

차세대 원자로 열수력 실증 실험 장치

송철화 · 박종균

한국원자력연구소 신행원자로개발단 책임연구원

국내에서 개발되고 있는 한국형 차세대 원자로인 신행 경수로 1400(APR 1400)의 새로운 설계 개념들에 대한 성능 및 안전성 평가를 위해 필요한 열수력 실증 실험이 한국원자력연구소에 의해 수행되고 있으며 [1], 이를 위해 최근에는 3기의 대형 열수력 실증 실험 장치가 새롭게 구축되었다.

차세대 원자로는 1992년 국내 기술진에 의해 개발이 착수되어 급변말로 개발이 완료될 예정으로 있는 140만kW급 발전 용량을 갖는 가압 경수로형 원자로이다.

이는 원자력 기술 자립의 일환으로 1990년대 중반 한국원자력연구소를 중심으로 한 국내 기술진에 의해 개발된 바 있는 한국형 표준 원전(100만kW)의 개발 기술을 바탕으로, 발전 용량을 증대시키고 또한 새로운 안전 개념을 채택함으로써 경제성 및 안전성을 향상시킨 원자로로서, 2010년에 1호기의 상업 운

전을 목표로 현재 개발이 진행되고 있다[2].

열수력 실증 실험이란 정상 운전 중 원자로에서 발생하는 열을 효과적으로 이용하기 위해 필요하거나 또는 비상시 적절한 대응 조치를 통해 안전하게 원자로를 정지시키는 과정에서 나타나는 유체 유동 및 열 전달 현상을 실증적으로 평가하는 실험이다.

이는 특히 새로운 설계 개념에 대한 성능 및 안전성을 평가하기 위해서 필수적으로 요구되는 분야이다.

즉 기존의 개념과 다른 특성을 가지는 새로운 설계 개념이 도입되는 경우에는 이에 대한 성능 또는 안전성의 평가 및 확인이 필요하게 되는데, 이 때 사용되는 주요 설계 및 해석 체계는 일반적으로 열수력 실증 실험을 통하여 검증 또는 평가된다.

한국원자력연구소의 차세대 원자로 열수력 실증 실험 연구 개발 업무는 과학기술부의 「원자력 연구

개발 중장기 사업」의 일환으로 수행되고 있으며, 이는 또한 정부의 G-7 과제로 추진되고 있는 차세대 원자로 기술 개발 과제와의 긴밀한 연계하에 추진하고 있다.

이번에 구축된 열수력 실증 실험 장치를 활용함으로써 차세대 원자로의 새로운 설계 개념에 대한 성능 및 안전성 평가를 위한 실증 실험이 국내에서도 가능하게 되었다.

동 연구 개발을 통해 확보되는 실험 결과는 원자력 관련 산업체와 안전 규제 기관에 제공됨으로써, 현재 표준 설계 인증을 위한 사전 인허가 심사가 진행되고 있는 차세대 원자로의 새로운 안전 개념에 대한 설계 성능 또는 안전성을 국내의 독자적인 기술로 평가·검증할 수 있게 되었다.

또한 향후 경제성 및 안전성이 향상된 새로운 원자로의 개발에 필요한 핵심 기술을 자체적으로 개발할 수 있는 실증적 평가 기반을 확보하게 되었다.

본고에서는 차세대 원자로 열수력 실증 실험의 추진 경위, 수행 내용 및 향후 전망에 대해 기술하고자 한다.

추진 경위

1992년 6월 정부는 한국 표준형 원전 개발 이후의 원자로 개발 전략으로서 차세대 원자로 기술 개발 사업을 국가 선도 기술 개발 사업(G-7)의 하나로 중점 추진키로 확정함에 따라, 3단계로 구성되는 연구 개발 전략을 수립하였다.

제1단계(1992. 12 ~ 1994. 12)에서는 개발 노형의 확정 및 개념 설계 개발, 제2단계(1995. 3 ~ 1999. 12)에서는 기본 설계 개발, 그리고 제3단계(1999. 3 ~ 2001. 12)에서는 표준 설계 인가 취득 및 장치 소요 항목의 상세 설계 개발을 각각 목표로 추진해 오고 있다[3].

이에는 한국전력공사 및 한국원자력연구소를 포함하는 국내 산·학·연 관련 기관들이 정부의 총괄 조정하에 참여하고 있다.

