

新型原子爐 開發現況 및 展望

최영상·박기철
한국전력공사 기술연구원

1. 開發背景

最近 美國 에저니省이 被動 安全特性(Passive Characteristics)을 지닌 新型原子爐 開發에 1억弗의 資金을 支援키로 함으로써 新型原子爐에 대한 世界 原子力界의 關心은 더욱 高潮되고 있다.

新型原子爐(Advanced Reactor)란 用語는 沈滯에 빠진 原子力 産業을 소생시키고 安全性, 經濟性 및 諸般 技術特性을 提高시켜 一般大衆과 原電事業者 모두를 滿足시킬 수 있는 革新的 原子爐를 지칭하는 것으로 既存의 商業用 原子爐와 區分되어 생겨난 것으로 보인다.

原子力發電은 歷史는 짧으나 1960년대 초반 商用化된 이후 低廉한 發電原價에 힘입어 先進國을 中心으로 급속히 發展하여 왔으며 에너지資源이 貧弱한 國家에서는 原子力 開發을 에너지 海外依存度를 줄일 수 있는 有一한 手段으로 認識하여 범국가적 事業으로 推進하여 왔다.

그러나 두차례에 걸친 石油波動으로 世界 經濟는 高成長時代로부터 低成長時代로 轉換되어 增加된 것으로 예상했던 電力需要는 도리어 減少되었으며 1979년 美國의 TMI 原電事故에 따른 後續措置 結果는 原電 認許可 검토항목의 增加, 安全設備 보완등 直間接 공사비 증가를 誘發하여 많은 原電 건설계획이 保留 또는 取消되는 등 원자력 産業界가 沈滯期에 접어드는 原因이 되었다.

더군다나 1986년 蘇聯의 Chernobyl 原電 事故以後 전세계적으로 反核, 反原電運動이 擴散되어 현재 原子力 事業은 技術的, 政策的 判斷外에 國民의 合意를 必要로 하게 되었다.

따라서 원자력 事業을 推進함에 있어서 가장 重要한 觀點은 原電의 潛在的 危險性에 대한 國民의 우려라고 判斷되나 原電의 安全性은 技術的으로도 매우 理解하기 어려운 문제로서 安全性에 대한 國民의 이해를 要求하기 보다는 代案을 提示함으로써 國民의 合意를 확보하는 方法이 보다 效果的이라고 생각된다.

에너지 資源面에서 化石燃料의 有限性은 明白한 事實이며 이의 使用에 따른 環境問題 그리고 代替에너지源 技術이 일천한 現在의 與件을 勘案할 때 앞으로 상당기간동안 원자력에너지가 代替에너지원

으로서의 役割을 할 것이 分明하지만 이 또한 電力事業에 있어 原子力이 經濟性 側面에서 滿足할 수 있다는 假定을 前提로 한 것이다.

이용의 多源化 側面에서 볼 때 원자력에너지는 地域暖房, 熱併合, 産業工程熱(Process Heat) 등 그 範圍가 매우 넓으나 使用目的으로 볼 때 이러한 원자로들은 容量面에서 伸縮性이 있어야 하고 누구나 다루기 쉬운 간편하고 便利한 構造여야 할 것이다.

앞에 열거한 事項들을 滿足시킬 수 있는 새로운 概念의 原子爐만이 現在 처해있는 원자력 産業의 困境을 解決할 수 있을 것이라는 점에 世界 各國이 意見을 같이하고 있으며 이에따라 원자력 先進國들은 獨自的 또는 多國間 컨소시엄 形態로 安全性, 經濟性 및 代替에너지원 側面등 이를 開發코지 하고 각각의 必要性에 따른 新型原子爐 開發에 拍車를 가하고 있다.

그러나 新型原子爐에서 가장 重要하게 다루어져야 할 것은 安全性이라고 判斷되는데 現在 論議되고 있는 安全性 概念들은 被動安全性(Passive Safety), 固有安全性(Inherent Safety) 및 運轉員이 事故後 상당기간동안 措置를 취하지 않아도 安全性이 維持되는 概念(Walk-Away Safety) 등이 있다. 좀더 具體的인 觀點에서 보면 固有安全性이란 原子爐 自體의 自然的인 物理現象에 의한 原子爐 停止 및 爐內 殘熱除去가 가능한 安全性 概念을 意味하며 被動安全性은 모든 安全性 關聯 機器의 動作이 사고시 外部電源이나 強制力에 의하지 않고 저절로 동작한다는 개념으로 통용되고 있다. 반면 Walk-Away Safety는 使用되는 機器가 能動的인 機器인가 또는 被動的인 機器인가에 대한 論議보다는 發電所를 綜合的

으로 볼 때 運轉員의 措置없이도 原子爐의 安全性이 維持된다는 人間과 機械와의 關係를 보다 實質的 次元에서 構成하여 次世代 原子爐 安全性 設計要件을 充足코자 하는 概念으로 일부 原電 事業者들에 의해 主張되는 安全性 概念이다.

