

열수력 안전 연구 개요 및 국외 열수력 실증 실험 동향

백 원 필 · 문 상 기
한국원자력연구소

원자력 안전 특성과 열수력 안전 기술

원자력발전소가 다른 공학적 시설들과 명백하게 다른 점은 원자로의 운전 과정에서 다량의 방사성 물질이 생성되며, 이를 안전하게 관리하지 못하면 외부 환경으로 누출되어 막대한 피해를 입힐 수 있다는 점이다.

따라서 원자력 안전 활동은 방사성 물질의 외부 누출을 방지함으로써 인간과 환경을 방사선 재해로부터 보호하는 데 초점을 맞추고 있다.

안전성 측면에서 중요하게 고려해야 할 원자력발전소의 기술적인 특성 중에서는 특히 다음 3가지가 중요하다.

① 원자로가 운전됨에 따라 많은 양의 방사성 물질(핵분열 생성물)이 원자로 내(더 구체적으로는 핵연료봉 내부)에 생성, 축적된다.

② 정상 운전중인 원자로를 적절하게 냉각시키지 못하면 원자로 내에서 생성된 핵분열 생성물을 외부 환경과 차단하고 있는 방벽들이 손상되어 방사성 물질이 누출될 수 있다.
③ 원자로를 정지시키더라도 핵분열 생성물의 방사성 붕괴에 의한 에너지(붕괴열)가 계속 발생하므로 상당 시간 동안 지속적인 냉각이 이루어져야 한다.

따라서 원자로 안전에서 가장 중요한 것은 정상 운전, 원자로 정지, 사고 상태 등을 포함한 모든 운전 조건에서 원자로(즉 핵연료봉)를 적절한 방법으로 냉각시킴으로써 방사성 물질들을 방벽 안에 가두어 두는 것이다.

그런데 원자로의 출력이 제대로 제어되어야만 효율적인 냉각도 가능하므로, ① 원자로 출력의 제어 ② 핵연료의 지속적인 냉각 ③ 적절한 방벽 안에 방사성 물질의 격납

등 3 가지를 흔히 '필수 안전 요건'이라 한다.

이러한 필수 안전 요건은 심층 방어(Defense in Depth) 전략을 통해 효과적으로 달성되고 있으며, 원자력발전소에 적용되는 각종 안전 설비들과 수단들은 대부분 이러한 3가지 필수 안전 요건 중의 하나 이상과 직접적으로 연관되어 있다.

열수력 안전 기술은 원자력발전소의 냉각재 계통과 안전 계통이 정상 운전 및 사고 상태에서 필수 안전 요건과 심층 방어 전략을 달성하기 위해 요구되는 열수력 안전 성능을 확보하고 있는지를 평가하고 검증하기 위한 핵심 안전 기술이라 할 수 있다.

열수력 안전 기술의 대상은 원전의 전반적인 열수력 거동, 계통 및 기기에서의 부분적인 열수력 거동 및 노심과 핵연료의 열수력 거동 등이다.



열수력 안전 연구

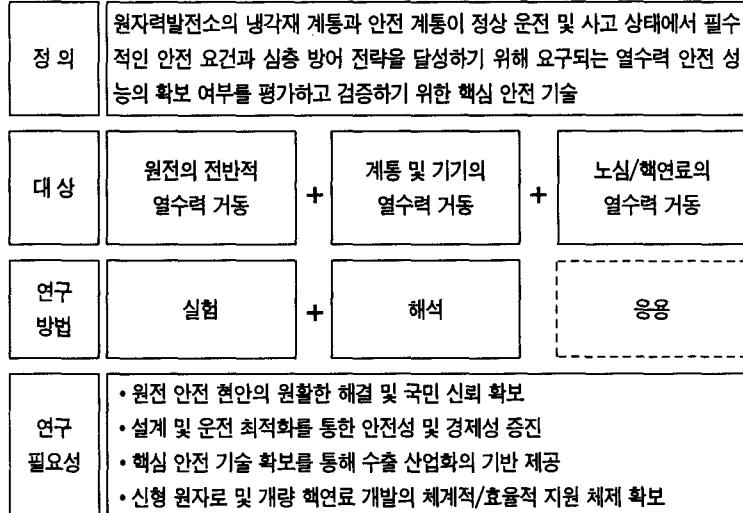
열수력 안전 연구는 당연히 열수력 안전 기술의 확보에 목표를 두고 있으며, 구체적인 목표나 내용은 시기와 국가에 따라 상당히 다르다.

1960년대와 1970년대에 걸쳐서는 원자력발전소의 각 계통과 기기에서 발생하는 다양한 열수력 현상을 이해하고 설계 및 안전 해석에 필요한 지식과 체계의 확보에 중점을 두었으며, 특히 가장 극심한 설계 기준 사고로 여겨진 대형 냉각재 상실 사고(LBLOCA) 및 이에 대비한 비상 노심 냉각 계통(ECCS) 거동과 관련된 연구에 많은 노력을 기울였다.