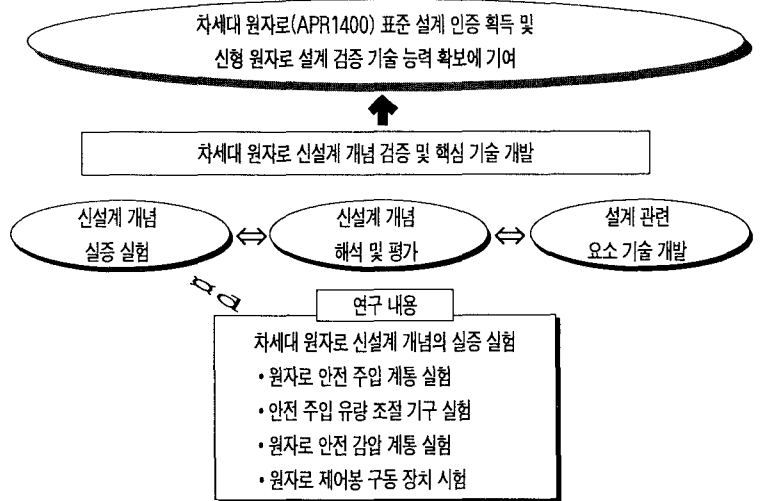
이에 발맞추어 과학기술부에서는 원자력 진흥 종합 계획을 바탕으로 수행해오고 있는 원자력 연구 개발 중장기 사업의 일환으로 3년(1999. 4 ~ 2002. 3)간 <표 1>에 나타난 바와 같이 176억원의 연구비를 투입하여 「차세대 원자로 설계 검증 및 핵심 기술 개발」 사업을 추진하

<표 1> 차세대 원자로 설계 검증 및 핵심 기술 개발 연구비 투입 내역

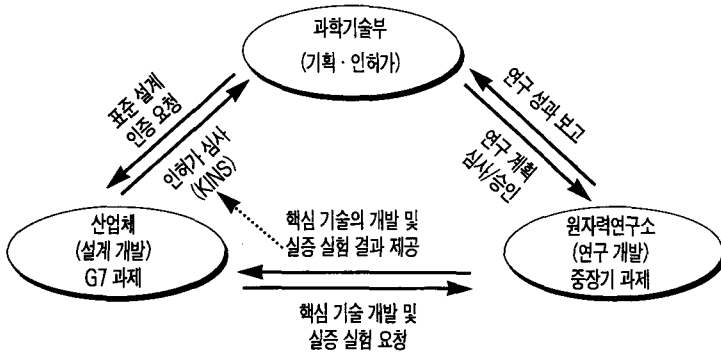
연구기간	1차년도 (1999. 4~2000. 3)	2차년도 (2000. 4~2001. 3)	3차년도 (2001. 4~2002. 3)	합계
연구비(억원)	52.8	70.0	52.9	175.7

<표 2> 주요 열수력 실증 실험 항목

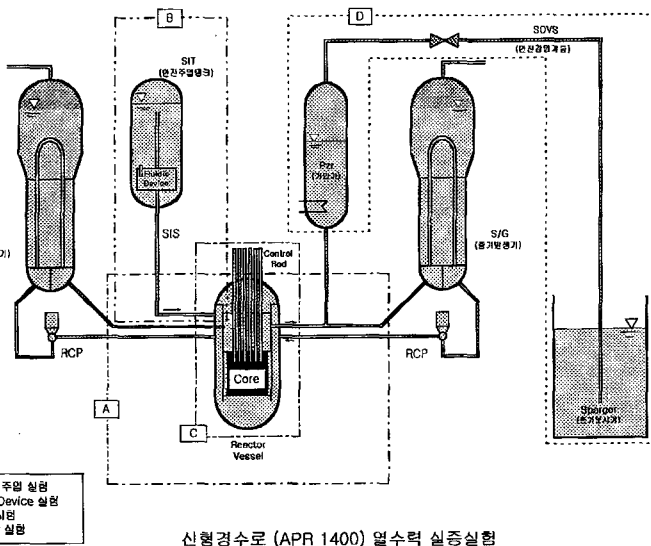
실험 항목	실험 장치 특성	실험 내용
① 안전 주입(DVI) 실험	<ul style="list-style-type: none"> 설계 조건 : 13기압, 300°C 1/24 체적 축소 규모 작동 유체 : 물 및 과열 증기 	<ul style="list-style-type: none"> LBLOCA시의 원자로 용기 강수부에서의 열수력 현상 규명
② 유량 조절 기구 (Fluidic Device) 실험	<ul style="list-style-type: none"> 설계 조건 : 50기압 실규모 안전 주입 탱크 및 유량 조절 기구 설치 작동 유체 : 물 	<ul style="list-style-type: none"> 실규모 유량 조절 기구의 성능 평가 및 검증 유량 조절 특성 곡선의 생산
③ 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
④ 증기 분사기 (Sparger) 실험	<ul style="list-style-type: none"> 설계 조건 : 172기압, 340°C 실규모 증기 분사기 설치 작동 유체 : 물 및 포화 증기 	<ul style="list-style-type: none"> 공기 방출 과정에서의 동적 하중 저유속 증기 방출시의 응축 진동



