

# 韓國의 原子力研究開發 現況

本稿는 지난 91年 11月26日 ANS 韓國支部 月例會議에서 韓國原子力研究所 車宗熙박사가 발표한 論文을 轉載한 것이다.



車 宗 熙

韓國原子力研究所 責任研究員

## 서 언

한국이 원자력의 평화이용의 개발을 시작한 지도 이미 30년이 넘었다. 비교적 짧은 역사에도 불구하고 한국의 원자력과학기술은 높은 수준에 도달했고 일부 분야에서는 세계수준에 이르고 있다. 1960년대 후반까지는 연구용 원자로를 이용한 원자력과학기술의 기초연구에 역점을 두었다. 한국 최초의 원자력발전소인 KNU (Korea Nuclear Unit) 1호기가 1970년초에 건설을 시작한 후로 대규모의 원자력발전계획을 뒷받침하기 위해 원자력발전에 연구노력이 집중되었다.

현재 한국은 운전중인 원전 9기를 갖고 있는데 그 총시설용량은 7,616MWe로 전체발전량의 약 절반이다. 이 외에 현재 건설중인 것이 2기, 설계중인 것이 3기 있는데 2006년까지 모두 13기를 더 건설하는 것으로 계획돼 있다. 이같은 강대한 원자력발전계획은 훌륭한 산업 기반과 연구소 및 대학의 과학기술지원에 의해 가능했던 것이다.

원자력발전의 연구개발분야는 3가지로 나뉘어져 있다. 즉 원자로기술, 방사성폐기물관리를 포함한 핵연료주기 및 원자력발전소의 안전성

및 신뢰성이다. 이같은 연구개발의 주체는 한국원자력연구소(KAERI)로 이 기관은 한국 원자력분야의 광범한 연구개발의 책임을 지고 있다. 이외에도 원자력발전에 관한 연구활동에 중요한 역할을 하는 기관으로는 한국전력공사(KEPCO), 한국전력기술주식회사(KOPEC), 한국과학기술원(KAIST) 및 관련대학 등이 있다. 원자력규제업무와 관련한 연구의 일부는 한국 원자력안전기술원(KINS)에서 수행하고 있다.

## 원자로기술

드리마일 아일랜드(TMI) 및 체르노빌원전 사고는 원자력안전성에 대한 국민의 관심을 불러일으켰으며 이들 사고로 야기된 안전성문제를 해결하기 위해 추가적인 개선이 필요했다. 이같은 상황에서 전력회사들(대부분 미국회사)은 신형 경수로(ALWR)의 설계기반을 구축하는데 힘써 왔다. 현재 두가지 ALWR이 개발되고 있는데 개량형(evolutionary) ALWR과 수동형(passive) ALWR이 그것이다. 개량형 ALWR은 다음 차례 경수로의 노형이다. 이 원자로는 재래식 원자로를 감소화하고 실질적으로 개량한 원자로로서 능동적 안전계통을 사용

하고 지금까지 30년간에 걸친 경험에서 얻은 교훈을 반영한 것이다. 한편 수동형 ALWR은 경수로노형에서 일보 전진한 것이다. 현재의 수동형 원자로로는 重力排水, 자연순환과 같은 자연현상을 이용해 노심과 격납용기를 냉각시키는 수동적 안전계통을 사용하고 있다.

1986년부터 한국은 KNU 11, 12호기 건설사업을 계기로 원자력기술자립화 노력을 기울이기 시작했다. 원자력기술자립화계획을 추진하기 위해 KEPCO, KOPEC, KHIC, KAERI, KNFC 등으로 구성된 전력그룹이 형성되었다. 이 그룹의 각 기관은 KNU 11, 12호기 건설사업에서 업무를 분담했다. KAERI는 원자로계통(NSSS)설계를 맡았다. 이 사업에서 KAERI는 Combustion Engineering社(CE)와 기술이전협정을 맺어 합동계통설계계획에 따라 CE社 System 80의 NSSS 설계기술을 확립했다. 이러한 경험과 능력을 바탕으로 KAERI는 현재 가까운 장래에 건설예정인 개량형 ALWR(PWR)기술개발에 도전하고 있다.

