

개량형 경수로의 현황과 특성 비교

이은철

서울대학교 원자핵공학과

I. 서 론

오늘날 전세계적으로 26개국의 나라에서 총 400기 이상의 원자력발전소가 운전되고 있으며 거의 삼십만 Megawatt의 전력을 생산해내고 있다. 이렇게 괄목할 만한 원자력의 발전속에서도, 미처 과거에는 예상하지 못했던 안전성 문제가 대두되었으며, 운전상의 잘못으로 몇 건의 안전사고가 발생됨으로 인해 환경론자들의 반핵운동이 거세게 일어나는 계기를 마련하여 주었다. 이로 인해 가장 큰 장점으로 알려졌던 원자력의 경제성에 대해서 조차 회의적으로 불평하기 시작하게 되었고, 아무리 안전기구를 갖추었다고 하지만, 원자력은 궁극적으로 위험할 수 밖에 없다고 주장하기에 이르렀다.

산업계에서는 원자력에 투자한 가치를 보호할 수 있는 방법을 모색하고 있는데 먼저 오늘날 원자력산업이 내포하고 있는 문제점들을 요약하면 다음과 같다.

첫째, 반핵론자들은 원자력 정책 결정에 아주 효과적으로 대처하여 원자력의 문제점을 여론화시키고 있으나, 이에반해 찬핵론자들의 조직은 매우 약하며,

둘째, 70년대의 오일쇼크로 말미암은 충격으로 인해, 예상보다는 낮은 경제성장의 요구로 말미암아, 전 세계적으로 새로운 원자력발전소의 주문이 매우 적고,

셋째, 새롭고 더욱 보수적인 안전기술의 발달로 말미암아 기존의 원자력발전소의 안전성에 대한 의문이 대두되고 있다. 즉 state-of-the-art 장비에 대한 요구이다. 어떤 나라에서는 이러한 요구를 충족시키기 위한 backfit issue 때문에, 무리없이 운전중인 발전소를 정지하여야만 하는 경우도 있으며,

넷째, 미국의 TMI-2 사고와 소련의 체르노빌 원전 사고로 말미암아 대중의 불안심리가 팽배해졌다는 것이 가장 중요한 문제점의 하나라고 할 수 있다.

즉, 예기치 못했던 큰 파국이나 방사선의 대기오염 문제를 겁내는 것이다. 그 외에 미국과 같은 나라에서는 원자력발전소 건설과 관계하여 누구나 쉽게 법정에 제소할 수 있기 때문에, 비록 건설허가를 받아 발전소를 모두 완성한 뒤에라도 운전허가를 보장받을 수 없다는 취약점이 있으며, 또 연방정부의 원자

력안전에 관한 권한이 조금씩 약화되어, 발전소 사고가 발생할 경우를 대비한 비상계획을 세우는 일에 주정부들이 적극 협력하지 않아 발전소 운전에 지장을 초래하는 경우도 허다하기 때문에 선뜻 원자력발전소를 건설하겠다고 나서지 못하는 것이 현실이다.

반핵운동에서만은 무풍지대였다고 할 수 있는 우리나라에도 원자력발전소의 안전에 대한 우려가 조금씩 나타나고 있다. 이러한 추세로 볼 때, 현재 우리가 보유하고 있는 경수로만으로는 일반대중의 요구를 만족시키기 어려운 실정이며, 보다 적극적인 안전기구를 갖춘 형태의 원자력 발전소가 설계되어야 할 것이다.

II. 개량형 경수로(ALWR)의 도입동기

앞에서도 언급하였듯이 원자력이 차지하고 있는 비중이나 중요성은 매우 지대하며 또 전세계 전력생산량의 약 13%를 차지하고 있는 원자력의 대부분을 경수로가 차지하고 있다는 사실을 고려한다면 경수로의 위치는 매우 중요하다고 할 것이다. 우리나라와 그밖의 아시아에서는 전력에 대한 요구량의 증가는 여전히 매우 높은 수준이며 미국에서는 비록 전력요구량의 증가는 매우 둔화되어 있으나 많은 기존 발전소의 수명이 얼마남지 않아 가까운 장래에는 더 많은 원자력발전소의 건설이 요구된다고 할 수 있다. 그럼에도 불구하고 앞에서 제시한 여러 문제점 때문에 미국에서는 지난 십년동안 단 한 건의 새로운 원자력발전소의 발주도 없었으며, 가까운 시일에 새로운 발전소의 발주희망도 매우 희박한 실정이다. 또한 신기술이 다른 산업계에 미친 영향과 비교되어, 경수로의 상대적인 요구는 급격히 증가되었다. 그 결과로 어떤 설계특징들은 최적화되지 못한 상태에서 채택되어 설계개념을 더욱 복잡하게 만들었다. 게다가 새로운 안전성문제를 해결하기 위하여 전체적인 기초설계도 없이 기존의 발전소에 새로운 안전계통을 추가함으로써 발전소 설계 여유도를 줄이고, 안전해석을 더욱 복잡하고 어렵게 하였으며, 해석에 소요되는 계산시간도 엄청나게 늘어나, 결코 경제적인 것이라고 볼 수 없게 되었다.

이러한 이유등으로 말미암아, 미국의 전력회사들은 원전의 활성화를 위한 자구책을 강구하지 않을

수 없게 되었는데, 개량형경수로의 출현은 이러한 맥락에서 출발하였다고 볼 수 있다. 미국 EPRI의 주도하에 전력회사들이 참여하고 있는 개량형 경수로 프로그램의 첫번째 목적은 바로 전력회사들이 주도권을 쥐고 다시 한번 원자력의 꽃이 필 수 있도록 노력자는 데 있으며 나아가서는 차세대의 개량된 발전소 설계를 위한 실제적이고도 가치있는 기초를 다진다는 데 있다. 이러한 목적들을 세분화하면 다음과 같다.