<그림 1> 연구 개발 목표 및 내용



〈그림 2〉 주요 연계 체계



〈그림 3〉 열수력 실증 실험 모의 대상

고 있다.

한국원자력연구소는 동 연구 개발 사업의 수행 주체로서 〈그림 1〉에 나타낸 바와 같은 연구 목표를 설정하고, 차세대 원자로 신설개념에 대한 실증 실험 및 평가, 그리고 설계 관련 핵심 기술의 개발을

통하여 궁극적으로 차세대 원자로의 안전성 실증 및 신형 원자로 설계 검증 능력의 확보에 기여하고자 연구 개발을 수행중에 있다.

이의 일환으로 차세대 원자로의 새로운 설계 개념들에 대한 성능 또는 안전성 평가를 위해 필요로 하는

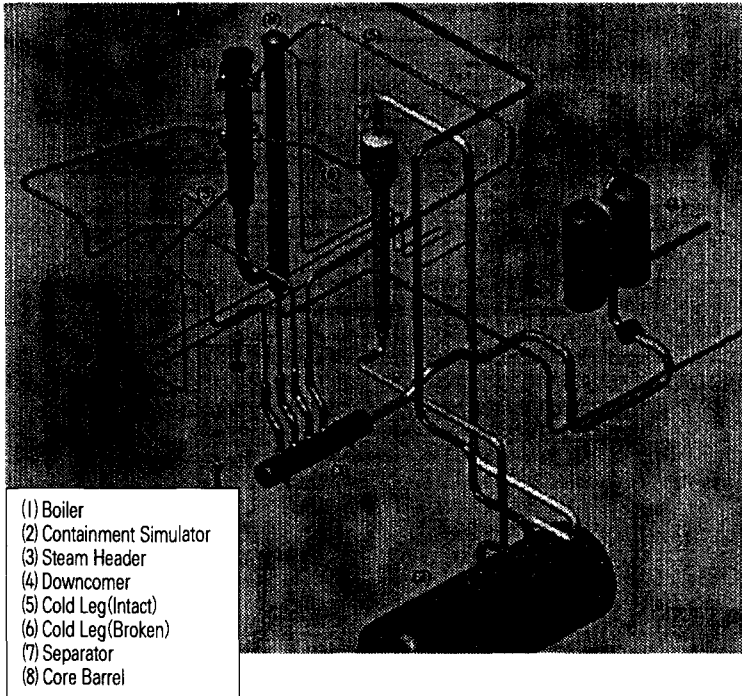
실험 결과를 생산하기 위한 열수력 실증 실험이 수행되고 있다[1]. 이는 〈그림 2〉에 나타낸 바와 같이 G-7 과제와의 긴밀한 연계하에 추진되고 있다.

개발 내용

한국원자력연구소에서는 현재 국내에서 개발중인 신형 경수로 1400(APR 1400)의 새로운 설계 개념에 대한 실증적 평가 자료 생산을 위해 〈표 2〉 및 〈그림 3〉에 나타낸 바와 같은 열수력 실증 실험을 수행하고 있다.

현재 진행되고 있는 열수력 실증 실험의 대상으로는 차세대 원자로에서 새롭게 채택하고 있는 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), 그리고 원자로 제어봉 구동 장치(CEDM: Control Element Drive Mechanism) 등이 있다.

이를 위해 세 가지 실험 장치를 새롭게 구축하였으며, 안전 감압 증기 분사기 실험은 정부의 원자력 연구 개발 중장기 사업을 통해 이미 확보한 실험 장치를 개조하여 활용하고 있다.



