수(mode error), Tunnel Vision 등과 같은 많은 인간 공학적 문제점이 발생할 수 있다.

따라서 이러한 인간 공학적 문제점을 설계 초기 단계부터 도출하고 평가하여 설계에 반영한다면, 원자력발전소의 운전원에 의한 인적 실수를 저감하여 원자력발전소의 안전성 및 효율성을 극대화하여 경제성을 제고할 수 있다.

본 연구에서도 신형 경수로 1400과 같은 특징을 가지는 첨단 제어반에서 발생할 수 있는 현안을 체계적으로 도출하여 인간 공학적 평가를 수행하고 설계 개선점을 도출하여

설계에 반영하는 일을 반복적으로 수행해오면서 설계 초기 단계에서 도출된 많은 현안이 해결되었다. 그 결과 Mock-up을 이용한 평가 결과 운전원의 성능도 더욱 향상되었다.

나. MMIS HRA 입력 자료 도출
신형 경수로 설계에는 운전 작업과 공간간의 상호 작용을 매개하고 작업 공간을 구성하는 HSI (Human-System Interface) 설계에 가장 급격한 변화가 예상된다. 따라서 재래식 인간 신뢰도 분석(HRA)의 방법론은 신형 경수로에 적합하지 않으며, KSNP에 대한 평가를 약간 보정한 결과만으로 새로운 설계 개념에 대한 인적 오류의 가능성을 점검하는 것은 충분하지 못하다. HSI 설계의 개선된 내용이 HRA 평가에 제대로 반영되지 못하고 있을뿐만 아니라, 반대로 HRA 결과도 HSI 설계에 반영되지 못하고 있다.

본 과제에서는 신형 경수로의 신 설계 개념을 검증하기 위하여 HSI 설계 변화와 관련하여 새로운 HRA 입력 자료를 도출하였다. 주어진 직무 수행(task performance)의 확실성을 확률적으로 평가하기에 앞서, HSI를 구성하는 기기 특성과 해당 기기 특성에 관련된 작업자의 인지적 신체적 특성이 결합하여 야기할 수 있는 새로운 유형의 인적 오류 가능성(human error potential)을 평가하는 방법론을 제시하

였다.

보다 합리적인 HRA 입력 자료를 도출하기 위해서는 대규모의 실험이 필요하다. CRT·LDP 등 HSI 기기에 따른 인적 오류 분석 체계(Error Taxonomy)를 활용하여 실용적인 평가가 가능하도록 하였다.

예비 평가 결과에 따르면, touch screen에 의한 소프트 제어기(soft control)의 활용에 많은 문제점이 예상되며, 재래식 제어반에서 경험되지 않는 새로운 오류 가능성을 가진 것으로 평가된다. 이 평가 의견은 차세대 HSI 설계에 반영되어, 소프트 제어기를 배제한 방식으로 설계 개념을 전환하는 데 입력되었다.

또한 안전 관련 정보의 표시 및 절차 단계 정보를 CRT에서 제공하는 설계 개념에도 새로운 오류 가능성이 상존하는 것으로 평가된다. 그러나 이러한 오류의 정량적인 확률과 전체 안전성에 대한 영향은 본 연구의 오류 가능성에 대한 평가 결과를 기반으로 별도의 정량적인 HRA와 그에 따른 PSA를 다시 수행한 이후에야 최종적으로 판단될 수 있을 것이다.

본 과제에서는 그러한 정량적 평가를 위하여, 도출된 오류 가능성의 항목별로 간단한 screening value를 제공하였다.

다. 디지털 계측 제어 소프트웨어 검증
계측 제어 계통 소프트웨어 검증

업무에서는 차세대 원자로 계측 제어 소프트웨어 생명 주기중 계획 및 요구 분석, 설계 단계의 인허가 요건 문서들에 대한 독립 검토 및 평가업무를 수행하여 Software Program Manual 및 Software Safety Plan에 관한 디지털 계측 제어 계통의 소프트웨어 설계 관련 DC를 받을 수 있도록 함과 동시에 이에 필요한 독립 평가 절차서 및 요건서를 개발하였다.