- 설계는 반드시 안전성과 신뢰성이 있도록 개선되고 또한 간단하여야 한다. 동시에 경제적으로 매력적이어야 하며 짧은 기간에 공사가 완료되어야 한다.
- 설계는 반드시 전력회사의 요구에 부응하여야 하며 특히 전력회사들의 발전소 운전경험증 나타난 설계개선 필요사항을 적극 수용하여야 한다.
- 설계는 반드시 직선적인 안전해석이 가능하여야 하며 아직 미해결된 안전문제는 NRC(미국 원자력 규제위원회)와 합동으로 연구하여 해결함으로써 인허가의 안정성을 꾀하여야 한다.

III. 개량형 경수로(ALWR)의 현황

미국에서의 개량형 경수로의 현황은 1985년부터 시작된 EPRI의 주도하에 각 전력회사들이 참여하고 있는 프로그램들과, 1986년에 참여하기 시작한 에너지성(DOE)의 프로그램으로 크게 나눌 수 있다. 그러나 각 프로그램들이 서로 완전히 독립되어 수행되기 보다는 서로 밀접한 관계를 가지고 기술적인 문제에 대한 상호 의견을 교환하면서 평행하게 연구가 이루어지고 있다. 현재 개량형 경수로 프로그램에는 미국뿐만 아니라 외국의 참여도 활발한데 우리나라의 한국전력공사를 비롯하여 자유중국의 Taiwan Power Company, 일본의 Kansai Power Company 그리고 네덜란드의 KEMA가 참여하고 있는데, 기타 유럽의 여러나라에서도 관심을 표명하고 있는 입장이다.

III.1 미국 전력 연구소(EPRI) 프로그램

EPRI의 주도하에 각 전력회사와 몇몇 외국회사들이 참여하고 있는 프로그램은 인허가의 안정화,

사업자 요건 작성 그리고 피동형 발전소 설계로 크게 구별될 수 있는데 각각의 프로그램에 대한 개략적인 설명은 다음과 같다.

Ⅲ.1.1 인허가 안정화(Regulatory Stabilization)

결론적으로 말해서 이 프로그램은 NRC와 같이 협조하여 아직 해결되지 못한 안전성 문제들을 찾아내고 또 해결하는 데 그 목적이 있다. 이 목적을 이루기 위해서는 산업계와 NRC가 현재 해결되지 못한 인허가 문제에 대하여 서로 협조하여 문제점을 발견하고 발전소의 상세설계의 범주에 필요한 보다 상세한 인허가 요구사항을 찾아내어야 한다. 또한 표준설계의 개념이 필요한 데 발전소 설계의 표준화가 인허가 요건의 안정화와 서로 불가분의 관계가 있기 때문이다. 즉 모든 설계가 끝난 뒤에 NRC의 승인을 받기보다는 표준설계 시작 단계부터 NRC가 같이 참여하여 설계중 발생할 수 있는 문제점을 미리 해결하여 인허가 과정을 안정화시키려는 것이다. 참고로 NRC에서 수행하고 있는 네 개의 표준화 설계에 대한 검토와 앞으로 검토될 것으로 예상되는 웨스팅하우스사의 개량형 피동형발전소의 경우를 나열하면 다음과 같다.

- 1) EPRI ALWR Requirements Document
- 2) GE ABWR Design Certification Application
- 3) CE System 80+ CESSAR Design Certification Application
- 4) W RESAR SP / 90 APWR Preliminary Design Approval Application
- 5) W AP-600 Design Certification Application

Ⅲ.1.2 사업자 요건 서류(Utility Requirements Document)

EPRI의 주도하에 각 전력회사들이 참여하여 지난 20여년 동안의 경험을 바탕으로 차세대 개량형 경수로의 설계요건 및 성능요건을 작성하자는 것이 이 프로그램의 목적이다.

개량형 경수로 사업자 요건은 1990년 말기 또는 그 후의 개량형 경수로에 사용될 설계, 건설 및 성능에 대한 전력회사들의 요구사항을 종합적으로 기술한 문서이다. 이 문서는 1350MWe 이하의 출력을 낼 수 있는 가압경수로 및 비동형 원자로에 사용되는 상세한 기술적 요건이 담겨진 utility procure-

ment specification과 같은 지침서로 사용될 것이다. 표 1에 사업자 요건서류의 구성이 주어져 있다. 사업자 요건서류의 작성에는 표 2에 보여진 것처럼 EPRI의 주관하에 각 전력회사 대표들의 조정위원회의 지도를 받으며 부품공급자, architect engineer, 건설업체 등이 참석하고 있다. 사업자 요건서류 작성의 기본목적은 완전히 증명된 기술의 바탕하에 현재의 발전소와 비교하여

- 1) 건설, 유지, 운전면에서 더욱 간단하여야 하며,
- 2) 쉽게 사고가 발생하지 않으며,
- 3) 과다운전시에도 매우 안전하여야 하며,
- 4) 전 수명동안의 비용이 적어야 하며,
- 5) 쉽게 인허가가 승인되어야 한다는 데 있다.

인허가 과정을 용이하게 하기 위하여 EPRI와 NRC는 ALWR 설계에 적용될 인허가 문제와 NRC 고유안전(generic safety)을 찾는 데 여러 해동안 함께 일하여 왔다. 아직 해결되지 못한 인허가 문제나 고유안전에 관하여 EPRI는 해결책을 담은 "topic paper"를 NRC에 제출하고 있으며 동시에 발전소 설계, 건설 및 운전의 최적화를 반영한 현재의 인허가 요구 사항에 대하여 기술적으로 지원할 수 있는 대안(plant optimization subject로 통칭됨)을 제시하고 있다. 이러한 해결책과 대안은 NRC에 의해 검토되어 사업자 요건서류에 반영될 것으로 미루어 장차 모든 경수로의 인허가 요건이 변경될 소지가 매우 크다.