한편 KEPCO는 1988년에 KAERI, KOP EC과 공동으로 신형 원자로에 대한 예비타당성조사에 착수했는데 이 조사에서는 현재의 수동형 원자로와 고유안전로가 Lahmeyer 기준에 따라 평가되었다. 그 결과 수동형의 신형 원자로 첫 호기의 상업운전을 2006년으로 예정하는 것이 바람직하다는 결론이 나왔다. 1990년 KAERI는 KAIST, 서울대학교 공동으로 1년간 수동형의 신형 원자로에 대한 타당성조사를 실시했다. 이 조사는 외국에서 개발한 수동형 원자로의 안전성, 기술 및 경제성을 분석, 평가해서 한국에서의 수동형 원자로개발가능성을 검토하고 이를 장기개발계획에 반영하기 위한 것이었다. 최근에 KAERI는 수동형 ALWR을 개발해 이를 2006년까지 상업운전에 들어가도록 하기 위한 시나리오를 작성했다. 또한 신형 원자로연구센터가 KAIST 내에 설치되어 기초연구가 시작되었다.

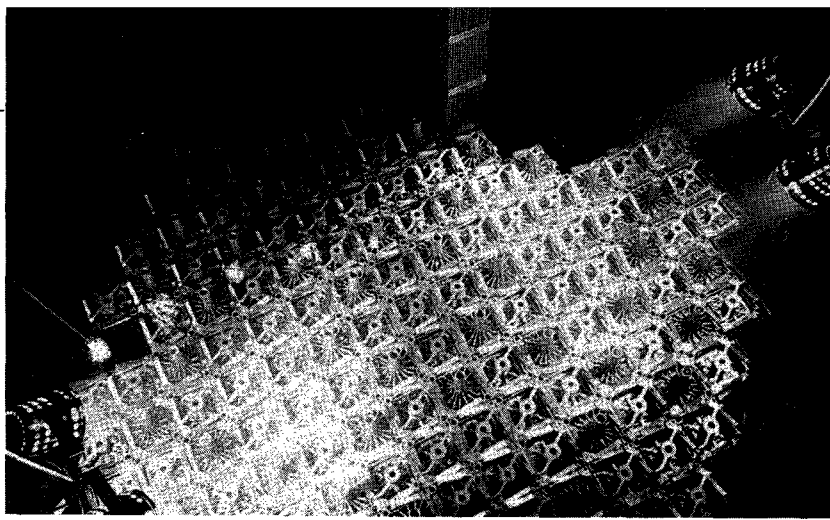
고속증식로(FBR)는 사용후연료를 재순환시킴으로써 방사성폐기물을 상당히 줄일 수 있다. FBR은 그 증식특성 때문에 현재의 PWR

보다 우라늄이용률을 60배 높일 수 있다. 또한 나트륨냉각재를 사용하면 운전온도에 상당한 여유가 생겨 FBR에 여러가지 고유안전성을 부여할 수 있다. 이러한 이점 때문에 선진국에서는 FBR을 차세대 원자로 중에서 가장 유망한 것으로 보고 있다. 이들 선진국에서는 상업용 FBR을 2005년까지 개발완료하고 2025년까지 경제적인 FBR과 이와 연관된 핵연료주기를 완성하도록 계획을 추진중이다. 이러한 상황에서 한국은 신형 원자로인 FBR을 개발할 수 있을 만큼 성숙한 것으로 보인다. 궁극적으로 고유안전로를 자체개발하기 위해 노심계산, 열수력학적분석, 나트륨기술 등의 분야에서 기본적인 기술개발이 현재 KAERI에서 진행되고 있다.

원자로기술분야에서 새로운 연구용 원자로의 건설은 또 하나의 성취이다. KAERI는 한국형 다목적 연구로(KMRR)라고 불리우는 이 원자로를 설계, 건설하는데 주도적인 역할을 하고 있다. 원자로기술자립의 일환으로 이 KMRR을 갖는다는 것은 한국으로서는 필수적인 일이다. KMRR은 핵연료와 핵물질을 높은 중성자속에 조사하는 시험과 방사성동위원소생산을 위해 설계된 30MWt급의 Open-tank in pool형의 원자로이다. KMRR 건설계획은 1986년에 시작되었는데 1992년에 가동될 예정이다. KMRR의 가동은 한국의 원자로기술을 발전시키는 데 큰 의미를 갖는다. 또한 KMRR은 연구환경과 실험작업을 발전시키는 데 큰 역할을 하게 될 것이다.