또한 디지털 계측 제어 인허가 주요 현안 사항인 심층 방호 및 다양성 분석, 상용 소프트웨어 인증, 실시간 분석 등에 대한 연구를 수행하였다. 이외 개발자·검증자·규제자의 Code & STD Compile 업무 및 검증 업무 지원 Work Flow based DB를 구축하였다. 이들의 주요 연구 결과 내용들을 요약하면 다음과 같다.

- ◆ 안전 소프트웨어 계획 및 요구 분석, 설계 단계 안전성 평가 및 독립 확인 검증
 - 소프트웨어 프로그램 매뉴얼 (Software Program Manual : SPM) 독립 평가
 - 소프트웨어 안전성 계획(Software Safety Plan : SSP) 독립 평가
 - 노심 보호 연산기(Core Protection Calculator : CPC) 중 SQAP, SVVP 독립 평가
 - 안전 소프트웨어 계획 및 요구 분석 단계 평가 요건/절차서 개발

- 심층 방호 및 다양성 평가 요건/절차서 개발
 - 안전성 분석 평가 요건/절차서 개발
 - 소프트웨어 품질 보증 평가 요건/절차서 개발
 - 소프트웨어 요구 명세 평가 요건/절차서 개발
 - 소프트웨어 확인·검증 평가 요건 및 절차서 개발
 - 소프트웨어 형상 관리 평가 요건 및 절차서 개발
 - 상용 소프트웨어 안전성 평가 요건서 개발
 - 계획 및 요구 분석, 설계 단계 소프트웨어 검증 DB 구축
- 라. 계측 제어 기기 가용성 평가
- 계측 제어 기기 수명 평가 분야의 업무는 크게 제어 기기의 고장 수명 및 원전 전자기파 적합성을 평가하는 업무로 나누어져 있다. 차세대 원전은 제어 기기의 수명 요건으로, 제어 기기의 고장에 의해 원자로가 불시 정지될 평균 시간을 60년 이상으로 요구하고 있다.

그러나 원전 불시 정지의 평균 시간을 평가하기 위해 제시된 정형화된 방법이 없으므로, 본 연구 과제에서는 신뢰성 블록도를 이용한 불시 정지 평가 방법을 제시하고 이를 차세대 원전의 원자로 보호 계통에 적용하였다. 적용 결과 제어 기기의 고장에 의해 원자로가 불시 정지될 평균 시간이 약 310년으로 평가되

었다.

디지털 제어 기기는 아날로그 기기에 비해 낮은 신호 전원 레벨을 사용하고 빠른 클럭 주파수에 의해 동작되므로, 상대적으로 전자기파 영향에 민감하게 반응하며 그 결과 제어 기기 오동작의 주요 원인으로 작용하고 있다.

본 연구 과제에서는 제어 기기 및 보호 계통 설계에 반영하고, 규제 기관의 규제 기준 설정에 활용하기 위해 국내 원전 현장의 전자기파 환경을 측정하였다.

울진 3호기, 월성 1호기 및 2호기, 고리 2호기를 대상으로 전도성 및 방사성 전자기파를 측정하였으며, 그 결과를 미국의 ORNL과 공동으로 미국 원전의 측정치와 비교 연구를 수행하였다. 비교 결과 국내 원전과 미국 원전의 전자기파 환경이 유사한 것으로 판명되었다.

2. 원자로 용기 외벽 냉각시 관통 부 건전성 평가

원전에서 중대 사고 발생시 원자로 용기가 파손되기 전에 원자로용기 외벽을 냉각(external vessel cooling)함으로써 노심 용융물을 원자로 용기 내에 가두어 두어(IVR : In-Vessel corium Retention) 원자로 용기 건전성을 유지하는 방안이 세계적으로 고려 및 채택되고 있으며[7, 8], 국내의 신형 경수로 1400 원전에서도 이를 채택하고 있



다.

원자로 용기 외벽 냉각을 수행하였을 때 원자로 용기가 건전하기 위한 중요 요소 중의 하나는 ICI(In-Core Instrumentation) 노즐과 thimble 튜브를 포함하는 관통부의 건전성 확보이다.