Ⅲ.1.3 피동형 발전소의 개념설계(Passive Plant Conceptual Design)

전력회사의 입장에서 장기적으로 볼 때 비록 발전은 덜 되었지만 더욱 매력력을 주는 것은 피동형 발전소의 설계이다. 피동형 발전소의 설계개념은 수동적인 방법으로, 예를 들면 자유낙하, 자연대류 등의 성질을 이용하여 붕괴열을 제거하거나 노심손상을 방지하도록 비상노심냉각을 수행하는 것이다. 더 나아가서 비록 노심손상 사고가 발생하였을 경우에도 방사능이 노심 밖으로 나가지 못하도록 하자는 데 있다. 이러한 설계개념은 Ⅲ.1.2절에도 언급한 사업자 요건서류에 반영되며 그 장점들을 열거하면 다음과 같다.

- 피동형 발전소의 발전소 보호시스템은 현재 사용되

고 있는 복잡한 안전계통 보다 훨씬 간단한 설계 개념을 가지고 있으므로 evolutionary plant에 비해 훨씬 간단하여 밸브, 펌프, 제기등 모든 분야에서 그 수를 감소시킬 수 있다. 그리하여 건설단가와 공기를 줄일 수 있으며 발전소 운전성 및 유지성에 있어서도 훨씬 향상될 수 있다.

- 운전원의 간섭과 능동형 기기들을 제거함으로써 전원상실과 같은 발전소 내외의 사고시에도 발전소의 안전이 유지될 수 있다.
- 안전관련 계통의 기기나 부품의 감소로 인허가상으로도 현재의 발전소보다 훨씬 유리한 것이다.
- 피동형 발전소의 개념으로 대중이나 정부측에서도 발전소의 안전을 더욱 쉽게 납득하게 될 것이다.

이론적으로 passive plant의 크기는 evolutionary plant의 경우처럼 큰 크기로 지을 수도 있지만 경제적으로나 또는 실제적으로 600MWe 정도의 크기가 적당하다고 생각되고 있다.

Ⅲ.2 미국 에너지성(DOE) 프로그램

1986년부터 시작된 DOE의 개량형 경수로에 관한 프로그램에는 다음과 같은 것이 있다.

Ⅲ.2.1 가압 경수로(PWR) 설계 검증

이 프로그램은 EPRI에서 주관하고 있는 개량형 경수로 사업자요건을 CE사의 System 80 표준설계에 접목하고 그 결과물인 System 80+ 설계를 NRC에 제출, 검토를 받은 후 최종설계승인(FDA) 및 certification을 받는 것을 그 최종 목적으로 하고 있다. 따라서 System 80+ 설계는 NRC의 중대사고 정책과 표준화 정책을 만족하여야 하며 또한 이 프로그램의 결과는 다시 EPRI의 프로그램에 반환되고 전력회사나 NRC의 요구에 부응하는 미래의 표준설계를 위한 설계 특징을 제시하게 된다. 1986년 9월부터 1991년 9월까지의 기간으로 되어 있는 이 프로그램의 주요 과제는 다음과 같다.

- 1) ALWR 설계요건이 System 80 설계에 미치는 영향 분석
- 2) System 80 설계 변경사항 개발
- 3) PRA 수행
- 4) 안전성 분석보고서 (CESSAR-DC) 작성

5) Design Certification을 위한 NRC 검토를 지원

새로운 System 80+ 설계는 기존의 System 80의 설계영역인 NSSS(Nuclear Steam Supply System) 뿐만 아니라 격납용기, 제어실, 비상급수계통을 추가한 Nuclear Power Module의 개념까지 확장되었다.

Ⅲ.2.2 단순화된 600MWe 개량형 가압 경수로 (APWR)

Westinghouse사와 Burns and Roe, Inc. 그리고 Avondale Industries, Inc.에 의해 개발되고 있는 이 설계는 약 600MWe 능력을 가진 2-loop PWR이다.

AP-600로 약칭되는 이 설계는 이미 입증된 경수로의 기술 바탕에 현재의 발전소와 비교하여 안전계통을 증진시키고, 또한 발전소를 더욱 간단하게 하려는 바탕에서 출발하고 있다. EPRI의 사업자요건을 따를 예정인 이 설계는 산업계의 요구조건인 증진된 안전여유도, 향상된 운전성과 보수성, 그리고 짧은 공사기간과 저렴한 가격을 만족시키면서 모든 인허가 문제를 수용하는 것을 목적으로 하고 있다. 1994년에 FDA/DC 요청을 예정하고 있는 이 설계를 위해 Westinghouse 사에서는 설계기술문서 (design description document)를 준비하고 있는데 아직 NRC와의 계약은 이루어지지 않고 있다.

AP-600 설계에 관한 자세한 내용은 표 4에 기술되어 있다.

Ⅲ.2.3 계측 및 제어 능력의 개량

이 프로그램은 현재의 경수로 설계 증진에 필요한 계측제어 계통을 찾고 개선된 설계를 개량형 경수로에 쉽게 응용될 수 있도록 설계기준서와 요건을 작성하는데 그 목적이 있다. 즉 요건에 맞는 계통의 개념설계를 하는 것이다. 이것을 위해 원형의 계통 (prototype system)들이 설계되고 제작되어 기본적인 시험과 증명을 거칠 것이며 마지막 결과는 Ⅲ.2.1절에 기술된 Design Verification 프로그램에 사용될 것이다.

1986년 9월부터 1989년 9월까지 계속된 이 프로그램의 주요과제는 다음과 같다.

- 1) Advanced Data Communication
- 2) Control System Performance and Reliability Improvements
- 3) Advanced Sensor Systems
- 4) Alarm and Display Methodology
- 5) Coordination with Design Verification and EPRI ALWR Programs

III.2.4 건설 조건

Duke Power Company에 의해 주로 수행되고 있는 이 프로그램은 건설단가와 공기를 줄일 수 있는 건설방법과 또 발전소 설계의 증진을 꾀하자는 데 목적이 있다. 여기에는 많은 전력회사, architect 엔지니어, NSSS 공급자들이 workshop에 참여하여 여러가지 의견을 제시하고 있으며, Combustion Engineering (CE)사는 Duke Power Company의 하청업자로 이 연구에 참여하고 있다. 또 하나의 constructability 프로그램은 Stone & Webster에 의해 주로 수행되고 있는데 앞의 경우와 달리 발전소 건설에 modularization 개념을 도입하는데 그 목적이 있다. 따라서 이 연구결과는 주로 작은 발전소에 적합할 것이다.