1980년대 이후에는 TMI 사고와 연관된 소형 냉각재 상실 사고(SBLOCA)로 초점이 옮겨지는 한편, 최적 계산(Best Estimate) 안전 해석 능력 확보를 위한 코드 개발 및 실증 실험, 신형 원자로에서 채택되는 새로운 안전 개념 관련 실험 및 해석, 사고 관리 관련 연구 등이 중점적으로 수행되어 왔다.

열수력 안전 연구의 수요자는 원자력 규제 기관과 산업체이며, 연구의 목표는 다음과 같이 정리할 수 있다.

- ① 가동 중 원전 안전 현안의 해결
- ② 신형 원전 안전 현안 해결 및 신안전 개념 도출 · 검증



〈그림〉 열수력 안전 기술과 연구

③ 신형 핵연료 및 노심 개발 지원

한 규명에 목표를 두고 있으므로 코드 모델 개발 등에 유용하다.

④ 선진 안전 해석 코드 개발 및 검증 체계의 구축

IET는 부분적인 기기 또는 현상에 대한 상세한 모의보다는 원전을 구성하는 여러 계통들이 복합적으로 연계되어 일어나는 종합적인 거동에 초점을 맞추는 실험이다.

안전 연구는 크게 열수력 실험 분야와 해석 기술 분야로 구성되며, 두 분야는 서로 밀접하게 연계되어 있다. 〈그림〉은 우리나라의 관점에서 열수력 안전 연구의 대상과 방법 및 목표를 나타낸 것이다.

열수력 실험은 개별 효과 실험(Separate Effect Test; SET)과 종합 효과 실험(Integral Effect Test; IET)으로 크게 구분하는 것이 일반적이다.

SET는 특정 기기 또는 계통에서 나타나는 특정 현상에 중점을 두는 실험으로서, 개별 현상에 대한 상세

SET와 IET는 서로 보완적 기능을 가지며, 원전에서 나타나는 열수력학적인 거동을 이해하고 신뢰성 있는 해석 코드를 개발하고 검증하는 데 있어서 필수적이다. 일부 대형 실험 시설들은 개별 효과 실험 장치의 특성과 종합 효과 실험 장치의 특성을 동시에 갖기도 한다.

해석 기술 개발의 핵심은 정상, 과도 및 사고 상태에서 원자력발전소의 열수력 거동을 수치 해석적 방

법으로 예측하는 전산 코드(프로그램)의 개발이다.

열수력 현상에 대한 이해가 부족하고 실험 자료가 부족했던 과거에는 과도 상태나 사고시 나타나는 열수력 거동을 보수적(Conservative)으로, 즉 결과를 실제보다 나쁜 쪽으로 계산하는 코드들이 원전 설계와 안전 해석에 주로 사용하였다.

그러나 관련 지식이 축적되면서 안전 해석에서의 지나친 보수성을 없애고 사고 진행을 최적 계산(Best-Estimate Calculation) 코드를 사용하여 보다 실제적(Realistic)으로 예측하는 것이 가능해졌다.

대부분의 1차원적인 열수력 현상에 대한 최적 계산 코드의 예측 성능은 우수하며, 현재는 다차원적인 예측 성능의 개선이나 신안전 개념과 관련한 예측 성능 확장, 타분야(노심 해석 등)와의 연계 계산 능력 확보 등에 초점이 맞추어지고 있다.

열수력 실험과 해석 기술 개발은 서로 긴밀하게 연계되어야만 효과적으로 추진될 수 있다. 해석 코드에서의 요구 등을 적극적으로 고려하지 않고 실험이 수행될 경우 실제 활용 가치 측면에서 부적절한 데이터를 생산할 수 있으며, 반대로 실험에서 나타나는 실제 물리적 현상에 대한 이해가 부족할 경우에는 해석 코드에 모델이 잘못 적용되거나 결과 해석에 오류를 범할 수 있기 때문이다.

따라서 실험 및 코드 개발 분야는 서로 정보를 공유하면서 적극적으로 협력해야 하며, 실험과 코드를 동시에 잘 이해하는 인력의 역할이 매우 중요하다.

각국의 열수력 실증 실험 동향

미국·프랑스·독일·일본 등 원자력 선진국에서는 원자력 기술 확립 과정에서 열수력 개별 효과 및 종합 효과 실험 장치들을 구축하여 다양한 실험을 수행하고, 이와 연계하여 열수력 해석 코드들을 개발하였다.

1970년대부터 1980년대에 걸친 열수력 실증 실험의 결과로 일부 분야를 제외하고는 기존 원자로와 관련한 해석 코드 개발 및 검증에 필수적인 열수력 데이터들이 대부분 확보되었으며, 이는 곧 기존 원전의 안전성 향상과 보다 신뢰성 있는 해석 기술의 개발로 연결되었다.

1980년대 후반 이후 신형 원자로 개발이 활발해지면서는 신형 원자로에서 새롭게 채택되는 안전 개념들과 관련한 열수력 실증 실험이 활발하게 수행되어 왔다. 이 절에서는 세계의 열수력 실증 실험 동향을 국가별로 간단하게 살펴보자 한다.