## 핵연료주기기술

한국의 핵연료기술국산화는 Siemens/KWU社 협력하에 KAERI, KNFC, KEPCO에 의해 이루어졌으나 KAERI는 핵연료와 노심설계를 맡고 KNFC는 핵연료성형작업을 맡았다. 세가지의 한국형 연료집합체(KOFA)가 Siemens /KWU社와의 공동작업으로 개발되었는데 고리 1호기용의 14×14형, 고리 2호기용은 16×16형, 나머지 6기의 PWR을 위한 17×17



형이 그것이다. KOFA는 1990년 2월에 고리 2호기에 처음 장전된후로 다른 모든 PWR 노심에 장전되었다. 1991년 3월에 영광 2호기에서 처음으로 조사된 KOFA의 검사가 실시되었는데 앞으로 다른 호기에서도 이같은 검사가 시행될 예정이다. KOFA 성능확인을 위해 해당 호기의 연료장전정지기간중에 각형의 KOFA 샘플에 대해 정밀검사가 실시될 것이다. 핵연료기술의 국산화후 KAERI와 KNFC는 KEP CO의 지원하에 한국형의 개량형 핵연료(KAFA)라고 불리우는 개량된 연료집합체를 적극 개발할 것이다. 이 새로운 연료집합체는 연료주기원가를 낮추고 노심의 운전여유도를 높이며 설계 및 운전의 탄력성을 개선하게 될 것이다. 또한 KAFA는 연소도를 높이고 연료펠레트와 mixing vaned spacer grid를 개선한다. KAFA는 1995년 상용화를 목표로 개발한 계획인데 연료설계보고서를 작성하기 위한 모든 설계분석을 1993년중반에 끝낼 예정이다.

현재 KAERI는 캐나다의 AECL社 협력하에 개량형 CANDU용 연료개발을 시작했다. 이 신형 CANDU 연료의 최대線形 연료比출력은 현재의 CANDU 연료보다 약 20% 낮아질 것이다. 이것은 낮은 온도와 낮은 축적에너지 및 작은 핵분열에너지의 free inventory 때문에 안전도를 높인다. 최적화된 연료요소구조와 조합된 낮은 연료比출력은 높은 연소도와 출력의 조정을 쉽게 성취시켜 준다. 신형 연료의 임계열유속과 임계채널출력은 亂流를 증진시키는 연료다발의 부침쇠와 위치를 최적화함으로써 향상될 것이다. 이러한 특성은 기존 원자로의

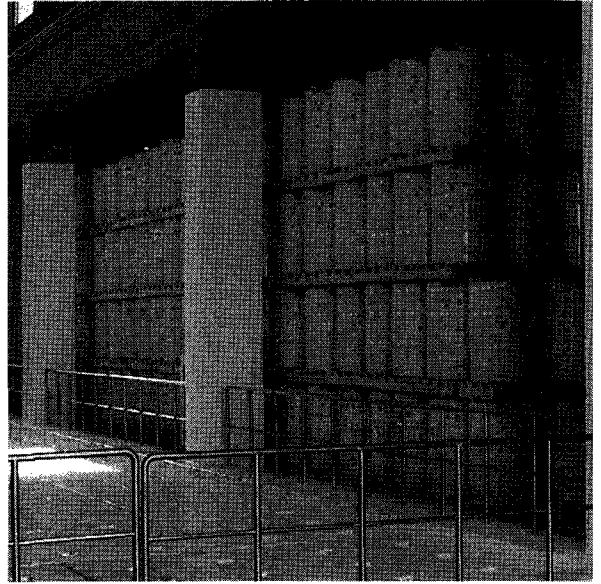
운전여유도를 높이는데 사용할 수 있다. KAERI에서 진행중인 이 새 CANDU 연료에 대한 연구는 1995년까지 신형 연료의 세부설계와 爐내외시험 및 성형가공기술개발을 끝내고 1997년까지 그 성능을 확인하기 위해 상업용 CANDU 爐에서 대규모의 조사실증작업을 시행할 계획이다.