III.2.5 개량된 발전소 중대사고 프로그램(ARSAP)

이 프로그램은 개량형 경수로의 중대사고 문제를 해결하기 위하여 설립되었다. ARSAP는 중대사고 문제를 찾고 그 해결방법을 연구하고 제한치를 설정하여 NRC의 승인을 받고자 한다. 이 프로그램은 또한 Combustion Engineering사와 General Electric사의 Design Certification 프로그램을 원조하는 여러가지 연구도 함께 하고 있다. 또한 이 프로그램은 EPRI의 개량형 경수로 사업자 요건 작성에도 크게 기여하고 있으며 주로 다루고 있는 중대사고 문제는 다음과 같다.

- hydrogen generation
- core melt progression
- direct containment heating
- containment performance
- hydrogen ignition and burning
- debris coolability

현재 ARSAP에 참여하고 있는 기관에는 프로그램 매니저로 EG&G-Idaho가, 기술매니저로 Inter-

national Technology Corporation(IT)이 참여하고 있으며 인허가 문제를 위해 INEL이, 중대사고 해석적 모델 개발을 위해 Fauske and Associates가 하청업체로 참여하고 있다. DOE와 CE 그리고 ARSAP 프로그램 참석자의 협력상태가 원활하여 NRC와의 접촉은 모두 C-E의 System 80+ docket을 통하여 이루어지고 있다.

III.3 개량형 경수로 설계

대부분의 선진국에서는 900MWe 이상의 큰 발전소를 1990년 이후의 개량형 경수로 모델로 개발하고 있으며 주로 현재의 모델을 발전시키고 또 증진시키는 방법으로 하고 있다. 또한 300내지 600MWe 급의 중형 발전소도 개발되고 있는데 그 주된 이유는 부하증가량의 불확실성과 발전소 부지가 아닌 공장에서 대부분의 계통과 부품을 조립할 수 있다는 잇점에 기인하고 있다. 중형 원자로에는 피동안전계통이 많이 도입되는데 여기에는 냉각수의 자연대류, 자유낙하에 의한 비상노심 냉각계통 그리고 피동적 격납용기 냉각계통등이 포함된다. 현재의 발전소와는 다른 새로운 개념으로 연구되고 있는 원자로설계가 있는데, 다른 것과 구별하여 passive safe ALWR design이라고 명명된 설계개념도 기초 단계이지만 연구가 진행되고 있다. 표 4에 자세히 기술되어 있는 개량형 경수로 설계를 구분하여 요약하면 다음과 같다.

- 1) Large Size ALWR Design
- 2) Medium Size ALWR Design
- 3) Passive Safe ALWR Design

EPRI에 의해 1985년에 시작된 ALWR 프로그램은 점점 연구 실적이 증가되고 있으며 아울러 개량형 경수로 개발에 대한 열의가 점점 고조되어 왔다.

DOE도 같은 목적으로 여러가지 기술적인 과제에 참여하였으며 EPRI와 DOE의 협력상태는 아주 밀접하여 현재는 단 하나의 가장 중요한 목적을 가지고 연구를 계속하고 있다. 또한 외국의 ALWR에 대한 호응도가 높아져 명실공히 ALWR 프로그램은 전세계적인 연구사업이라고 해도 과언이 아닐 정도가 된 것이다. 또한 인허가에 직접 관여하고 있는 NRC와의 협력상태도 아주 양호하여 ALWR 프로그램은 순조롭게 진행되고 있다고 할 수 있다.

IV, 개량형 경수로(ALWR)의 설계개념

개량형 가압경수로가 차세대의 원자력발전소로 성공할 수 있기 위해서는 다음과 같은 기본적인 목적에 부응되어야 한다.

첫째, 모든 경우에 있어서 최고의 발전소이어야 한다. 여기에는 안전이 최우선 과제이지만 성능, 유지성, 환경의 적응 등 모든 면이 포함된다.

둘째, 다른 화석연료 발전소와 비교하여 경제적이야 한다.

셋째, 전력회사의 투자가 보호되어야 한다. 여기에는 건설단가와 공기의 정확성, 인허가의 확실성, 적정 수준의 운전과 유지에 드는 비용, 그리고 중대사고가 거의 일어나지 않는다는 보장이 포함된다.

이러한 기본적인 허용기준을 성취하기 위하여 ALWR 전력회사 조정위원회에서는 ALWR 개념을 발전시키기 위해 다음과 같은 설계원리를 제시하고 있다.

1) 안전성의 강조

장래의 원자력발전소는 첫번 째로 안전이 강조되어야 하며 그리하여 대중의 이해를 얻어야 한다. 이 경우 다른 설계목적을 희생하더라도 반드시 발전소 안전을 이루어야 한다. ALWR의 설계는 인간의 보호와 장비의 보호를 모두 고려하고 있다. 원자력발전소의 노심상실사고의 위험이 극히 낮아야 하며(10만년의 운전중 1번 이하의 확률) 비록 그런 사고가 발생하였을 경우라도 발전소 외부의 사람에게 피해를 입히지 않도록 설계되어야 한다.

2) 단순성

현재의 발전소는 점점 복잡해져 안전, 경제성, 가동율, 운전성, 보수성 등에 오히려 나쁜 영향을 미치고 있다. 이런 이유로 개량형 경수로의 모든 목적을 성취시키기 위해 간편성 추구라는 것이 매우 중요한 부분을 차지하고 있다. 그 중 특히 관심있는 것은 현재 복잡하게 되어있는 안전계통 즉 전기구동력을 이용한 펌프를 사용하여 복잡하게 서로 연결되어 있는 계통을 자연대류냉각과 같은 피동적 안전계통

으로 대체하고자 하는 것이다.