미국은 일찍부터 기존 경수로에 대하여 종합적인 실증 실험 시설을 구축하고, 이를 통한 안전 해석 체

계를 확립하였다.

미국은 1970년대 중반부터 USNRC 주관으로 냉각재 상실 사고와 관련한 열수력 쟁점 현상의 개별 효과 및 대형 종합 효과 실험을 수행하여 일차원 최적 코드인 RELAP 코드와 3차원 최적 코드인 COBRA-TF 및 TRAC 코드를 개발하였다.

1990년대부터는 피동형 원자로인 AP600과 SBWR의 개발 과정에서 일본·미국·이태리의 종합 실험 장치를 활용한 검증 실험을 수행하였다. 이 중에서 미국의 종합 효과 실험 장치가 APEX와 PUMA이다.

미국은 원자력의 종주국답게 USNRC를 주축으로 하여 국립 연구소·대학·원전 설계 회사 등에서 끊임없이 안전성 향상과 신형 원자로 개발을 위하여 개별 효과 실험, 종합 실증 실험, 전산 코드의 불확실성 감소 등의 열수력 안전 분야 연구 개발을 수행하고 있다.

프랑스는 미국 기술을 도입하여 원전 설계 기술을 자립하였으나, 이에 만족하지 않고 미국 기술의 의존에서 탈피하고자 집중적인 연구 개발을 수행하였다.

원자력 안전성 평가 기술의 자립을 위하여 막대한 인력과 예산을 투입하여 열수력 해석 코드인 CATHARE를 개발하였으며, 이를 검증하기 위하여 대규모 실험 시설



인 BETHSY · PHEBUS 등을 건설하여 실증 실험을 수행하였다.

많은 실험들이 국제 공동 연구의 형태로 수행됨으로써 국제 원자력 계에서의 프랑스의 지위가 더욱 공고해졌다. 대부분의 연구 목표를 달성한 1990년대 중반 이후에는 신형 원자로 개발과 관련한 실험을 제외하고는 실증 실험이 크게 줄어들었다.

독일 역시 독자적인 안전성 평가 체계를 확립하기 위하여 규제 기관인 GRS의 주관하에 DRUFAN 코드 및 ATHLET 코드를 개발하여 각각 과도 현상 및 냉각재 상실 사고의 분석에 활용하고 있다.

이러한 코드의 검증을 위하여 PKL과 UPTF 시설 등을 이용하여 안전성 실증 실험 및 사고 관리 기술 개발을 수행하였으며, 국제 공동 연구에도 활발히 참여하였다. 종합 효과 실험 장치인 PKL은 현재 OECD/NEA의 국제 공동 연구 프로그램에서 활용되고 있다.

일본의 경우도 원자력 기술의 자립과 함께 기술 우위성 확보를 목표로 열수력 실증 실험과 전산 코드 개발을 추진하여 왔다. 실험의 경우 LSTF · CCTF · SCTF 등의 대형 실험 시설을 건설하여 열수력 코드의 검증 및 신안전 계통의 실증 실험 등을 수행하였다.

최근에는 산업체에서 개발중인 개량형 경수로 APWR+이나

ABWR-II의 안전성 확인을 위해 열수력 종합 효과 실험 장치인 LSTF를 활용하고 있다.

캐나다는 CANDU 원자로 개발을 뒷받침하기 위해 다양한 실험을 자체적으로 수행하였으며, 특히 종합 효과 실험 장치인 RD-14M에서 LOCA 관련 실험을 수행하여 최적 안전 해석 코드 CATHENA 개발을 뒷받침했다.

구 소련의 VVER-440 원자로와 관련해서는 핀란드의 PACTEL 실험 장치, 헝가리의 PMK 실험 장치들이 활용되었으며, 최근 러시아에서는 VVER-1000을 위한 PSB 실험 장치의 가동을 시작하였다.

러시아는 또한 개량형 가압경수로인 VVER-640의 냉각재 회로와 격납용기를 1/5 체적비로 모의하는 KMS 실험 장치를 구축중이다.

이 밖에도 대만을 비롯하여 원자력발전소를 운영하는 대부분의 국가들은 크고 작은 열수력 실증 실험을 수행하고 있다.

최근에는 OECD/NEA 주관의 국제 공동 연구가 가압경수로를 모의한 열수력 종합 실험 장치인 독일 Framatome-ANP의 PKL 실험 장치를 활용하고 진행되고 있으며, 여기에는 우리 나라를 비롯한 주요 원자력 선진국들이 참여하고 있다. 여기서는 비상 운전 절차 및 사고 관리 체계 실증을 위한 열수력 종합 실험을 수행하고 있다.

위와 같이 원자력 선진국에서는 독자적인 기술 확립을 위하여 종합적인 실증 실험 기반을 구축하고, 이를 통한 안전 해석 체계를 확립하고자 연구 개발을 지속적으로 수행하고 있으며, 주요 내용은 다음과 같이 요약할 수 있다.