LWR의 사용후연료는 CANDU 爐에 대해서는 염가의 핵분열물질원이 될 수 있다. 만일 재처리시설을 갖고 있지 않는 나라가 LWR 사용후연료에 남아 있는 모든 에너지를 활용하기 위해 CANDU 爐를 사용하기를 원한다면 핵분열 생성물과 우라늄/플루토늄혼합물로부터 바람직하지 않는 액티나이드성분을 분리하는데 화학제염방법을 사용할 수 있을 것이다. 이 혼합물은 그 다음에 혼합산화물연료로 전환된다. 이것은 소위 Tandem 연료주기라고 불리운다. 한국은 PWR, CANDU를 모두 가지고 있기 때문에 Tandem 연료주기를 이용할 수 있는 유리한 입장에 놓여있다. 2000년까지 한국의 PWR은 매년 약 156톤의 우라늄과 1.5톤의 플루토늄을 배출하게 될 것이다. 그때 가서는 PWR 사용후연료 중에 2,246톤의 우라늄과 22톤의 플루토늄이 축적될 것이다. 사용후연료 중의 우라늄은 0.7~0.8wt%의 U235 농도를 갖는다. 2000년에 가서 한국에서 발생하는 PWR 사용후연료로부터 연간 배출되는 우라늄과 플루토늄량은 CANDU 爐출력 3~4GWe를 낼 수 있는 연간 연료소요량과 맞먹는다. Tandem 핵연료주기에 관한 AECL社와의 공동연구에서 이 주기의 이점이 높이 평가되었지만

아직도 한국에서는 타당성조사단계에 머물러 있다.

원자로운전조건하에서 국내가공된 핵연료의 열수력학적 적응력과 기계적 강도를 평가하는 것은 중요하다. 따라서 이를 위해 CANDU 형 연료시험용 루프설비가 KAERI에 이미 설치돼 1982년부터 CANDU 형 연료개발에 크게 기여하고 있다. 이 설비는 앞으로도 계속 개량형 CANDU 연료개발에 이용될 것이다. 최근에는 PWR형 연료의 爐外설계실증시험설비(PWR hot test, 루프설비라고 부름)가 원자로운전조건하에서 실물크기의 PWR 연료집합체의 수력학적 시험을 위해 KAERI에서 설계, 건설되었다. 이 설비는 기존의 PWR 연료집합체의 수력학적 변수를 재현시켜 개량형 spacer grid, intermediate flow mixer, bottom nozzle 등의 연료부품의 설계개선을 실증하기 위해 사용될 것이다.

KAERI는 방사성폐기물관리사업과 이와 관련된 연구개발업무를 위임받고 있다. 한국에서의 방사성폐기물관리의 일차적인 관심사는 저준위폐기물처분과 사용후연료의 저장문제이다. 따라서 저준위폐기물처분과 사용후연료저장에 관한 연구개발활동이 중점적으로 이루어지고 있으며 이와 병행해서 저준위폐기물처리, 제염, 원자로폐쇄에 관한 연구개발도 기본적인 기술확립을 위해 진행되고 있다. 저준위폐기물 처분에서는 장기적인 안전성을 보장하기 위해 안전평가기술이 필요하다. 따라서 안전성에 대해 보수적인 평가를 할 수 있는 컴퓨터코드 개발되고 개선되어 왔다. 한국에서는 저준위폐기물처분장으로 암석동굴형을 선택할 가능성이 많기 때문에 평가방법에는 지하수의 흐름, 저장소의 재포화, 방사성폐기물용기의 파손 및 용해, 근·원거리이동, 사람에게 피폭을 가져오는 생태계변동이 포함된다. 안전평가를 실험적으로 지원하고 입지선정, 저장소설계, 운전, 모니터링, 폐쇄에 관한 기술을 개발하기 위해 현재 몇가지 사업이 진행중에 있다. 여기에는 입지와 폐기물의 특성파악, 저장소의 장벽 및 재매립평가, 지층구조와 생태계의 변동상황평



가 등이 포함된다.