원자로 용기 외벽 냉각시 관통부는 원자로 용기와의 용접부가 용발되어 노즐이 분출될 수 있고 원자로 용기 내부의 용융물이 thimble 튜브 내부로 주입되어 노즐 및 튜브를 용융시킬 수 있다[9]. 따라서 원자로 용기 외벽 냉각을 채택한 신형 경수로 1400 원전에서 외벽 냉각으로 원자로 용기 파손을 방지하는 것을 검증하기 위해서는 원자로 용기 하부의 ICI 노즐과 thimble 튜브가 건전성을 유지하는가에 대한 평가가 필요하다.

이에 따라 신형 경수로 1400 원전의 관통부 1개를 모의하는 실험 용기를 제작하고 원자로 용기 외벽 냉각시 관통부 건전성을 평가하기 위한 실험을 수행하였다.

본 실험에서는 외벽 냉각과 관통부 속의 냉각재가 관통부 건전성에 미치는 영향을 평가하고 용융물 질량, 원자로 용기 내부 압력, 원자로 용기 형상 등의 인자가 관통부 건전성에 미치는 영향을 평가하는 실험을 총 7회 수행하였다. 이들 실험 결과들은 해석적으로 검증하였다.

신형 경수로 1400 원전의 원자로

용기 하부는 반구형으로 SA508, Grade 3, Glass 1의 탄소강을 사용하여 제작되며, 내부는 용접 자재 ER309L STRIP/FLUX를 사용하여 강철을 피복 용접한다. ICI 노즐의 재질로서는 인코넬 690(N06690)이 사용되며, 노즐과 원자로 용기는 ASME 법령 2142와 2143에서 규정한 인코넬 690 용접봉인 수동봉(ENiCrFe-7)이나 TIG봉(ERNiCrFe-7)을 사용하여 용접된다.

본 실험 모형은 실제 차세대 원전의 원자로 용기 두께와 재질이 같은 판에 1개의 관통부를 설치하고 외벽 냉각을 수행하는 경우는 판의 외부를 냉각수로 냉각하였다.

본 실험 장치는 실험 용기, thermite 용융물 생성 및 분리 도가니, 냉각수 주입 계통, 실험 용기 보호를 위해 설치된 압력 용기 등으로 구분할 수 있으며, 용융 상사물은 thermite 반응을 이용하여 생성시킨 산화 알루미늄을 사용하였다. 본 실험에서의 주요 측정 인자는 용융물과 실험 용기 및 관통부의 온도변화와 실험 용기 내부 압력이다. 실험에서 측정된 모든 결과들은 HP Workstation VXI를 이용하여 저장·처리하였으며, 실험 후에는 실험 용기의 손상 형태를 규명하기 위하여 실험 용기에 대한 파괴 검사를 수행하여 관통부와 원자로 용기의 손상 정도를 평가하였다.

ICI 노즐과 thimble 튜브 사이의 환형 공간에 냉각재를 주입한 경우와 주입하지 않은 경우에 대한 실험 후 실험 용기 모습을 비교한 결과, 환형 공간 내에 냉각재를 주입하지 않은 경우에는 thimble 튜브 내부와 환형 공간을 통하여 용융물이 많이 대기로 방출되었으나, 환형 공간 내에 냉각재가 있는 경우에는 thimble 튜브 내부와 환형 공간을 통하여 용융물이 거의 방출되지 않아 환형 공간 내에 있던 냉각재가 관통부 내부를 통하여 분출되는 용융물을 냉각하여 용융물이 외부로 많이 방출되는 것을 방지하는 것으로 나타났다.

외벽 냉각을 수행한 경우와 수행하지 않은 경우의 실험 결과를 비교한 결과, 외벽 냉각을 수행하는 않은 경우에는 두께가 165mm인 원자로 용기가 최대 약 19mm, 깊이가 43mm인 용접부는 최대 약 15mm가 용발되었다. 또한 thimble 튜브 내부는 튜브와 ICI 노즐 사이의 환형 공간 내에 냉각수가 있음에도 불구하고 약 93mm까지 용융물이 침투되었다.