① 원자로 개발을 위한 열수력 실증 실험 수행

- 설계 안전성과 관련된 열수력 현상의 규명 및 설계 개선 방안 도출

- 최적 계통 해석 전산 코드의 개발 검증

- 새로운 설계 개념의 실험적 검증

② 원전의 안전성 확인 및 향상을 위한 실증 실험 수행

- 사고의 원인 규명 및 대책 수립
(예) TMI-2 사고의 모의: Semiscale, LSTF 장치

- Mihama 원전의 SGTR 사고 모의: LSTF 장치

- 새로운 안전 현안의 해결 방안 도출

- (예) 저출력 운전중 사고 현상 파악 및 비상 운전 대책 수립

- 비상 운전 절차 및 사고 관리 전략의 개발

- ③ 인허가 전략 수립 및 주요 인허가 현안 검증을 위한 실증적 평가

- AP600(웨스팅하우스), SBWR(GE)의 설계 인증을 위한 US-NRC의 실증 실험

- AP600: APEX, SPES-2, ROSA-AP600

- SBWR: PUMA, PANDA

그런데 최근에야 변변한 열수력 실증 실험 시설을 구축하고 있는 우리 나라와는 달리, 상당수의 선진국들은 자국에서 운전중인 원전에 대해 충분한 실증 실험 데이터를 이미 확보하고 필요한 열수력 해석 기술 체계를 구축한 상태이다. 따라서 신형 원자로 개발 노력도 활발하지 않은 경우 대형 열수력 실험 시설들을 유지할 당위성이 높지 않다.

따라서 상당수의 대형 열수력 실험 장치들이 해체되었으며, 남은 대형 실험 장치들은 국제 협력을 통해서라도 유지시키려는 노력이 기울여지고 있다.

주요 열수력 개별 효과 실험

열수력 종합 효과 실험은 전체 계통에서 발생하는 종합적인 거동에 초점을 맞추어 해석 코드의 검증을 위한 실험 데이터의 생산에 중점을 두고 수행된다.

반면에 개별 효과 실험은 특정 계통에서의 국부적인 현상을 상세하게 모의하여, 해석 코드에서 사용되는 모델의 검증 및 모델 개발에 필요한 실험 데이터를 생산할 목적을 지니고 있다.

1993년 OECD에서는 열수력 코드 검증을 위한 개별 효과 실험 장

치의 실험 매트릭스를 정리하는 보고서를 발간한 바 있다. 이 보고서에는 가압경수로 LOCA시 예상할 수 있는 주요 물리적 현상들과 물리적 현상을 검증하기 위해 사용될 수 있는 실험 장치의 목록들이 상세히 나열되어 있다.

개별 효과 실험은 LOCA시 발생하는 일부 시나리오 기간 동안을 모의하거나, 특정한 계통에서의 물리적 현상을 국부적으로 자세하게 모의한다.

일반적으로 개별 효과 실험은 종합 효과 실험 장치에 비해 비교적 소규모이지만, UPTF · CCTF 및 SCTF와 같은 대형 실험 장치도 존재한다.

개별 효과 실험은 주로 해석 코드에 사용되는 모델의 개발 또는 검증을 위한 실험 데이터를 생산할 목적으로 수행되며 때문에 국부적인 현상을 상세하게 계측할 수 있도록 다수의 첨단 계측기가 사용된다.

1. 2D/3D 프로그램

대형 개별 효과 실험인 2D/3D 프로그램은 독일 · 일본 · 미국에서 수행된 가압경수로 대형 냉각재 상실 사고(LBLOCA)시의 분출 말기(End-of-Blowdown),

재충수(Reflood), 재관수(Reflood) 현상에 대한 연구이다. 재충수 및 재관수 기간에는 다차원(2D/3D) 효과가 지배적이므로, 이러한 다차

원 현상을 모의하기 위한 대형 실험 장치들이 건설되었다.

사용된 실험 시설은 독일의 UPTF(Upper Plenum Test Facility)와 일본의 CCTF(Cylindrical Core Test Facility) 및 SCTF(Slab Core Test Facility)이다.

USNRC는 이를 실험 장치에 사용된 첨단 계측기를 제공하였고, 실험 지원을 위한 열수력 코드 해석과 TRAC 코드 평가 등을 수행하였다.

UPTF는 Siemens/KWU의 1,300 MWe급 4-회로 가압경수로의 주요 계통을 실제 크기(Full Scale)로 모의한 실험 장치이다.

원자로 용기 내의 상부 플레넘 내부 구조물, 강수관, 원자로 냉각재 계통 등은 기준 원전과 동일한 형상 및 크기를 갖는다.

노심, 원자로 냉각재 펌프, 증기 발생기 및 격납 용기는 LBLOCA시의 End-of-Blowdown, 재충수 및 재관수시의 열수력 거동을 모의할 수 있도록 제작되었다.

UPTF 실험 장치에서는 고온판과 단 및 저온판 파단을 모의하고, 다양한 ECCS 주입 위치에 따른 계통의 열수력학적 거동에 대한 실험이 수행되었다.