어쨌거나 世界 各國에서 開發중에 있는 新型原子爐들은 革新的인 安全性을 基本 設計概念으로 하고 있으며 이를 적극 活用하여 設備를 單純化하고 Modular 工法을 適用하여 建設工期를 短縮함으로써 經濟性도 提高할 目標를 가지고 있다.

최근 國內에서 遂行된 研究結果에 의하면 最適豫測에 의한 원자력 需要는 2033년까지 50,000MWe에 이를 것이며 2000년대 중반에는 신형원자로의 設計 概念에 의한 원자력발전소에 의해 동 需要가 충족되어야 하는 것으로 報告되고 있어 우리나라에서도 이러한 新型原子爐에 대한 적극적인 對備가 있어야 할 것이다.

2. 設計特性

가. 安全性

앞에서 言及한 바와 같이 新型原子爐는 一般大衆 및 電氣事業者의 欲求를 동시에 滿足시키고 代替에너지원으로서의 利用度를 높이기 위해 安全性 및 經濟性을 革新的으로 改善하는 것을 開發目標로 하고 있다.

우선 具體的으로 新型原子爐 安全性 概念을 把握하기 위하여 新型原子爐에서 改善해야 할 事項들을 既存原子爐의 PRA 結果를 利用해 알아보고자 한다.

표-1 Accident sequences identified by ASEP* that dominate probability of core melt for PWRs and BWRs

PWRs	BWRs
<ul style="list-style-type: none"> • Transients without ECC(early) • Transient-induced LOCA without ECC(early) • Small LOCA without ECC(early) • ATWS • Transient without ECC(early) and without Containment heat removal 	<ul style="list-style-type: none"> • Transients without ECC(early) • Transients without long-term heat removal • ATWS • Transient-induced LOCA without ECC(early) • Transient-induced LOCA without longterm heat removal

*ASEP: Accident Sequence Evaluation Program

上記 資料는 美國의 主要 原子力發電所에 對해 PRA를 施行하여 爐心熔融 事故를 誘發할 確率이 높은 現象들을 要約한 것이다. 동 資料를 中心으로 判斷하건데 原電의 安全性 側面에서 Transient 그 自體가 매우 深刻한 要素로 原電의 安全性을 沮害하고 있음을 알 수 있을 것이다.

실제로 既存 原子爐는 開發過程中 經濟性 향상을 위하여 매우 Compact한 설계방법을 採擇하여 왔다.

이러한 設計方法이 經濟性 向上에 기여한것은 否認할 수 없으나 현재에는 원자로가 Transient에 지나 치게 敏感한 短點을 保有하고 있는 것도 사실이다. Transient에 敏感하다는 사실은 고도의 運轉技術을 필요로 한다는 사실을 말하며 運轉員의 失手가 곧 큰 사고로 이어질 수 있다는 것을 意味한다.

특히 문제가 되는 것은 원자력발전소가 대량 보급 되어 普偏化하는 過程中에 그 可能性이 높다고 判斷 된다. 運轉員의 勤務與件은 國家的, 社會的, 電力事 業別 與件에 따라 각기 다르기 때문에 모든 사람에 對하여 항상 一定水準 以上의 Performance를 要求 하기 어려우며 이러한 觀點은 원전의 利用率 現況 자료 등에서 도 잘 나타나 있다.

따라서 新型原子爐에서는 Transient의 敏感度를 緩和시키기 爲하여 爐心의 出力密度를 낮추는 방안, 一次系統의 Thermal Inertia를 증가시키기 爲하여 원자로 용기, 가압기, 蒸汽發生器 등의 容量을 擴大 시키는 방안, 그리고 冷却材의 負反應度 效果를 極大 化하는 방안 등을 設計에 反映시키고 있다.

원자력발전소의 안전성은 대체로 原子爐 停止系統과 정지후 殘熱除去系統의 설계개념을 토대로 이 야기되어진다.

海外에서 발표된 자료에 의하면 既存輕水爐에서 사용되고 있는 원자로 정지 계통의 신뢰도는 10^{-5} failure/challenge 水準으로 評價되고 있으며 殘熱除去系統의 信賴度는 이보다 훨씬 낮은 것으로 報告되 고 있다.

그러나 未來의 원자로에 적용되어야 할 Event Category로서 표-2와 같은 Event Category가 提案 되고 있으며 現在 原電들은 Design Basis Event에 力點을 두고 設計되고 있지만 앞으로는 Beyond Design Basis Event까지 勸案되어야 할 것이라는 의견 이 提起되고 있다.

표-2 Possible Event Categorization Frame Work for Advanced Reactors

Category	Common Name	Lower Bound	Upper Bound
1	Abnormal Event	10^{-2} / yr	
2	Design Basis Event	10^{-4} / yr	10^{-2} / yr
3	Beyond Basis Event	10^{-7} / yr	10^{-4} / yr
4	Residual Risk	10^{-9} / yr	10^{-7} / yr

이러한 趨勢를 勸案할 때 앞으로의 원자로는 10^{-7} failure/challenge 水準의 原子爐 停止機能 및 殘熱 除去機能을 구비하여야 할 것으로 判斷되나 설비의 構成으로 볼 때 既存의 설비구성개념을 變更시키지 않은 狀態에서 잔열제거계통의 信賴度를 10^{-7} failure/challenge 수준으로 向上시키기는 매우 어려 울 것으로 判斷된다.