〈그림 4〉 안전 주입 계통 실험을 위한 MIDAS 실험 장치

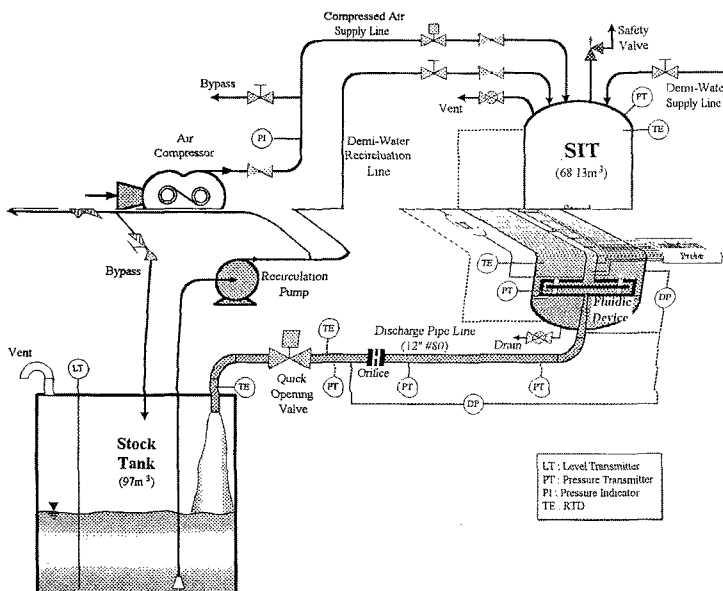
1. 안전 주입 계통 실험

원자로 용기 직접 주입(DVI) 방식의 안전 주입 계통은 차세대 원자로에 새롭게 채택되는 개념으로서, 이는 비상시 원자로 노심의 냉각을 위한 냉각수 주입이 효과적인 뿐만 아니라 기존의 저온관 주입 방식에 비해 계통이 단순화되고 운전 신뢰도가 향상됨에 따라 원자로 안전성 향상에 기여하게 되는 설계 개념으로 알려져 있다[2].

본 실험은 DVI 방식의 안전 주입 계통에 대한 성능 평가를 위한 실증 실험으로서, 이로부터 원자로 배관 계통의 가상적인 대형 파단 사건 발생시 DVI 방식의 안전 주입에 의한 노심 냉각 성능 평가에 필요한 핵심 열수력 현상을 규명하고자 한다.

이를 위해 새롭게 구축한 MIDAS 실험 장치는 실제 원자로의 주요 부분을 1/24로 축소 모의한 동 분야 세계 최대 규모의 실증 실험 장치이다. 〈그림 4〉는 실험 장치의 개략도이다.

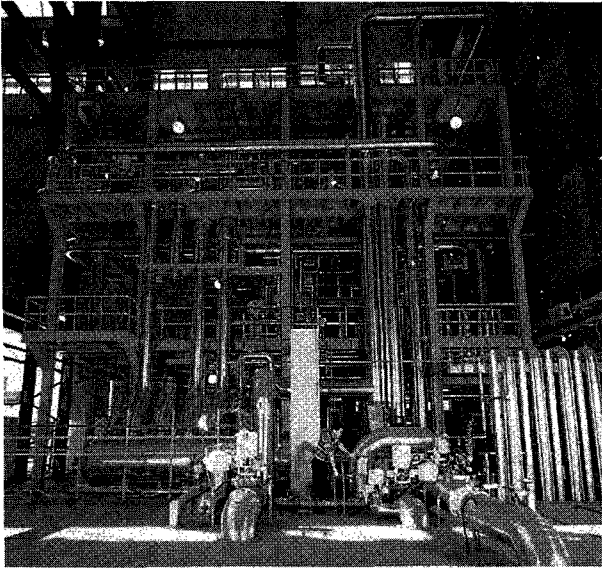
특히 본 장치는 다양한 설계 개념을 갖는 안전 주입 계통의 작동 특성을 모의함으로써 새로운 원자로 개발을 위한 신안전 개념의 도출 및 이에 대한 실증적 평가 자료 생산에도 이바지할 수 있을 것으로 기대된다.



〈그림 5〉 유량 조절 기구 실험 장치(VAPER) 개략도

2. 안전 주입 유량 조절 기구 실험

유량 조절 기구(Fluidic Device)



유량 조절 기구 실험 장치(VAPER)



MIDAS 실험 장치

는 안전 주입 탱크 내부에 설치되어 운전원의 개입이 없이 원자로 냉각을 위한 안전 주입 유량을 자동적으로 조절해 주는 새로운 작동 개념으로서, 이는 비상 노심 냉각수의 효율적인 활용에 따른 안전성 및 운전 신뢰도 향상에 크게 기여할 것으로 기대되는 개념이다.