CCTF는 1,100 MWe급 4-회로 가압경수로를 1/21 체적비로 모의하는 Full-Height 실험 장치로서, 저온판 파단 LBLOCA의 재충수와



재관수 기간 동안 일차 계통과 노심 내에서의 열수력 현상을 모의하고 다양한 ECCS에 대한 평가 실험을 수행하였다.

CCTF 노심은 32개의 8×8 연료 집합체로 구성되었으며, 노심에 장착된 2,048개 가열봉중에서 1,824개의 가열봉이 전기적으로 가열되었다.

SCTF는 3,300 MWt의 열출력을 갖는 미국 Trojan 발전소를 Full-Height, Full-Radius, One-Bundle Width로 모의하여 체적비가 1/21인 실험 장치이다. 노심은 8개의 16×16 봉다발로 구성되어 있으며, 1,872개의 가열봉이 사용되었다.

SCTF에서는 재충수 및 재관수 기간 동안 노심에서의 2차원적인 수력학적 거동과 열전달 실험, 그리고 ECCS의 성능 평가를 위한 실험이 수행되었다.

2. 기타 개별 효과 실험

가압경수로의 재관수 기간 동안 발생하는 다양한 물리적 현상을 모의하는 실험 장치로는 미국의 FLECHT · FLECHT-SEASET · Semiscale · 일본의 CCTF · SCTF · 독일의 PKL, FEBA, UPTF 등이 대표적이다. 이러한 실험장치에서는 노심 및 강수관에서의 다차원 현상, 재관수 열전달에 미치는 각종 변수 영향, 다양한 주

입 위치에 다른 ECCS의 성능 평가 등의 실험이 수행되었다.

최근 미국 펜실베니아 주립대학에서는 봉다발 실험 장치인

RBHT(Rod Bundle Heat Transfer) 실험 장치를 구축하여, 재관수시 분산류 막비등에서의 복잡한 열수력학적 거동에 대한 실험을 첨단 계측기를 사용하여 수행중이다.

재관수 실험 이외의 주요 개별 효과 실험 장치는 아래와 같다.

- LOBI(미국): 고압 조건의 Blowdown 및 초기 재충수 기간 동안의 일차 계통 열수력학적 거동 모의

- TLTA · FIST(미국): BWR Blowdown 열수력학적 거동 연구

- ROSA-III(일본): BWR LOCA시 열수력 거동 및 ECCS 성능 평가

- MIST · UMCP · SRI-2(미국): B&W 발전소 SBLOCA 시 계통 열수력 거동

- THTF(미국): 봉다발에서의 과도기 열전달 데이터 생산(고압 조건)

- CREARE(미국): 강수관 대향류, ECCS 성능 평가 실험

- BCL(미국): 노심, 강수관에서의 대향류 (PWR 저온관 파단 사고)

- MARVIKEN CFT(스웨덴) · Moby Dick(프랑스): 임계 유동 실

험

- PERICLES · OMEGA(프랑스): 재관수 및 Blowdown 열전달 실험

3. Component Test 개별 효과 실험

가압경수로의 원자로 냉각재 펌프, 증기발생기, 노심 단일 계통을 모의하는 개별 효과 실험들도 일부 수행되었다.

미국 Columbia 대학에서 운영 중인 HTRF(Heat Transfer Research Facility)는 봉다발 임계열 유속 및 과도기 열수력 실험을 수행할 수 있는 실험 장치이다.

프랑스에서는 원자로 냉각재 펌프를 모의하는 EPOPEE, EVA, 증기발생기를 시험하는 PATRICIA를 운영하였다.

독일에는 제어봉 집합체 낙하 시험, 핵연료봉 압력 강하 시험, 핵연료봉 진동 시험을 수행하는 실험 장치들이 있으며, 독일 Siemens에는 핵연료에 대한 수력 특성 실험과 임계열유속 실험 등 다양한 열수력 실험을 수행할 수 있는 실험 장치들이 운전중이다.

주요 열수력 종합 효과 실험

가압경수로에 대한 열수력 종합 효과 실험 장치는 원자로 용기, 증기발생기, 냉각재 순환 펌프, 가압

기, 안전 계통 등 주요 계통을 포함 한다.

지금까지 전세계적으로 운영되었거나 현재 운영중인 열수력 종합 효과 실험 장치는 개별 효과 실험 장치의 성격을 지닌 것까지 포함하여 약 40개 이상으로 파악되고 있다.

이들 중에서 현재 활발하게 이용되는 실험 장치는 미국 Purdue 대학의 PUMA, 미국 Oregon 주립대학의 APEX, 일본 JAERI의 LSTF, 독일의 PKL, 대만의 IIIST 등이다.

〈표 1〉은 국외 주요 열수력 종합 효과 시험 장치의 크기 및 운전 기간 등을 요약하여 보여주고 있다. 표에 나타난 것처럼 대부분의 열수력 종합 효과 실험 장치들은 가압경수로를 기준 원전으로 하고 있다. 또한 1990년도 이후에 제작된 실험 장치들은 거의 모두 축소된 높이비를 갖는다.