방사성폐기물관리에 대한 국가정책에 의하면 사용후핵연료는 원자로로부터 떨어진 중앙저장소에 저장하게 되어 있다. 이 점에 관해서는 사용후연료의 장기적인 안전성, 기재저장방법의 개발, 사용후연료 수송방법의 개발 등이 현재 진행되고 있다. 이같은 연구개발활동과 병행해서 소각에 의한 용적축소, 시멘트와 폴리머에 의한 고화, 원자력시설의 제염 및 폐기 등이 원자력발전사업을 지원하기 위해 수행되고 있다.

사용후연료 수송기술개발에서는 1986년 KAERI에서 최초의 PWR용 수송용 캐스크(KSC1)를 개발해 고리 1호기의 사용후연료집합체를 KAERI의 조사후 시험시설로 수송하는데 사용되었다. 1987년부터 1990년까지 KAERI는 4개의 PWR 연료집합체를 수송할 수 있는 두번째 수송용 캐스크(KSC4)가 설계, 허가취득, 제작되었다. 이 KSC4 수송용 캐스크를 사용해 PWR 사용후연료집합체를 고리 1호기로부터 3호기로 수송했다. 이같은 기술축적을 바탕으로 많은 대형 수송용 캐스크가 사용후연료를 원자력발전소로부터 중간저장소까지 수송하기 위해 개발될 것이다.



## 원자로안전

원자로안전의 목적은 원자로내에 있는 방사성물질의 방출로부터 일반인들을 보호하는데 있다. 한국의 원자력계는 원자력발전소의 안전 기록을 자랑스럽게 여기고 있다. 그러나 원자로안전성은 앞으로도 최대관심사가 될 것이고 위협을 줄이기 위해 더욱 노력해야 할 것이다. 현재 한국에서 진행중인 원자로안전에 관한 연구활동은 여러 기관에서 이루어지고 있다. 여기서는 주로 KAERI에서 이루어지고 있는 연구활동을 소개하려고 한다.

드리마일 아일랜드(TMI)원전사고는 중대한 노심손상사고의 위험성을 재확인해 주었다. 이 사고에서 원자로노심은 설계기준 냉각재상실사고영역을 초과한 복합적 고장의 사고결과로 심하게 손상되었다. TMI 사고후 미국원자력규제위원회(NRC)는 사고내용을 파악하고 사고재발방지와 사고의 영향을 최소화시키기 위해 80년대초기에 중대사고연구계획을 세웠다. KAERI에서의 중대사고연구는 KAERI와 미국 NRC간의 1984년에 체결한 3개부문에서의 공동연구에 관한 상호협력협정에 따라 시작되었

다. 그 3개부문은 중대사고시의 손상된 연료의 거동, 핵분열생성물의 방출과 이동격납용기부하 등이다. KAERI 직원들은 미국의 국립연구소에서 중대사고실험분석, 분석모델과 컴퓨터코드의 개발 및 평가작업 등에 참여했다. 현재 중대사고결과분석과 격납용기거동에 대한 컴퓨터코드시스템의 응용이 수행되고 있다. 또한 국내 원자력발전소의 source terms도 평가하고 있다.

지난 수년간 중대사고에 관한 실험이 KAERI에서 실시되었다. 이 실험은 강제대류 dry-out 熱流束을 측정하는 일과 중대사고후 실제로 열화된 노심을 모의한 열이 발생하는 debris bed의 급냉현상을 조사하기 위한 것이다. 이외에 중대사고발생시의 1차냉각재감소와 1차냉각대계통내의 비용축성가스가 단상 및 2상차연순환에 미치는 영향을 조사하는 실험도 실시되었다.

확률분석위험도평가(PRA)는 건설전에 설계취약점을 검출하고 건설후에 발전소의 위험성을 예측하는데 사용된다. 원자력발전소의 경우 PRA는 설계상의 과실과 공통적인 사고원인, 모드고장, 잘못된 계통의 상호작용 등을 밝혀