따라서 向後 개발될 新型原子爐는 일차적으로 잔 열제거계통에 被動安全性 또는 固有安全性의 설계 개념을 反映시켜 신뢰도를 고양시키고 궁극적으로 는 원자로 정지계통까지 동 개념이 적용될 수 있도

록 하는 努力들이 進行되고 있다.

현재 신형원자로는 일반적으로 Advanced Reac- tor로 지칭되고 있으나 각 國家別 用語使用의 방법, 關聯 研究 Project의 性格등이 상이하여 一定한 基 準하에 구분되고 있지 않지만 上記 論술한 安全 機能에 따라 현재 개발되고 있는 주요 신형원자로들을 分類해 보면 아래 표-3에서와 같다.

나. 經濟性

既存의 원자력발전소는 TMI 사고이후 規制指針

표-3 安全機能에 따른 原子爐 分類

	改良型 輕水爐	Passive Reactor	Inherent Reactor
Transient 敏感度완화	-Low Power Density -Increased Primary Thermal Inertia	-Low Power Density -Increased Thermal Inertia	-Low Power Density -Increased Thermal Inertia
Reactor Trip	-Conventional Control Rod with Improved Reliability	-Conventional Control Rod with Improved Reliability	-Passive Reactor Trip
Decay Heat Removal	-Conventional Active ECCS with Improved Reliability	-Passive Decay Heat Removal	-Passive Decay Heat Removal
爐型	-Sys. 80+ -Sizewell B -N 4	-AP-600 -SBWR -SIR	-PIUS -ISER -MHTGR -LMR

의 過度한 增加 및 石炭 및 石油價格의 下落으로 경제적 競爭力이 弱化되어 왔다. 이러한 원자력발전소의 경제성 약화는 안전성에 대한 일반대중의 憂慮와 더불어 세계의 원자력 市場을 沈滯에 빠지게 한 주요 원인이 된 것이 사실이다.

따라서 신형원자로를 개발하고 있는 각국은 원전의 경제성 제고를 위한 여러가지 方案을 設計에 導入하고 있다.

그 하나가 계통의 單純化 및 標準化이다.

원자력발전소의 단순화는 經濟性 측면뿐만 아니라 안전성 측면에서도 매우 중요하다. 能動機器의 사용을 最少化하고 불필요한 계통이나 기기들을 排除함으로써 직접적인 건설비의 節減뿐만 아니라 正常運轉이나 사고시 效率的으로 對處할 수 있기 때문이다.

또한 신형원자로에서는 單純化, 標準化와 더불어 Module화 개념을 導入, 建設工期를 最少化하려고 試圖하고 있다.

원자력의 발전단가는 資本要素가 60% 이상을 차지하며 자본의 支出은 건설비와 直接比例하므로 建設工期의 短縮은 원전의 경제성 제고에 매우 중요한 役割을 하게 될 것이다.

원전의 利用率 또한 경제성에 상당히 중요한 部分을 차지하는데 신형원자로에서는 高燃燒 핵연료 개

발을 통한 交替週期 延長, 정기보수기간 短縮, 기기 및 계통의 개선 및 운전원의 실수에 의한 불시정지 요소등을 극소화하는 방안을 설계에 反映함으로써 利用率을 높이려는 노력을 하고 있다.

그밖에 원자력발전소의 設計壽命을 연장시키는 방안, 維持 및 補修 효율화를 위한 設計改善 등에도 많은 노력을 기울이고 있다.

현재로서는 被動型/固有安全性 특성은 中小原電에 적용하기 용이한 것으로 판단되어 대용량 원전으로서의 改良型 경수로와 補完的 노형으로서의 신형원자로가 균형을 이루어 전원개발에 있어 선택의 폭을 넓힐 것으로 기대되고 있으며 被動型/固有安全性 특성을 대용량 원전에도 適用 可能한가 하는 문제는 앞으로도 계속 檢討될 것이다.

다. 其他 技術特性

원자력 先進國들은 원전운전의 안전성에 대한 信賴度를 높이기 위하여 다각도의 尖端技術을 신형원자로 설계에 接木시키고자 注力하고 있다. 이러한 노력중 가장 刮目할 만한 기술의 進展이 I&C 분야에서 이루어질 것으로 보인다. 현재의 원자력발전소 설계는 많은 自動化에 의해 일반적으로 安全要件을 滿足시키고 있음에도 불구하고 운전사고의 50% 이상이 人間失手に 의하여 發生하였고 모든 고장의 50-70%가 人間誤謬에 基因하였으며 TMI 및 Cher-

noby1 사고도 인적요소가 주 사고원인이었음을 勘案할 때 보다 效果的인 Man-Machine Interface의 解決方案이 必要한 것으로 나타났다.