〈표 2〉는 주요 열수력 종합 효과 실험 장치의 실험 목적을 보여준다. 실험의 주목적이 주로 SBLOCA인 것은 1979년의 TMI 사고를 기점으로 LBLOCA에서 SBLOCA로 실증 실험 연구 방향이 바뀌었기 때문이다.

특히 SBLOCA시 비상 노심 냉각 계통의 거동을 관찰하거나, APEX나 PUMA의 경우처럼 새로운 개념의 안전 계통에 대한 성능 실험, 사고 관리 전략의 수립 혹은 비상 운

〈표 1〉 국외 주요 열수력 종합 효과 실험 장치

국가	실험 장치명	기준 원전	체적비 · 높이비	압력 (MPa)	운전 기간
미국	Semiscale	W 4L PWR	1/1706, 1/1	15.5	1976 - 1985
	LOFT	Trojan 4L PWR	1/50, 1/1(1/2)	15.5	1976 - 1985
	UMCP	B&W PWR	1/500, 1/4.4	2.1	1984 - 현재
	MIST	B&W PWR	1/817, 1/1	15.0	1986 - ?
	APEX	W AP600	1/192, 1/4	2.8	1994 - 현재
	PUMA	GE-SBWR	1/400, 1/4	1.0	1996 - 현재
일본	LSTF	W 4L PWR	1/48, 1/1	16.0	1985 - 현재
프랑스	BETHSY	Framatome 3L PWR	1/100, 1/1	17.2	1987 - 1999
	PKL	KWU PWR	1/145, 1/1	4.5	1977 - 현재
	LOBI	KWU 4L PWR	1/700, 1/1	15.0	1984 - ?
독일	SPES	W AP600	1/395, 1/1	20.0	1985 - 현재
	IIIST	W 3L PWR	1/400, 1/4	2.1	1992 - 현재

전 절차의 검증 또는 개발을 목적으로 실험 장치들이 운영되고 있다.

일본원자력연구소에서는 ROSA 시리즈의 대형 열수력 종합 효과 실험 장치를 이용하여 많은 실험을 수행하였다.

ROSA 시리즈의 실험 장치는 비등경수로를 모의하는 ROSA-III를 시작으로 가압경수로를 모의하는 ROSA-IV(일명 LSTF)를 거쳐, 1990년대에는 웨스팅하우스의 AP600를 모의하는 ROSA-V(혹은 ROSA-AP600)로 발전되었다.

LSTF 실험 장치는 웨스팅하우스 형 가압경수로를 모의하는 대형 실험 장치로 SBLOCA 및 운전 과도 기 사고에서의 열수력 현상을 모의하고자 제작되었다. 이 실험 장치는 Full-Height이고 체적 척도비가

1/48로서, 웨스팅하우스 3,423 MWt 4-루프 원자로를 모의한다. 실험 장치의 운전 압력 및 온도는 기준 원전과 동일하고, 노심 출력은 원자로 정지 후 수 초에 발생하는 노심 붕괴열을 모의한다.

LSTF에서 모의된 운전 과정은 급수 상실, 부하 상실, 잔열 제거 계통 상실, 주급수 유량 증가, 주증기관 혹은 주급수관 파단, 발전 소 전원 상실 사고들을 포함한다.

또한 발전소 복구 절차 실험으로서 다양한 ECCS 설계에 따른 성능 실험, 다양한 발전소 복구 절차, 일차 냉각 계통 및 이차 냉각 계통의 Feed-and-Bleed 작동 실험 등을 수행하였다.

프랑스 Grenoble 원자력연구소에 위치한 BETHSY 실험 장치는



가압경수로의 사고를 모의한 종합 효과 실험 장치이다.

이 실험 장치의 주요 목적은 CATHARE 코드 평가를 위한 실험 데이터를 제공하고, 가압경수로의 비상 운전 절차에 대한 물리적 기반을 제공하는 데 있다. 기준 원전은 3~루프 2,775MWt Framatome 가압경수로이며, 체적비가 1/100인 Full-Height, Full-Pressure 실험 장치이다.

미국의 LOFT 실험 장치는 약 3,000MWt의 가압경수로를 기준 원전으로 하며, 노심 출력은 약 50 MW로 높이비가 1/2인 실제 핵연료를 사용하여 실험을 수행하였다.

LOFT 실험은 냉각재 상실 사고를 예측하기 위해 사용되는 해석 방법들을 평가/개선하기 위한 실험 데이터를 제공하였다. 이와 관련하여 ECCS와 같은 공학적 안전 계통의 성능이 주요 실험 대상이었다.

미국 Idaho 국립연구소에 있는 Semiscale 실험 장치는 LBLOCA를 모의하는 Semiscale Mod-1과 Mod-3에서 출발하여, SBLOCA 및 과도기 사고들을 모의하는 Semiscale Mod-3로 개조되어 운영되었다.