낸다. 현행 PRA는 중대사고판정과정에서 중요한 역할을 하고 있다. KAERI의 PRA연구 개발활동은 방법의 개발과 그 응용의 두부분으로 나눌 수 있다. 방법개발부문에서는 KIRAP라고 하는 컴퓨터코드가 레벨1의 PRA를 하기 위해 개발되었다. 공통적인 원인에 의한 고장과 인간의 신뢰성분석을 정량화하기 위해 두가지의 PC를 기본으로 한 컴퓨터프로그램도 개발되고 있다. 방법개발의 또다른 부문은 격납용기의 성능을 평가하기 위한 논리를 개발하는 것이다. 이 논리는 현재 시행되고 있는 방법을 철저히 비교검토하는데 그 바탕을 두고 있다. 한편 공중보건위험성평가에서는 인구밀도, 지리적인 여건, 기후변동 등의 발전소특성이 원자력사고결과를 평가하는데 포함돼 있다. 응용부문에서는 긴급시 운전원을 지원하는 시스템을 개발하는데 큰 노력이 기울여져 왔다. 이를 위해 COSMOS라고 하는 전문가시스템이 개발되고 있다. 이 COSMOS는 인공지능기술을 바탕으로 하고 있으며, PRA 결과, 특히 사고 진행상황과 이에 따른 사고예방완화활동 등이 충분히 활용된다.

인간공학은 안전하고 효율적이고 신뢰성 있는 운전원의 행동을 돕기 위해 설비의 설계와 운전환경을 연구하는 것이다. TMI 사고후 원자력발전소중앙제어실설계에 인간공학적인 원리를 적용할 필요가 있다는 것이 일부 연구자들에 의해 지적되었다. 따라서 KAERI는 인간공학연구실을 구성해 원자력발전소의 일반적인 man-machine interface를 연구하기 시작했다. 또한 계측제어연구실은 인간공학원리에 따라 중앙제어실설계를 개선하기 위해 정보표시계통과 경보계통을 개발하고 있다.

원자력발전소의 운전안전을 위해 비파괴시험과 압력용기감시시험에 관한 기술이 KAERI에서 도입, 개발되었다. 이러한 기술을 적용해 압력경계계통의 건전성을 점검하기 위한 정기 및 비정기검사가 실시되고 있다. 현재 KAERI에서 진행되고 있는 비파괴시험과 평가에 관한 연구는 熱的 層化현상에 의한 균열, 피로현상에 의한 균열, 입자간 응력부식균열을 검출하

기 위한 초음파검사기술과 증기발생기의 U 튜브와 튜브시트 같은 특수한 부분의 와전류검사의 probe를 개발하기 위한 것들이다. KAERI에서는 또 원자력발전소에서의 비정상적인 운전상태를 방지하기 위해 중정자조사로 인한 원자로재료의 脆化현상, 증기발생기에서의 여러가지 부식메커니즘, 수화화기술 등에 관한 연구가 진행되고 있다.

## 결 언

2000년에 가셔도 경수로가 세계의 원자력발전설비용량의 80% 이상을 차지할 것으로 전망된다. 따라서 세계의 원자로공급업체들은 기존의 경수로기술을 개선하는데 전력을 다하고 있다. 이러한 점을 감안할 때 한국은 신형 경수로 개발에 힘쓰지 않으면 안된다. 여기에는 그 타당성을 수립하고 기기와 시스템의 설계에 필요한 정보를 마련하기 위한 각종 실험적 연구가 포함된다.

한국은 PWR과 CANDU 爐를 모두 가지고 있는 유일한 나라이다. 현행 장기전력공급계획에 의하면 2006년까지 총 13기의 원자력발전소를 건설할 예정인데 이 중 5기가 CANDU 爐로 예정돼 있다. 따라서 한국은 조속한 시일내에 CANDU 爐의 기술자립화계획을 수립하지 않으면 안된다.

원자력발전소 사고위험으로부터 국민을 보호하는 차원에서 원자로안전성을 논의하는데 가장 유용한 방법은 수치적인 지침에 따른 정성적인 목표를 세우는 것이다. 따라서 한국은 원자력안전성연구를 통해 이 문제를 해결하지 않으면 안된다. 한국에서 시행될 중대사고에 관한 연구활동에는 열화된 노심의 냉각성, 노심과 콘크리트와의 상호작용, 노심용융사고의 발생시 격납용기냉각 등에 관한 실험이 포함되어야 한다. 원자로안전연구는 설계상의 안전여유도를 줄이고 원자력발전소의 수명연장으로 이끌어 가도록 기기의 노후화기구연구에 역점을 두어야 할 것이다.