본 실험은 피동형 안전 주입 유량 조절 기구의 설계 성능을 실증적으로 평가·검증하고, 또한 이에 대한 안전 주입 특성 곡선을 생산하는 데 목적이 있다.

이를 위해 실제 작동 조건하에서 실제 규모 크기의 안전 주입 탱크 및 유량 조절 기구를 설치, 실험할 수 있는 실험 장치(VAPER)를 구축하였는데, 이는 세계 유일의 실규모

실증 실험 장치이다. <그림 5>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 차세대 원자로의 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.

3. 안전 감압 증기 분사기 실험

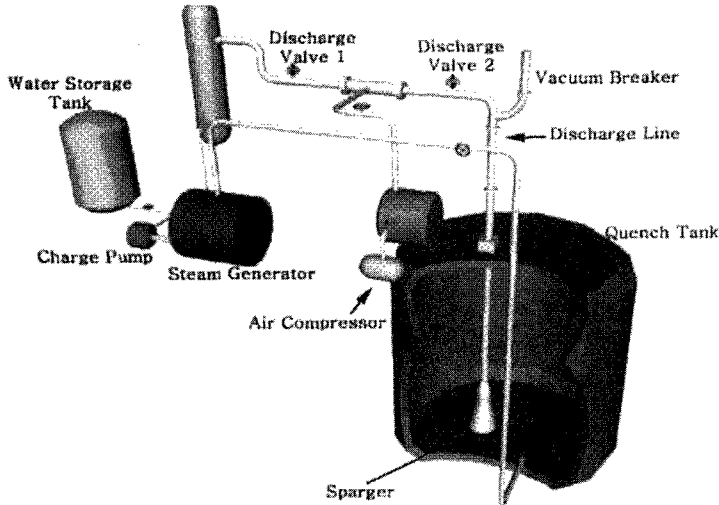
비상시 원자로 계통의 안전한 감압을 위해 작동되는 안전 감압 배기 계통(SDVS)을 구성하는 증기 분사

기(Sparger)의 작동 특성을 평가하기 위한 열수력 실증 실험이 수행된다.

이 실험을 통하여 원자로의 감압 운전시 고압 증기의 방출 과정에서 나타나는 방출 배관 계통 및 응축수조의 건전성을 평가하기 위한 열수력 실험 결과들이 생산된다.

이를 위한 실험은 기존에 확보된 실험 장치(B&C)를 확장·개조하여 활용하게 되며, 원자로의 실제 운전 온도·압력 조건하에서 실규모의 증기 분사기를 장착하여 실험을 수행하게 된다.

<그림 6>에는 동 실험 장치의 개략도가 나타나 있다.



〈그림 6〉 증기분사기 실험 장치(B&C) 개략도

4. 제어봉 구동 장치 시험

차세대 원자로뿐만 아니라 기존의 가압 경수로에 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 조건하에서 수행된다.

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 평가하게 된다.

동 실험 장치를 구축함으로써 그동안 외국의 시설에 의존해 오던 국내 가압 경수로 관련 성능 시험을 자체적으로 수행할 수 있게 되었을 뿐만 아니라, 새로운 원자로의 개발

시 요구되는 실험도 독자적으로 수행이 가능하게 되었다.

개발 의의 및 향후 전망

차세대 원자로의 열수력 실증 실험과 관련된 연구 개발 업무는 산·학·연의 효율적인 협력 체제하에 수행되고 있으며, 특히 G-7 과제인 「차세대 원자로 기술 개발」 3단계사업의 추진 계획에 부합토록 유관 기관과의 긴밀한 협력하에 추진되고 있다.

뿐만 아니라 산업체·규제 기관 및 학계를 포함하는 국내 유관기관 전문가들의 광범위한 기술 자문 및 기술 협의를 통해 연구 방향을 정립함으로써 연구 결과의 활용도를 극대화하고자 노력하고 있다.

국내 기술로 개발되고 있는 차세대 원자로의 안전성 확보 및 향상을 위한 독자적인 실증적 평가 기반이 구축됨에 따라 차세대 원자로의 새로운 안전 개념에 대한 성능 및 안전성을 자체적으로 평가할 수 있게 되었다.