일련의 Semiscale 프로그램은 LOFT 실험을 지원하기 위한 보조 실험으로 출발하여 오히려 LOFT 실험보다 많은 종류의 다양한 실험을 수행한 대표적인 실험 프로그램

〈표 2〉 주요 열수력 종합 효과 실험 장치의 실험 목적

실험 장치명	실험 목적
Semiscale	- SBLOCA with upper head injection
	- Non-condensable gas effect
	- Emergency Core Cooling System (High pressure & low pressure injection, Accumulators)
LOFT	- Components & system response during LOAs
	- Performance of the ECCS
	- Investigation of any unexpected events or thresholds
UMCP	- SBLOCA, natural circulation
	- Phase separation boiler-condenser mode
MIST	- SBLOCA, natural circulation
	- Phase separation boiler-condenser mode
APEX	- AP600 safety margin, design certificate and confirmatory test
	- System behavior (ADS, IRWST, CMT)
	- DBA/beyond DBA (SBLOCA)
PUMA	- Provide integral data to NRC for the assessment of the RELAP5 code for SBWR applications
	- Assess the integral performance of GDGS and PCCS
	- Assess relevant SBWR phenomena important to LOAs and other transients
LSTF	- Simulate thermal hydraulic phenomena peculiar to SBLOCAs and operational transients
	- Long term cooling by natural circulation
	- Plant recovery technique under accident conditions (EOP,AMP)
	- Creation of code assessment data base
BETHSY	- SBLOCA, natural circulation, loop asymmetries
	- LBLOCA reflood
	- CATHARE code development
PKL III	- Refill & reflood of LOCA
	- Beyond design basis accident (Total loss of feedwater flow)
	- Accident management plan (AMP)
LOBI	- SBLOCA, special transients (station blackout, natural circulation, SG performance test etc.)
	- Recovery procedures
	- Accident management strategies (AMS)
SPES	- SBLOCA, SGTR, SLB, ADS, Transients, ATWS
IIST	- EOP, PCCS for APWR

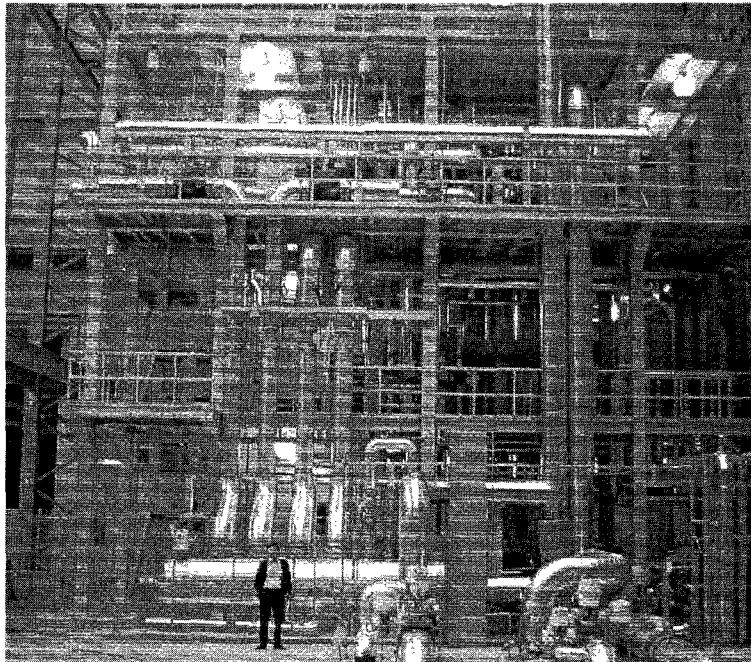
이다. 이 실험 프로그램은 1979년 까지의 제1단계와 1985년까지의 제2단계로 나뉘어 진행되었으며, 여기서 수행된 실험은 약 200여회에 달한다.

Semiscale Mod-3는 체적비가 약 1/1706인 Full-Height 실험 장치로서 3411 MWt 웨스팅하우스 4-루프 가압경수로를 모의하였다. 이 실험 장치에서는 주로 LBLOCA 시의 Blowdown, Refill, Reflood 현상이 연구되었으며, 특히 비상 노심 냉각수의 상부 헤드 주입 장치가 설치되었다.

PKL은 Siemens/KWU형의 1,300 MWe 가압경수로를 모의한 종합 효과 실험 장치로서, 독일 Erlangen의 Siemens/KWU 연구 센터에서 운영중이다. PKL 실험장치의 연구 목적은 설계 기준 사고 및 설계 기준 초과 사고에서의 가압 경수로의 열수력 거동의 관찰이다.

PKL 실험은 1973년 PKL I 실험 장치가 건설되었고, PKL II를 거쳐 현재 PKL III가 운영중이다. 초기 PKL I과 II에서는 LBLOCA 및 SBLOCA에 대한 실험들이 수행되었고, 현재 운영중인 PKL III에서는 사고 관리 전략 및 운전 정지 등 과도 상태에 대한 실험들이 수행 중이다.

SPES 실험 장치는 이태리의 SIET에 있는 열수력 종합 효과 실험 장치이다.



안전 주입 실험 장치(MIDAS)

SPES-1는 웨스팅하우스형 가압 경수로를 모의하며, 체적비가 1/400이다. 이 실험 장치에서는 소형 및 중간 크기의 LOCA, Station Blackout, 급수 상실 사고 등이 모의되었다.