따라서 신형원자로에서는 人間工學을 최대한 反映한 情報傳達體系 및 과부하 및 사고발생시 운전원의 對應操作能力 극대화를 위한 방안 등을 설계에 반영시키고자 하고 있다.

또 하나의 두드러진 特徵은 대부분의 신형원자로 설계개념들이 被動安全性 또는 고유안전성을 설계에 반영하면서도 그 적용방법에 있어 實證技術에 기반을 두려한 점이다.

이러한 노력은 특히 被動型 新型原子爐 설계개념에서 두드러지는데 이는 상업화를 앞당길 수 있는 요소가 될 수 있을 것으로 판단된다.

3. 開發現況 및 展望

가. 輕水型 新型原子爐

경수형 신형원자로 개발은 美國에서 가장 활발하게 추진중에 있으며 실증성있는 기술의 사용을 기본으로 하고 있어 商用化 가능성이 가장 높는데 미국 政府(DOE) 및 EPRI 支援아래 개발되고 있는 피동 안전성 개념을 導入한 WH사의 AP-600 및 GE사의 SBWR 원자로의 경우 1995년까지는 詳細設計 완료 및 NRC의 Design Certification 獲得을 목표로 하고 있어 발주가 있을 경우 2000년경에는 Lead Plant 建設이 可能할 것으로 보인다.

스웨덴에서는 ABB-ATOM사가 밀도막(Density Lock)原理에 의한 고유안전기능을 保有한 PIUS 원자로에 대한 개념설계를 완료하고 그 원리에 대한 實證試驗 및 高壓 Loop에 의한 계통실증시험을 完了했다. 단지 國民투표에 의한 국내에서의 新規 原電開發중지 決定으로 해외에서 협력을 얻지 못하면 계속적인 개발은 당분간 어려울 것으로 보인다.

PIUS와 마찬가지로 DOE의 ALWR Passive Program 開發支援 對象爐型에서 除外되기는 했으나 CE사가 영국 원자력공사 및 RRA(Rolls Royce Associates) 그룹등과 진소시업 형태로 개발코자 하는 SIR 원자로 또한 被動安全性 개념을 설계에 도입하여 概念設計를 끝내고 後續開發을 계획중에 있는 一體型(Integral Reactor) 원자로로서 현재의 開發

動向으로 보아 영국에서 제일 먼저 Lead Plant 建設이 이루어 질 수도 있다.

熱供給 專用爐 개발에 있어서는 캐나다가 先頭走者로 이미 2MWt급 고유안전성 개념의 SLOW-POKE 원자로를 運轉하고 있으며 10MWt급 실증로 建設을 다각도로 摸索중에 있다.

蘇聯의 AST-500(500MWt) 또한 實證爐 建設이 거의 완료된 상태이나 체르노빌 사고이후 안전성에 대한 住民들의 반발로 遲延되고 있는 실정이다.

그밖에 서독 KWU사의 NHP-200(200MWt), 스위스 BWR형인 SHR(10MWt) 및 PWR형 GEYSER(10-15MWt) 등이 개발단계에 있는데 이들 열공급 전용로의 특징은 그 사용목적상 人口密集地域과 가까이 建設되어야 하기 때문에 모두가 고유 안전성 개념을 설계에 反映하였으며 운전원없이도 運轉이 가능하도록 開發目標를 설정하고 있다는 점이다.

나. 高溫가스형 新型原子爐

미국에서 GA사가 Module형 HTGR을 開發하고 있는데 1 Module당 350MWt(135MWe)의 원자로 4기에 2대의 터빈 발전기를 조합한 발전소를 구상중이며 民間 發電用 개발에 대한 具體적인 계획은 아직 발표된 바 없으나 軍事用으로서의 개발은 매우 구체적인 段階에까지 이르고 있어 미의회의 承認이 있을 경우 建設에 着手할 수 있는 것으로 알려졌다. 서독은 高溫가스 冷却爐의 중주국이라 할만큼 개발 성과도 높고 노력도 지대하여 1967년에 이미 13MWe급 펠블베드 爐心인 AVR 원자로를 完成했고 THTR-300(300MWe)을 建設, 운전한 經驗을 가지고 있다.

이러한 경험을 바탕으로 HTR 원자로를 가지고 100MWe에서 1200MWe(600MWe×2)까지의 需要에 대응하는 開發目標를 가지고 있으며 특히 Module형 HTR-500 개발에 注力하고 있다.

고온가스 냉각로는 헬륨출구 온도를 950℃까지 올린 실적을 가지고 있어 산업공정열로서 그 活用도가 매우 높으며 核燃料 자체가 高溫까지 견딜 수 있는 특성을 가지고 있기 때문에 많은 나라가 개발에 관심을 가지고 있는 원자로이기도 하다.