3) 설계여유도

개량형 경수로로는 반드시 충분한 안전여유도를 지니고 또한 예상되는 과도 상태에서는 안전계통에 피해를 입히지 않고도 스스로 극복할 수 있는 능력이 있는 엄격하고 또 안전이 확실한 설계여야 한다. 또한 이 설계는 사고시에도 커다란 재해가 발생함이 없이 운전원이 조치할 수 있는 충분한 시간적 여유를 제공하여야 한다. 발전소의 신뢰성을 향상할 수 있도록 계통이나 부품 설계에도 충분한 여유도가 주어져야 한다.

4) 인간 인자

Three Mile Island 발전소 사고 등 여러 발전소에서 발생한 크고 작은 사고들을 분석할 때 역시 인간과 기계의 연계사항이 가장 취약한 부분임을 알 수 있다. 이 같은 이유로 개량형 경수로 설계에서는 원자력 뿐만 아니라 항공산업, 정보산업 등 여타 산업에서 이미 사용하고 또 발달된 human factor engineering의 기술을 도입하고자 하고 있다. 최신의 계측기, 제어 및 정보전달의 장비가 이 분야에 크게 기여할 것이다.

위에 제시된 기본적인 허용기준과 설계원리를 충족시키기 위하여 정량적인 성능 목표가 제시되었는데 그 내용은 표 3에 기술되어 있다.

표 1. ALWR Utility Requirements Document Structure and Content

Executive Summary	ALWR Concept, Top-tier Requirements
Chapter 1	Overall Requirements including Design Bases, Materials, Constructability,
Chapter 2	Power Generation Systems
Chapter 3	Primary Coolant System and Non-Safety Auxiliary Systems

Chapter 4	Reactor Systems including Fuel	• Consultants to EPRI —MPR Associates, Inc.
Chapter 5	Engineered Safety Systems	—S. Levy, Inc.
Chapter 6	PWR Arrangements and Structures	
Chapter 7	Fueling and Refueling	
Chapter 8	Plant Cooling Water Systems	
Chapter 9	Site Support Systems	
Chapter 10	Man-Machine Interface	
Chapter 11	Electric Power Systems	
Chapter 12	Radioactive Waste Processing Systems	
Chapter 13	Turbine Generator Systems	

표 2. Participants in the U.S. ALWR

Requirements Document

- Overall Responsibility : EPRI
Maintainability, Operability,
- NSSS Vendors Availability, etc.
 - Babcock & Wilcox
 - Combustion Engineering
 - General Electric
 - Westinghouse Electric
- Architect-Engineering Firms
 - Bechtel Corporation
 - Sargent & Lundy
 - Stone & Webster
 - United Engineers and Constructors
- Utilities
 - Duke Power Company
 - Common Wealth Edison Company
 - Yankee Atomic Electric Company

표 3. The U.S. ALWR Design Requirements

• Safety and Investment Protection	
–Public Safety : Severe Accident Radiation Dose for Events with Frequency $< 10^{-6}$ /RY	< 2.5 rem at 1/2 mile
–Core Damage Frequency	$< 10^{-5}$ /RY
• Plant Performance	
–Availability	$> 87\%$ (Average Over Plant Life)
–Planned Outage Time	< 30 days/yr (Average)
–Refueling Interval	24-month Capability
–Refueling Time	< 18 days
–Unplanned Automatic Scrams	< 1 /yr
• Plant Life	60 years
• Plant Construction Time	54 months
• Radioactive Waste Shipped (Low Level)	< 2500 ft ³ /yr/unit
• Plant Personnel Exposure	< 100 man-rem/yr
• Plant Cost(1985 cost Levelized for 30 Years)	
–Capital Cost	4.5c/kwh
–Fuel Cost	1.2c/kwh
–O&M	0.8c/kwh
Life Cycle Cost	6.5c/kwh

표 4. 개량형 경수로의 비교

Type and Power	System 80+(CESSAR-DC)	B&W APWR	APWR	ABWR
Design Development Team	3800MWt(1270MWe) PWR CE EPRI	3800MWt(1300MWe) PWR B&W	3800MWt(1350MWe) PWR W Mitsubishi Heavy Industries	3926MWt(1350MWe) BWR GE TEPCO(Tokyo Electric Power Company) Hitachi Toshiba
Scope	nuclear power module (NSSS, containment, control room, emergency feedwater system) and standard functional requirements for BOP	NSSS	nuclear power block : includes all buildings, structures, systems and components that are essential to the safe operation of the nuclear power plant	nuclear island : includes all safety-related structures, systems and components
Licensing	—project name : CE system 80+ CESSAR-DC final design approval/design certification application —SAR submit schedule : through March 1989 —DC rulemaking : April 1991	—commercial operation	—project name : W RESAR SP/90 preliminary design approval application and anticipated final design approval/design certification application —SAR submit schedule : through March 1987 —draft SERs will be issued during 1988 —DC rulemaking : Feb. 1992	—project name : GE ABWR final design approval/design certification application —SAR submit schedule : through January 1989 —DC rulemaking Aug. 1990 —license application will be submitted in 1988 in Japan
Scheduled Plant	no plan	—Muelheim-Kaerlich(M-K) plant began commercial operation in August 1987	—Kansai Electric Power plans to build first APWR	Kashiwazaki Kariwa unit 6 (1996 operation) K.K. unit 7 (1998 operation)