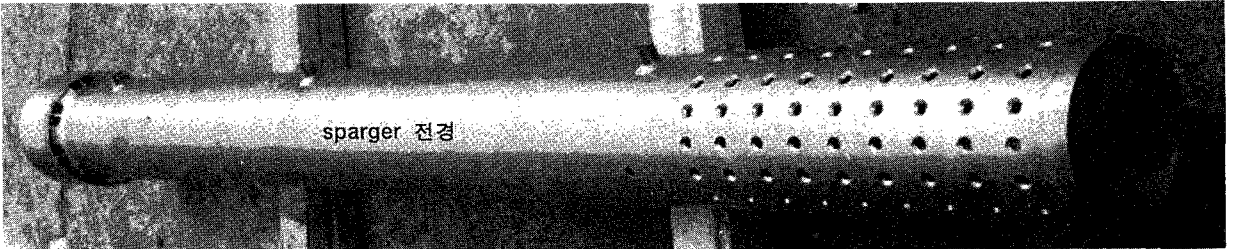
이로부터 생산되는 열수력 실증 실험 결과는 원자로 개발 기관 및 인허가 심사 기관에 제공됨으로써, 단기적으로는 현재 진행되고 있는 신형 경수로 1400의 표준 설계 인증을 위한 안전성 평가 및 확인에 직접 활용될 것이다.

장기적으로는 향후 안전성이 향상된 새로운 원자로의 개발시 최적 설계 방안의 도출 및 이에 대한 실증적 안전성 평가에도 유용하게 활용될 것으로 기대하고 있다.

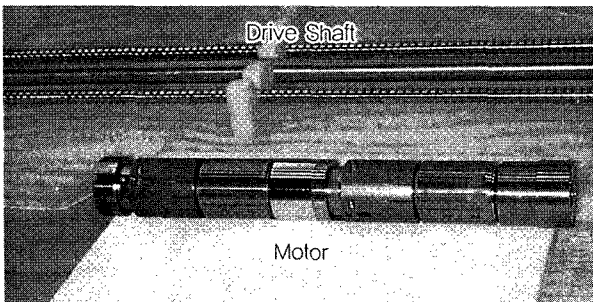
그리고 원전 기술의 완전한 자립 및 국산화를 위해 요구되는 주요 기술 개발 기반을 자체적으로 확보하게 됨으로써 궁극적으로는 원전의 안전성 향상에 크게 이바지할 수 있게 되었다.

또한 관련 핵심 기술의 해외 의존도를 탈피함으로써 상당한 경제적 효과를 얻게 될 뿐만 아니라, 대등한 입장에서 선진국과의 기술 교류가 가능하게 될 것으로 기대된다.

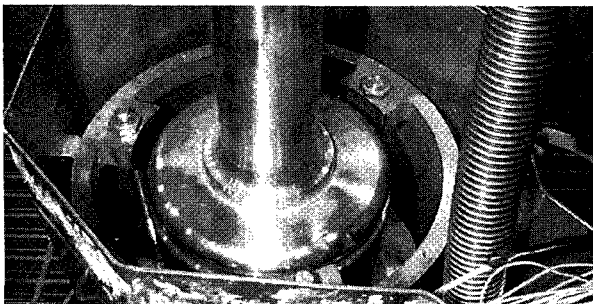
이번에 개발된 열수력 실증 실험 장치들은 종합적이고도 실증적인 평가 체계를 통해 국내 개발 원전의 안전성을 확인하기 위한 우리의 의



실규모 증기분사기



시험용 CEDM 구성 부품



시험용 CEDM 상부

〈참고 문헌〉

- [1] C.-H. SONG 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] H.G. Kim et al., "Development of the Advanced Light Water Reactor in Korea: The Korean Next generation Reactor", SMiRT-15, Seoul (2000)
- [3] 손병헌, "신형경수로 1400 기술개발 현황과 원전 건설 준비", 원자력산업, 제 218호 제4권, 한국원자력산업회의 (2001)

지를 대내외적으로 알리는 중요한 계기가 될 것이며, 또한 원전 플랜트의 수출 산업화 추진에도 크게 기여할 수 있을 것으로 기대된다.

또한 금번에 구축된 고온 고압 열수력 실증 실험 기반 시설 및 고온

고압 조건하에서 운전되는 열공정의 실증적 평가 기술들은 원자력 분야 이외의 일반 산업 분야에서도 유용하게 활용될 수 있을 것으로 예상된다. ☞