다. Module형 高速增殖爐

미국 GE사가 주관하여 컨소시엄을 구성, 開發중 에 있는 PRISM이 고유안전성 개념을 설계에 도입 한 고속증식로의 先頭走者라 할 수 있다. 동 발전소 는 1 Unit 容量이 138MWe이며 3기를 1터빈에 연결 하여 1블록을 415 MWe로 하고 합계 3블록 1250MWe가 1Plant가 되는 Module 概念을 설계에 導入하고 있다.

DOE 資金에 의해 개발중인 동 원자로는 金屬燃 料, 전자펌프등 주요항목에 대한 開發實證試驗을 推 進하고 있으며 2003년 Lead Module 건설을 目標로 시험 Data를 蓄積중에 있다.

라. 重水型 新型原子爐

革新的 設計概念을 반영한 重水型 신형원자로는 아직 발표되지 않고 있으나 CANDU-600을 개량한 CANDU-3(300-450MWe) 중수로가 개량형 원자로 로서 開發完了 단계에 있다.

前述한 대로 현재 신형원자로는 피동안전성 또는 고유안전성 개념을 설계에 반영하여 그 利用目的에 따라 다양한 노형이 있으며 이 중 발전용 원자로는 商用化 可能性이 매우 높은 것으로 판단된다.

다음의 표-4는 주요 개발 원자로를 國家別, 用途 別로 간단히 정리한 것이다.

표-4 新型原子爐 開發 現況

爐 型	爐 型 名	容 量	開發國	開 發 社	用 途	備考
輕 水 爐	SBWR	600 MWe	미 국	GE	발 전	
	AP-600	600 MWe	〃	W	〃	
	SIR	320×2MWe	미, 영	CE,RRA,UKAEA	〃	
	PIUS	600 MWe	스웨덴	ABB-ATOM	〃	
	SECURE-H	400 MWt	스웨덴	ABB-ATOM	〃	
	ISER	600 MWe	일 본	동경대	〃	
	TRIGA	50 MWt	미 국	GA	난 방	
	AST-500	500 MWt	소 련	Atomenergo	〃	
	SLOWPOKE	10 MWt	캐나다	AECL	〃	
	THERMOS	100 MWt	프랑스	Technicatome	〃	
	LTR	450 MWt	중 공	HRU	〃	
	NHP	100-500 MWt	서 독	KWU	〃	
	GHR	10-15 MWt	〃	HRB	〃	
	HERE	300 MWt	〃	Gesamthochs- chule Essen	〃	
SHR	10-15 MWt	스위스	EIR	〃		
GEYSER	〃	〃	SIN	〃		
고온가스 냉 각 로	MHTGR	135×4MWe	미 국	GA주관 컨소	발전, 공정열	
	HTR	500 MWe	독 일	시업 구성 BBC-HRB	〃	
高 速 爐	PRISM	138×9MWe	미 국	GE주관 컨소 시업 구성	발 전	

마. 新型爐 開發의 意義

신형원자로 개발의 필요성은 기본적으로 未來에 대한 展望에 基礎하고 있으며 미래에 대한 代案을 提示한다는데 그 意味가 있다.

각 국가별로 어느 Line의 爐型開發戰略을 선택하느냐 하는 문제는 국가별 기술수준, 자원 조달능력, 원자로의 活用目的, 연구개발의 어려움 등을 檢討하여 결정할 문제이다.

그러나 전세계적으로 改良型 輕水爐, 被動安全性 원자로(Passive Reactor), 固有安全爐(Inherently Safe Reactor) 순으로 연구개발이 이루어지리라 예상된다.

한편 고유안전로의 필요성을 強調하는 Group에서는 앞으로 본격적으로 거론될 것으로 예상되는 Sabotage에 대한 憂慮를 문제점으로 提起하고 있다.

Sabotage에는 Internal Sabotage, External Sabotage의 모든 境遇를 考慮하여야 하며 2000년대의 社會環境 與件에 따라서 매우 深刻한 문제가 될 수 있으며 신형원자로 개발에 있어 각별히 留意하여야 할 事項이라고 判斷된다.

원자력에너지 利用擴大 측면에서 현재 세계적으로 실용화가 이루어졌거나 연구 개발중인 原子力分野는 다음과 같다.

- 發電(Power Generation)
- 熱併合 發電(Cogeneration)
- 蒸汽供給(Steam Production)
- 地域暖房(District Heating)
- 重油回收(Heavy Oil Recovery)
- 石炭 氣體化(Coal Gasification)
- 石炭 液體化(Coal Liquefaction)
- 水素 生産(Hydrogen Production)
- 淡水化(Desalination)
- 船舶 推進用(Ship Propulsion)
- 宇宙船 動力(Space Shuttle Power Source)

이러한 목적을 達成할 수 있는 特殊目的의 원자로 개발이 필요한가는 그 나라의 産業構造와 산업구조 내에서의 特殊産業이 차지하고 있는 比重에 따라 결정될 문제이다. 그러나 이러한 目的의 원자로는 소형이어야 하며 모든 사람이 다루기 쉬운 便利하고 안전한 原子爐이어야 한다는 점을 감안할 때 신형원

자로가 그 技術基盤이 될 것으로 展望된다.