SPES-2는 SPES-1을 개조하여 웨스팅하우스 AP600를 모의한 것으로서 1993년 말부터 운영되었다. SPES-2 실험 장치는 AP600의 피동 안전 계통에 대한 연구를 수행하여 안전 해석 코드의 평가를 위한 실험 데이터를 제공하였다.

USNRC는 SBWR의 사고 및 운전 과도 상태에서의 안전 계통 성능

해석을 위해 사용되는 RELAP5/ CONTAIN 코드의 불확실성 평가에 사용될 실증 데이터를 얻기 위해 미국 Purdue 대학에 실험 연구를 의뢰하였다. PUMA 실험 장치는 GDCS(Gravity Driven Cooling System)와 피동 격납 용기 냉각 계통과 관련한 상기 코드의 평가를 위한 실험 데이터를 NRC에 제공하였다.

미국 Oregon 주립대학에서 운영 중인 APEX 실험 장치는 AP600의 설계 기준 사고시 피동 안전 계통의 성능을 평가하고, 열수력 코드의 검증을 위한 실험 데이터를 생산하기



위해 건설되었다. APEX 실험 장치는 길이비가 1/4이며, 낮은 압력 및 온도 조건에서 기준 원전의 사고를 모의하는 특성을 가지고 있다.

향후 전망

전세계적으로 많은 열수력 실증 실험 장치가 운영되어, 경수로에서 발생 가능한 다양한 과도기에 대한 광범위한 지식이 축적되었고, 실험 데이터를 기반으로 신뢰성 있는 열수력 코드들이 개발되었다.

원자력발전소를 이용하는 대부분의 국가는 일찍부터 종합 효과 실험 장치를 비롯한 대형 열수력 실험 시설을 구축하여 열수력 안전 기술 확보를 위해 노력해 왔다.

원자력 선진국들은 많은 실험 데이터 베이스와 신뢰성 있는 해석 기술을 이미 확보하고 있으므로, 가능한 한 대형 열수력 실험 장치를 새롭게 구축하기보다는 기존의 장치를 최대한 활용하여 필요한 실험 수요에 대응할 것으로 판단된다.

그러나 새로운 설계 특성을 갖는 신형 원자로가 도입되는 경우에는 새로운 실험 장치의 구축이나 기존 장치의 대폭적인 개조가 요구될 수 밖에 없다. 예를 들어 외국의 어느 대형 실험 장치도 우리 나라의 APR1400의 안전 계통 특성을 제대로 모의할 수 없다.

향후 열수력 실증 실험이 요구될

주요 분야에는 다음이 포함된다.

① 새로운 원자로의 개발 및 인허가를 위한 실증 실험으로 새로운 기기 및 계통, 피동 안전 계통, 격납용기 등에 대한 실험 포함

② 기존 발전소의 출력 증강, 유연한 발전소 운전, 핵연료 연소도 증대 및 발전소 노후화 등을 평가하기 위한 최적 코드 검증 및 불확실도 정량화 실험

③ 다차원(Multi-Dimensional) 모델, 다유동(Multi-Fluid) 모델, 핵적-열수력적 Coupling 등과 관련한 열수력 코드 예측을 개선/검증할 수 있는 실증 실험

향후 원전에서 예기치 못한 사고가 발생하는 경우에는 이를 규명하기 위한 실증 실험이 필요하므로, 특정 원자로 노령마다 적어도 하나 이상의 대형 실험 시설이 활발한 가동 상태로 유지될 필요성이 있으며, 이와 관련한 국제 협력은 지속적으로 강화될 것으로 예상된다. 또한 현재 활발하게 논의되고 있는 제 4 세대 원자로 개발 등이 구체화되면 관련된 실험 수요가 대폭 증가될 가능성이 있다. ☞

〈참고 문헌〉

문상기 외 (1998), 종합실증실험 장치를 이용한 원자로 열수력학 연구 현황 분석, KAERI/AR-509/98, 한국원자력연구소.

양선규, 차종희, 송철화, 정문기 (1997), 열수력 실증실험 현황,

TH-TEAM-97-1, 한국원자력연구소.

장순홍, 백원필 공저 (1999), 원자력 안전 (개정판), 청문각, 서울.

OECD/NEA (1993), CSNI Separate Effect Test Matrix for Thermal Hydraulic Code Validation, Vol. 1 & II, NEA/CSNI/R(93)14.

OECD/NEA (1996), CSNI Integral Test Facility Validation Matrix for the Assessment of Thermal Hydraulic Codes for LWR LOCA and Transients, NEA/CSNI/R(96)17.

OECD/NEA (1996), Nuclear Safety Research in OECD Countries - Areas of Agreement, Areas for Further Action, Increasing Need for Collaboration.

OECD/NEA (1997), Nuclear Safety Research in OECD Countries - Capabilities and Facilities.

OECD/NEA (2001), Nuclear Safety Research in OECD Countries: Major Facilities and Programmes at Risk.

USNRC (1987), Compendium of ECCS Research for Realistic LOCA Analysis, NUREG-1230.