Objectives				
	<ul style="list-style-type: none"> - protection of the public - shorter construction time - proven technology - simplification - increased safety and performance margins - reduced licensing uncertainty - low core damage frequency - reduced radwaste and personnel exposure - higher plant availability - increased reliability and maintainability 	<ul style="list-style-type: none"> - based on experience of operating reactors - enhance safety and operability - cost competitive with other generating options 	<ul style="list-style-type: none"> - improvement of availability - improvement of economy - improvement of siting flexibility - improved operability - improvement of safety - reduction of radioactive waste and occupational radiation exposure - effective use of energy resources 	<ul style="list-style-type: none"> - enhance plant operability, maneuverability and daily load following capability - increase plant safety and operating margins - improve plant availability and capacity factor - reduce occupational radiation exposure - reduce plant capital and operating costs - reduce plant construction schedule
Design Features	<ul style="list-style-type: none"> - increased operating margin • reducing normal operating hot leg temperature • revising monitoring system - maneuvering control without soluble boron change • simplify reactivity control during power load changes - ring forged reactor vessel • reduction of welds • eliminates concerns about PTS - increased pressurizer volume • enhance transient response • reduce challenges to safety systems - enhanced steam generator design 	<ul style="list-style-type: none"> - once-through steam generator(OTSG) • high thermal efficiency • more respond to load demand requirements • less dramatic response to LOCA and SLB • fewer steam generator tube problem - standby main feedwater pump • four 1/3 capacity, electric-motor-driven main feedwater pumps - closed-loop auxiliary feed-water system • emergency condensers for AFW operation • unlimited supply of emergency feedwater 	<ul style="list-style-type: none"> - advanced reactor • large core(low power density) • spectral shift • zircaloy grid(less neutron absorption) • radial reflector(less neutron leakage) • gray rod(improved power distribution) - advanced fluid system • primary side safeguard system(sub-system concept with high reliability) • auxiliary feedwater system (complete 2 trains separation) - advanced plant design • meet high seismic requirement 	<ul style="list-style-type: none"> - reactor internal pump(RIP) (internal recirculation pump) • simplified piping • improved reliability and safety • improved operability - fine motion control rod drive mechanism • fine control through use of the motor • dual drive function • simplified and optimized hydraulic system • improved reliability - reinforced concrete containment vessel(RCCV) • optimized layout of reactor building • high earthquake resistant

	System 80+(CESSAR-DC)	B&W APWR	APWR	ABWR
	<ul style="list-style-type: none"> • improved steam dryers • increased heat transfer area • larger secondary feedwater inventory • corrosion resistant SG tubes • ease of maintenance — improved safety injection system • 4 train safety injection • direct vessel injection • in-containment refueling water storage tank — 4 train emergency feedwater system • 2 motor driven, 2 steam turbine driven — safety depressurization system • rapid depressurization of RCS — high pressure shutdown cooling system • greater operational flexibility • simplified over-pressurization system — non-safety CVCS • improvements and simplification — advanced control room (NUPLEX 80+) 	<ul style="list-style-type: none"> — improved ICS • improved integrated control system with monitoring circuits — power limit control • incore instrumentation monitoring • automatic insert of selected control rods — enhanced safety system • n + 2 arrangement of ECCS 	<ul style="list-style-type: none"> • complete train separation • complete controlled area separation • countermeasure for reduction of occupational radiation exposure and periodic inspection time — advanced control & protection system • reactivity control and power distribution for load follow operation • keeping fluctuation of RCS pressure and temp. and number of RCC stepping • 4 channel protection system and automatic testing • direct calculation of DNBR and linear power density • fail safe design features • advanced control room — advanced components • advanced steam generator 	<ul style="list-style-type: none"> • reactor building through lower center of gravity • RCCV integrated with the reactor building — advanced core design • spectrum shift operation using RIP recirculation flow margin • large daily load following • automatic frequency control • no control rod pattern exchange • minimal control cell • minimum shuffling — advanced fuel design • Zr-liner fuel • high burnup fuel • optimized axially zoned enrichment and gadolinium • multi-enrichment, multi-type initial fuel — advanced control and instrumentation • one man sit-down operation • user friendly man-machine interface • integrated digital instrumentation and control • optical multiplexing signal transmission

<ul style="list-style-type: none"> • man-machine interface • microprocessor technology • multiplexing • enhanced design features 		<ul style="list-style-type: none"> • defence in-depth design • automation of operation and maintenance • application of plant diagnosis and AI • application of software logic for the entire plant <ul style="list-style-type: none"> — large capacity and high efficiency plant • larger thermal output • high efficiency, large-size turbine and moisture separator reheater — optimized emergency core cooling system • 3 independent divisions • reduction of core melt frequency — reduced occupational radiation exposure and radioactive wastes • elimination of external reactor coolant recirculation loop • low cobalt material — improved economy • reduction of building volume and material(70%) • reduced construction period (48 month) • shorter refueling and maintenance outage period (68→55 day)
--	--	--

Type and Power	B W R 90	VVER-1000(upgraded)	Sizewell B	N 4
Design Development Team	3000MWt (1050MW _e) BWR ABB-Atom	1000MWt PWR USSR Atomteploehtroproekt Institute	3425MWt (1250MW _e) PWR U.K CEBG(Central Electricity Generating Board) W, Bechtel BPA-JV(Joint Venture) nuclear power block	4270MWt (1500MW _e) PWR Framatome EDF
Scope				
Licensing		<ul style="list-style-type: none"> —developed during 1983 to 1985 —larger unit sizes under consideration : VVER-1500, 1800, 2000 	<ul style="list-style-type: none"> —license granted in June, 1988 —based on SNUPPS 	under construction (started 1984)
Scheduled Plant	no plan		<ul style="list-style-type: none"> —commercial operation : May 1994 —Hinkley Point C in August 1987 —3~4 more stations replicate Sizewell B design —Mark-2 design for mid-1990 	Chooz B 2 units (1991 operation) Civaux 2 units planned Penly 2 units
Objectives	<ul style="list-style-type: none"> —in advance of regulatory and operational requirements —small modifications to meet new criteria —apply modern technology —consistent approach to cost-benefit considerations —well-proven design 	<ul style="list-style-type: none"> —standardized equipment —improved safety features —better seismic characteristics 	<ul style="list-style-type: none"> —proven PWR technology —safe, reliable in operation and economic —principal British requirements would be met • Health and Safety Department criteria • CEBG design safety guidelines British grid condition(50Hz) 	<ul style="list-style-type: none"> —progress in nuclear power competitiveness —greater adaptability to the grid demand —easier and safer operating conditions —easier maintenance conditions —enhanced safety character-