우리나라에서 신형원자로의 개발은 改良型 輕水爐 이후의 代案으로서 필요하다고 판단되는데 그 이유로는 외국에서 신형원자로가 商用化 되었을 때 우리나라에서만 개량형 경수로로 계속 고집할 수 있겠느냐는 根本的인 문제가 있으며 또한 새로운 신형원자로가 安全性 및 經濟性이 훨씬 뛰어난이 立證되었을 경우 一般大衆이나 電氣事業者에게 개량형 경수로는 더 이상 받아들여지지 않을 것이기 때문이다.

그밖에도 신형원자로의 개발은 향후 우리나라에서도 필요할 것으로 예상되는 원자력에너지 利用의 多樣化를 위한 기술기반 構築에 초석이 될 수 있으며 敷地與件이 양호하지 못한 지역에 대해 敷地與件의 완화 내지는 海上原電으로서의 가능성을 높임으로써 부지문제 解決에 기여할 수 있을 것이며 발전소의 一部地域 편재를 防止함으로써 전력계통 운영면에서의 효율성 圖謀도 期待할 수 있다고 본다.

4. 開發目標

향후 건설될 수 있는 신형원자로의 개발 목표는 일반대중과 전기사업자 모두를 만족시킬 수 있는 安全性和 經濟性을 구비하여야 한다고 판단된다. 그러기 위해서는

- 一般大衆이 쉽게 납득할 수 있는 뛰어난 安全特性을 지녀야 하며
- 經濟性이 있어야 하고
- 商業化 可能性이 있어야 한다.

이러한 목표는 革新的인 設計方法, 현대의 尖端技術, 建設工期の 短縮, 既存 기술의 最大한 활용등 여러가지 相關 사항을 폭 넓게 活用해야만 목표로의 접근이 가능해질 것이다.

다음은 EPRI가 作成한 輕水型 신형원자로에 대한 Top-Tier ALWR Plant Design Requirement들로 경수로 기술을 原電技術 基盤으로 하고 있는 우리나라로서는 추후 한국형 신형원자로 개발과 相關하여 보다 깊은 檢討가 있어야 할 개발 목표들이라 생각된다.

표-5 EPRI Top-Tier ALWR Plant Requirement

(1989년 9월 발간, Rev. II)

Subject Area of Requirement	Statement of Requirement	Rev.
GENERAL DESIGN REQUIREMENTS		B
Plant type and size	PWR or BWR, applicable to a range of sizes up to 1350 MWe : • Reference size for Evolutionary ALWR-1200 MWe per unit • Reference size for Passive ALWR-600 MWe per unit	G G G
Safety system concept	Simplified safety system concepts : • Evolutionary ALWR-simplified, improved active systems • Passive ALWR-primarily passive systems : safety grade, on-site AC power generators shall not be required	G H H
Plant design life	60 years	B
Design philosophy	Simple, rugged, high design margin, based on proven technology : no power plant prototype required	H
Plant siting envelope	Must be acceptable for most available sites : 0.3 SSE	E
SAFETY AND INVESTMENT PROTECTION		B
Accident resistance	Design features which limit the likelihood and effect of initiating events, such as : • Fuel thermal margin 15% • Significant time to respond to plant upset conditions through features such as increased coolant inventory • Use of best available materials	E E H E
Core damage prevention	Features which prevent initiating events from progressing to the point of core damage	H
• Core damage frequency	Demonstrate by PRA that core damage frequency <math><10^{-5}</math> per reactor year	H
• LOCA protection	No fuel damage for up to a 6-inch break	H
• Station blackout coping time for core cooling	8 hours minimum (Evolutionary ALWR)	H
Mitigation		
• Severe accident frequency and consequence	Demonstrate by PRA that the cumulative frequency <math><10^{-6}</math> per reactor year for sequences resulting in >25 rem at 0.5 miles from reactor.	D
• Containment	Large, rugged containment building with design pressure based on licensing design basis pipe break.	G
• Radiological source term	More realistic source term for licensing	G
• Hydrogen generation	Licensing Design Basis hydrogen concentration less than 13% in containment for 75% active clad oxidation.	G

Subject Area of Requirement	Statement of Requirement	Rev
<ul style="list-style-type: none"> • Emergency planning zone Additional passive plant requirements	Technical basis for reduction of zone. No regulatory limits exceeded for at least 72 hours, assuming no operator action for Licensing Design Basis event including loss of all AC power Maintain containment integrity and low leakage indefinitely in the event of a severe accident.	F H H
PERFORMANCE Design availability Refueling interval Unplanned automatic scrams Maneuvering Load rejection Low level radioactive waste produced Site spent fuel wet storage capability Occupational radiation exposure Soluble boron Operability and maintainability <ul style="list-style-type: none"> • Design for operation • Design for maintenance • Equipment access • Equipment Replacement • Man-Machine Interface • Instrumentation and control system • Operations simplicity 	87% 24-month capability >1 / year Daily load follow Loss of load without reactor trip or turbine trip Based on best current plant 10 year of operation plus one core off load <100 person rem per year No soluble boron required for reactivity control during operation (passive plant only) Operability features designed into plant, such as: forgiving plant response for operators, design margin, and operator environment Maintainability features designed into plant, such as: standardization of components, equipment design for minimal maintenance needs, provision of adequate access, and improved working conditions. Ready access to equipment Facilitate replacement of components, including steam generators Advanced technology, including software based systems, alarm prioritization, fault tolerance, automatic testing, multiplexing, and computer driven displays A single operator shall be able to control plant during normal power operation	B D B B E E E E H H B E H E E E E E