그러나 외벽 냉각을 수행한 경우의 원자로 용기는 최대 약 6mm가 용발되었고 용접부는 거의 용발이 되지 않았으며, 관통부를 통하여 용융물이 거의 침투되지 않아 외벽 냉각의 효과를 확인할 수 있었다.

원자로 용기 내 압력을 10기압에

서 15기압으로 증가시킨 경우와 실험 용기를 경사지게 한 경우에는 관통부 손상에 거의 영향을 미치지 않았으나 상사 용융물의 질량을 40kg에서 60kg으로 증가시킨 경우에는 두께가 43mm인 용접부 약 50%가 용발되어 관통부 손상에 많은 영향을 미치는 것으로 나타났다.

실험 결과를 종합적으로 평가하기 위하여 LILAC 전산 코드[10]를 이용하여 해석적 연구를 수행하였다. LILAC 전산 코드는 한국원자력연구소가 중대 사고시 원자로 용기 하반구에서의 노심 용융물 거동을 모의할 수 있게 개발한 것이다.

본 해석에서는 차세대 원전 관통부 16.5cm를 1차원적으로 모의하였으며, 용융물이 원자로 용기 내부 벽면에 가해지는 열부하에 따라 고화·용융 모델을 적용하여 해석하였다. 따라서 내부는 일정 열속 경계조건을 사용하였고 외부는 원자로 용기 외벽 냉각을 하는 경우를 가정하여 110°C의 등온 조건을 사용하였다. LILAC 계산 결과, 내부 열속이 0.2, 0.25 MW/m²인 경우에는 용접부 용발이 전혀 발생하지 않았다.

실험에서는 용융물의 jet impingement 효과 때문에 용발이 발생하였으나 LILAC 전산 코드는 이 현상을 모의할 수 없기 때문에 이와 같은 차이가 발생하였다. 열속이 0.3 MW/m²인 경우에는 용접부 용

발 깊이에 대한 실험 결과와 해석 결과가 거의 일치하는 것을 보여주고 있다.

이와 같은 일치된 결과로부터 실험 결과와 해석 모델에 대한 정당성을 확보할 수 있었다. 또한 내부 열속이 0.3 MW/m² 이하인 경우 외벽 냉각을 수행하면 원자로의 관통부가 건전성을 유지하는 것을 확인하였다. ☞

〈참고 문헌〉

1. Song, C. H. et al., "Thermal Hydraulic Test Program for Evaluating or Verifying the Performance of New Design Features in KNGR", Proc. Autumn Mtg., Korean Nuclear Society, Daejeon (2000)
2. Kim, H. G. et al., "Development of the Advanced Light Water Reactor in Korea: The Korean Next generation Reactor", SMiRT-15, Seoul (2000)
3. Bae, K. H. et al., Evaluation of the KNGR Direct Vessel Injection System for a large LOCA Using MARS 1.4, 4th JSME-KSME Thermal Engineering Conf., Fukuoka, Japan, 2000. 10. 1-6.
4. 조봉현 등, "2단 유량제어 Fluidic Device의 특성에 관한 연구," 유체기계저널, 제4권 제 3호,

2001. 9.

5. Bae, Y. et al., "Oscillation of bubble in a container and its dynamic loads," FEDSM-2001, New Orleans, Louisiana, 2001. 5-29 - 6. 1.

6. Choi, S. et al., "Simulation of single motor of latch type control element drive mechanism for Korea Next generation Reactor," Transactions of SMiRT-16, Washington, U.S.A., .

7. Theofanous, T. G. et al., "In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt," Nuclear Engineering & Design 169, pp. 1-48, 1997

8. Kymalainean, O. et al., "In-Vessel Retention of Corium at the Loviisa Plant," Nuclear Engineering & Design 169, pp. 109-130, 1997

9. Rempe, J. L. et al., "Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis," NUREG/CR-5642, EGG-2618, October 1993

10. 김종태 외, "차세대 원전의 원자로용기 하부 관통부 건전성 실험의 해석적 연구," 한국원자력학회 2001 춘계학술대회 논문집, 제주대학교, 2001년 5월 24-25일