Design Features	features from operating plants are taken into account		British standards and practices	istics
<ul style="list-style-type: none">—internal recirculation pumps• wet motors of the glandless squirrel-cage induction type• run for more than 2 million operating hours in ABB-Atom plants—well-proven control rods and drives• B4C absorber with hafnium top• electro-mechanical system with a motor for normal use• hydraulic system for scrams• control rods are divided up into 18 scram groups—SVEA fuel core• reduced core• higher average power with same safety margins• flatter internal power distribution• cruciform water gap in the assembly interior—advanced load-following capabilities• daily and weekly load	<ul style="list-style-type: none">—installation of core catchers—provision of systems to ensure gas and steam heat release—measures for hydrogen combustion and/or ventilation—improved fuel utilization	<ul style="list-style-type: none">—increased primary containment size• reduced radiation doses to operator—extended auxiliary building• reducing possible leakage from main containment—all-forged reactor pressure vessel• improved integrity—Inconel 690 tube material for S/G• good corrosion resistance—4 high-head injection pumps for ECCS—emergency boration system• secondary method of shutdown—two 100 percent steam-driven pumps for auxiliary feedwater system— • separate steam-driven pump for emergency charging system—four 100 percent capacity diesel generators—well-proven British practices are used for BOP—state-of-the art technology for I&C system	<ul style="list-style-type: none">• British standards and practices	<ul style="list-style-type: none">—optimized increase of the core power• 12% more than latest 1300 MWe class—increased efficiency and compactness of the steam generators and the reactor coolant pumps• axial-mixed flow economizer• triangular SG tube array• new design of steam separator-dryer• new hydraulic design of impeller, diffuser, casing—2 operating modes• R mode : base load• S mode : full operating flexibility—advanced control room design• large-scale implementation of computer-based man-machine interface• microprocessor and highspeed data works—increased components life time and decreased inspection duration and maintenance tasks

	B W R 90	VVER-1000(upgraded)	Sizewell B	N 4
	<p>variations</p> <ul style="list-style-type: none"> • advanced burnable absorber and use of mono-sequences in the control rod —fuel-cycle flexibility • flexible length of the period between refuellings • sufficient shutdown margins for a 18 months cycle —reactor control system • decentralization by functional processors • fibre optics • standardization for the object-oriented circuits • man-machine communication through 3 VDUS, keyboards and display maps —electrical power supplies • safety-related equipments are divided into 4 separate subdivisions • simplified system structure —containment and core melt production • concrete cylinder containment with flat top and bottom slab • enhanced safety during a degraded core accident 		<ul style="list-style-type: none"> • main control room • data processing system • station automatic control system • plant interface logic system • human factors engineering technology is used for man-machine interface 	<ul style="list-style-type: none"> • reduction of welds • easier access and disassembly conditions —consideration of more severe criteria • analysis of total loss of redundant systems • SG tube rupture • degraded core

Full name	H S B W R	T O S B W R - 900 P	S P W R	P I U S	M A R S
Type and Power	Hitachi small BWR 600 MWe BWR	Toshiba natural circulation BWR 310 MWe BWR	System-integrated PWR 700 MWe PWR	Process Inherent Ultimate Safety 600 MWe PWR	Multipurpose Advanced Reactor inherently Safe small/medium size PWR
Perspective	<ul style="list-style-type: none"> - maintain high seismic resistance - standardize reactor building for any ground firmness - simplified systems 	<ul style="list-style-type: none"> - maximize use of existing light water reactor design and technology - lower reactor power rating - natural circulation type reactor - controllable core flow 	<ul style="list-style-type: none"> - reliable and economical reactor for future - medium size plant 	<ul style="list-style-type: none"> - reactor core integrity is guaranteed without reliance on engineered safety systems - use of existing water reactor operation experience - use existing fuel cycle infrastructure - acceptable public perception of plant safety 	<ul style="list-style-type: none"> - inherently safe operation - complete utilization of the current experience - extremely low severe accident probability - heat production economy - well proven construction technology - extended use of limited size components - modularity - high plant reliability and availability - low level of radiations in plant and low doses to operation and maintenance personnel - easy operation - small-medium size in order to satisfy a wide spectrum of heat requirements

Objectives	<ul style="list-style-type: none"> - lengthen continuous operating period - shorten construction period - decrease capital costs - simplified systems - improved operability and maintainability - safety systems at high standard - simplified operation procedures - lengthen the response time during abnormal conditions 	<ul style="list-style-type: none"> - direct cycle BWR - reduced plant cost and construction period - passive safety - simplified systems - high operability or reactor - reduction of the personnel exposure during maintenance - lower probability of malfunction or failure of passive components 	<ul style="list-style-type: none"> - simplified reactor system - reliable reactor shutdown and decay heat removal system - flexible operation - easy maintenance 	<ul style="list-style-type: none"> - prevent core degradation accident <ul style="list-style-type: none"> • keep the core submerged in water at all times • avoid a core power which exceeds the cooling capability of the submerging coolant (i.e. avoid dryout) 	<ul style="list-style-type: none"> - high standard safety - safety features simple and easily intel-ligible by population - low cost, short construction, certainty of construction cost and length
New Features and Potential Advantages	<ul style="list-style-type: none"> - natural circulation (simplified systems) • pumped circulation system are eliminated • 9m height riser is installed above the core • small primary containment vessel(PCV) • high reliability • easy operation • high maintainability - short fuel assembly (3.7m) : high seismic resistance - low power 	<ul style="list-style-type: none"> - steam drums above the pressure vessel • enable top-mounted gravity driven control rod device • risers enhance natural circulation force - valves equipped on the downcommer pipes • control flow to core • easy power control - top-mounted control rod device : minimize cavity volume of the lower part of drywell 	<ul style="list-style-type: none"> - no control rod drive system • borated water injection by natural circulation • 2 basis types <ul style="list-style-type: none"> - hot vessel type - cold vessel type • similar to PIUS • easier operational procedure • expanded design flexibility - SG is integrated in the top dome of the reactor pressure vessel(RPV) : easy fabrication 	<ul style="list-style-type: none"> - natural circulation circuit: large pool of borated water in the concrete vessel - lower power density and coolant temperature, slower flow velocity • conservative fuel design • large DNB margin - absence of control rod • gadolinia burnable absorber takes care of burnup compensation • power control is by 	<ul style="list-style-type: none"> - safety core cooling system <ul style="list-style-type: none"> • ECCS in directly connected with reactor vessel • natural circulation ECCS - pressurized, low-enthalpy containment(CPP) • primary cooling system is wholly contained in a low-enthalpy-fluid pressurized containment • null pressure difference between