Subject Area of Requirement	Statement of Requirement	Rev
<ul style="list-style-type: none"> Control station 	Human engineered to enhance operator effectiveness, utilizing mockups, dynamic simulation, and operator input to design.	E
<p>DESIGN PROCESS AND CONSTRUCTIBILITY</p> <p>Total time from owner commitment to construct to commercial operation</p> <p>Construction time from first structural concrete to commercial operation</p> <p>Design status at time of initiation of construction</p> <p>Design and plan for construction</p> <p>Design process</p> <ul style="list-style-type: none"> Design integration Configuration management Information management 	<p>1200 MWe evolutionary plant: 72 months 600 MWe passive plant: 60 months</p> <p>1200 MWe evolutionary plant: 54 months 600 MWe passive plant: 42 months</p> <p>90% complete</p> <p>Design for simplicity and modularization to facilitate construction: develop an integrated construction plan through Plant Owner acceptance</p> <p>Manage and execute design as a single, integrated process</p> <p>Comprehensive system to control plant design basis and installed equipment and structures</p> <p>Computerized system to generate and utilize an integrated plant information management system during design, construction, and operation</p>	<p>B</p> <p>G</p> <p>H</p> <p>H</p> <p>H</p> <p>D</p> <p>D</p> <p>E</p> <p>H</p>
<p>ECONOMICS</p> <p>Near term cost</p> <p>Long term cost</p> <p>Resulting cost goals in 1985 dollars for 1200 MWe evolutionary plant based on above criteria and assuming commercial operation in 1999</p> <ul style="list-style-type: none"> Overnight capital cost 30-year levelized total generation cost Fuel cycle cost O&M cost 	<p>ALWR have ~10% cost advantage over alternatives after first 10 years of operation</p> <p>ALWR have ~20% cost advantage over alternatives after 30 years of operation</p> <p><1150 \$ / kwe</p> <p><58 mills / kw</p> <p><8 mills / kwh</p> <p><12 mills / kwh</p>	<p>H</p> <p>H</p> <p>H</p> <p>G</p> <p>F</p> <p>G</p> <p>H</p> <p>H</p>

Subject Area of Requirement	Statement of Requirement	Rev.
Resulting cost goals in 1985 dollars for 600 MWe passive plant, assuming commercial operation in 2002		G
• Overnight capital cost	<1300 \$ / kwe	G
• 30-year levelized total generation cost	<66 mills / kw	H
• Fuel cycle cost	<8 mills / kwh	H
• O&M cost	<15 mills / kwh	H

5. 國內 新型原子爐 研究開發 現況

아주공대 주관으로 국내에서 수행된 “2000년대 原子力 展望 및 對處方案” 研究結果에서 產業界는 국내 신형원자로 商用化 필요 시점을 2006년경으로 豫想하였는데 이는 世界 研究開發動向 및 국내 現實을 勘案해 볼 때 매우 妥當한 것으로 생각된다. 이의 達成 可能性을 검토하는데 重要한 要素로는 安全性, 經濟性 평가와 더불어 개발중인 신형원자로들의 Prototype Reactor와 Demonstration Reactor의 필요성이라고 판단된다.

새로운 원자로의 개발은 基礎研究에서부터 시작하여 Prototype Reactor→Demonstration Reactor→Commercial Reactor 순으로 발전하는 것이 正형이며 이 중 어느 段階를 생략할 수 있느냐 하는 문제는 技術적 판단에 의하여 결정될 문제이다.

Prototype Reactor의 必要性은 개발된 技術이 원자로 技術로서 價値가 있을 것인가를 綜合적으로 實證하기 위하여 必要하며 單位別 실험이 아닌 複合的이고 총체적인 실험에 의하여 새로이 개발되어야 할 實驗課題가 병행, 遂行되는 것이 常例이다.

Demonstration Reactor는 원자로가 발전설비로서 價値가 있을 것인가를 確認하기 위하여 必要하며 安全性, 經濟性, 信賴性 등이 綜合적으로 檢證된다. 現在의 신형원자로의 技術特性을 분석해 볼 때 被動型 新型原子爐는 Prototype Reactor建設이 省略될 수 있는 可能性이 매우 높으나 고유안전로는 그 可能性이 희박할 것으로 보인다. 고온가스 냉각로는

이미 Prototype Reactor가 외국에서 稼動되고 있는 하나 국내에서는 Gas Cooled Reactor에 대한 技術기반이 全無한 狀態이므로 이에 대한 韓國的 판단은 다를 수 있다고 판단된다.

Demonstration Reactor에 대해서는 모든 노형이 Demonstration Reactor를 필요로 할 것으로 판단된다. 그러나 개발중인 신형원자로들은 모든 원자로가 600MWe급 이하의 중소형 원자로로서 Demonstration Reactor와 Commercial Reactor가 同一 容量으로 推進될 可能性이 많기 때문에 우리나라 입장에서 보면 “First Lead Plant in the World”의 有無가 판단기준이 될 것으로 展望되며 우리나라에 신형원자로를 도입하기 이전에 Lead Plant의 운전실적을 檢討 分析할 수 있는 時間적 여유의 確保가 必要한 것으로 판단된다. 300MWe급 이하의 SIR 또는 MHTGR은 Demonstration Reactor가 Prototype Reactor를 겸할 可能性도 있다. 世界 各國의 開發現況과 前述한 觀點들을 반영하여 2006년경 상용화 可能性을 추정해 볼 때 皮동형 신형원자로는 1995년까지 DC獲得을 목표로 하고 있고 개발을 위한 지원이 확실시되고 있으므로 이의 達成이 可能하다고 판단되며 固有安全性 신형원자로는 PIUS를 높이 評價한 Institute for Energy Analysis 報告書에서 조차 Demonstration Reactor 운전 가능시기를 開發資金의 지원 이후 12년 정도가 所要될 것으로 豫想하고 있고 기타 MPR 보고서 등에서도 상용화 的 문제점들을 제시하고 있는 점을 勘案할 때 상용화 시기는 皮동형 신형원자로와 약 10년 정도의 격차가 있을 것으로 판단된다.

이를 圖式化 해보면 다음과 같다.

표-6 新型原子爐 開發展望 比較

	1990	2000	2010	2020
Passive Reactor	타당성조사 및 개념설계 (상세설계 및 DC 획득)	(First lead plant 건설) First lead plant 운전결과분석	국내 상업로 건설	
Inherently Safe Reactor	주제별 연구	타당성조사 (Prototype Reactor 설계 및 건설)	Prototype Reactor 운전결과분석 상용로설계 및 건설	

새로운 원자로를 우리 自體로 개발한다는 것은 幕大한 R&D 資金 및 시간이 소요될 뿐만 아니라 關聯 産業界에 미치는 影響이 深刻하므로 매우 신중하게 판단, 결정되어야 하며 우리나라의 원자력 산업기술 기반이 輕水爐 技術(가압경수로 기술의 技術自立은 1995년까지 약 95% 水準 達成)임을 勘案하여 개량형 경수로 기술로부터 新型原子爐 技術로 무리없이 連繼시키는 방안 또한 강구되어야 할 것이다.

우리나라에서 新型原子爐 연구개발에 集中的으로 인력을 投入할 수 있는 가능시기는 기존 輕水爐 기

술자립이 달성되는 1995년경으로 豫想되므로 이에 따른 연구개발계획의 調整이 필요하리라 본다.

研究開發 費用 및 所要人力 추정에 있어 미국 DOE/EPRI의 Passive Plant Program 자료를 參考로 할때 Passive Plant 1기의 상세설계시 약 1억~1억 5천만불이 소요될 것으로 추정되며 투입인력은 약 200,000MH~250,000MH/년 水準이 될 것으로 豫想된다.

Demonstration Reactor는 設計單價 基準으로 추정할 수 있으며 건설단가를 약 2,000\$/KWe로 假定

할 때 300MWe급 Prototype Reactor에 약 6억불 이상, 600MWe급 Demonstration Reactor에 약 12억불 이상의 소요자금이 필요하다. 이러한 추정은 外國基準에 의한 것으로 기술기반이 일천한 國內 與件에서의 開發所要費用은 이러한 추정을 훨씬 상회할 것으로 예상된다.

前述한 모든 것을 감안해 볼 때 신형원자로 개발을 위한 國內 研究開發事業은 開發初期段階인 지금부터 段階別로 準備해가는 것이 가장 效果的으로 목표에 到達할 수 있을 것으로 판단된다. 단 施行錯誤를 最少化하고 人力需給 및 費用節減 效果를 기하

기 위해 1990년대 초반은 國際的인 研究에 參與하여 새로운 技術概念을 習得하면서 國內 既存 技術의 再活用 方案등을 定立한 다음 1990년대 중반이후 신형 원자로에 대한 國際的인 研究開發을 具體的으로 推進하는 것이 바람직하다고 본다. 지금이 2000년대에 原子力 先進國으로 부상할 터전을 닦는 絶好의 機會이며 新型原子爐에 대한 積極的인 研究開發이 그 방법이 될 수 있다고 確信한다. 원자력에 종사하는 모든 사람들의 智慧와 努力이 絶실히 要求되는 때이다.