	H S B W R	TOSBWR-900P	S P W R	P I U S	M A R S
	<p>density : 23 month continuous operation</p> <p>—elimination of separator : high maintainability</p> <p>—standard design for all site</p> <p>• compact PCV and building</p> <p>• short construction period(32m)</p> <p>• high seismic resistance</p> <p>—steel PCV, outer pool</p> <p>• passive safety</p> <p>concept of natural circulation and heat conductivity</p> <p>• 3 days to spare</p>	<p>—shorten fuel assembly (2.5m) : reduced pressure loss</p> <p>—increased thermal margin : lower power rating</p> <p>—advanced ECCS</p> <p>• consists of high and low pressure accumulators, gravity driven cooling system and automatic depressurization system</p> <p>• eliminating pumps and diesel generators</p> <p>• no core uncover against any design basis accident</p> <p>—gravity driven containment</p> <p>spray : flood reactor pressure vessel completely</p> <p>—passive decay heat removal : natural circulation of sea water</p>	<p>and maintenance</p> <p>—reduced riser section : efficient use of internal space of RPV</p> <p>—once-through helical coil type SG</p> <p>: simplified system</p> <p>—lower interface : honeycomb structure is employed as the lower interface between poison and primary water to reduce the mixing</p> <p>—modular reactor approach</p> <p>: twin reactor concept</p>	<p>means of coolant boron content and temperature only</p> <p>• low boron content (<400 ppm) during whole cycle</p> <p>—30m high riser pipe above upper core support plate</p> <p>—straight tube once-through steam generator</p> <p>—glandless wet motor coolant pump</p> <p>—40 years spent fuel storage inside the concrete vessel</p> <p>—no emergency feedwater system : feedwater system has no safety-related functions</p>	<p>primary coolant and external environment</p> <p>• MARS Mod. 2</p> <p>—interconnected prestressed concrete vessels</p> <p>—2 core cooling loop with ECCS</p> <p>—6 prestressed concrete cylinders</p> <p>• MARS Mod. 4</p> <p>—transportable steel vessels</p> <p>—one core cooling loop</p> <p>—automatic temperature scram system</p> <p>• automatic and safe reactor shutdown</p> <p>• cluster-type, gravity-driven control rods</p> <p>—possible change of vessel</p> <p>—easy decommissioning</p> <p>—absolute continuity with the most proven nuclear technology in the industrial field</p>

Safety Features	<p>— steam driven reactor core isolation cooling(RCIC) system and accumulator</p> <ul style="list-style-type: none"> • simple and reliable system • no injection pumps • no AC power supply <p>— enhanced safety systems (automatic depressurization system)</p> <ul style="list-style-type: none"> • no core uncover • no fuel damage 	<p>— top-mounted gravity driven control rod device</p> <ul style="list-style-type: none"> • fine motion control rod • exclude rod drop accident eliminate accumulator <p>— standby liquid control system(SLC)</p> <ul style="list-style-type: none"> • steam driven borated water injection system • cope with ATWS • no loss of borated water compared with the actuation of safety relief valves <p>— isolation condenser</p> <ul style="list-style-type: none"> • control the pressure when the reactor vessel is isolated from condenser • passive pressure control 	<p>— scheduled shutdown system</p> <ul style="list-style-type: none"> • borated water injection into the primary water <p>— active emergency shutdown system</p> <ul style="list-style-type: none"> • 3 rapid opening valves in the RPV top dome <p>— passive emergency shutdown system</p> <ul style="list-style-type: none"> • 3 hydraulic pressure valves in the upper plate of poison tank <p>— simple and reliable decay heat removal system</p> <ul style="list-style-type: none"> • SG and poison cooler • water evaporation cooling 	<p>— planned shutdown is made by reducing pH and transferring crud in the core to external filters</p> <p>— reactor shutdown system : borated pool water to enter primary circuit</p>	<p>— reliable decay heat removal</p> <ul style="list-style-type: none"> • natural circulation ECCS • preservation of the cooling inventory and of the primary system geometry <p>— safe core shutdown</p> <ul style="list-style-type: none"> • automatic temperature scram system • direct mechanical opening of the additional control rods <p>— possibility of removing failed components easily, quickly with a minimum radiological impact to personnel :</p> <ul style="list-style-type: none"> automatic machine operation <p>— water reservoir for the emergency long-term cooling of the core is inside the reactor building</p> <ul style="list-style-type: none"> • possibility of placing all the reactor safeguards inside the reactor containment
-----------------	---	--	--	---	--

	H S B W R	T O S B W R-900P	S P W R	P I U S	M A R S
Programs	— conceptual design	— conceptual design	— preliminary design stage	— conceptual design	— conceptual design has been developing since 1984
Licensing	— no plans exist	— no plans exist	— no plans exist	— no plans exist	— no plans exist
Design Development Team	— Hitachi Ltd.	— Toshiba Corporation	— JAERI	— ABB-Atom — ANSALDO Co of Genoa, Italy	— Energetics Department of Rome University — “La Sapienza” in Italy