

原電設計의 改善 및 革新

*Improvement and Innovation of
Nuclear Power Plant Design*



張 舜 興

(韓國科學技術院 核工學科 助教授)

1. 背景 및 必要性

1978년에 일어난 TMI事故는 原子力産業에 타격을 주었고, 原子力發電所의 安全에 대해서 다시 한번 反省해 볼 계기를 마련해 주었다. 지금 原子力産業界는 명백한 安全을 입증하고 다시 活性化할 수 있는 방향을 모색하고 있다. 原子力發電所는 과연 不安한 것이며 또한 발전소의 운영자 측면에서는 다른 종류의 발전소에 비해 經濟性이 맞지 않는 것인가?

WASH-1400報告書에서는 確率的 危險度評價方法을 통해 危險度(Risk)라는 이름으로 원자력발전소의 安全에 대해서 검토하였다. 이 보고서에 의하면 原子力發電에 의한 위험도는 다른 어떤 工學的시스템으로 인한 것보다 낮은 것으로 분석되고 있다.

TMI事故에서도 단 한명의 人命被害도 없었다. 原子力發電所가 안전하다는 것은 明若觀火한 사실이다. 그러나 문제는 이 安全을 입증하기 위하여 너무 비싼 값을 치루어야 한다는 것이다.

처음 원자력발전소는 간단하였고 建設工期도 길지 않았다. 그러나 약간의 문제가 있을 때마다 解決策으로 安全장치를 추가시키다보니 덩치는 커지고 建設工期가 길어지게 되었으며 이에 따라 經濟性도 낮아지게 되었다. 供給會社側에서는 다른 發電所와 상대하기 위해서 容量을 증가시켜야만 했다. 그런데 추가된 安全장치는 그 自體가 너무 복잡하여 建設單價를 높일 뿐만아니라 安全에도 위험을 줄 수가 있는 實情이 되었다.

TMI事故로 既存 原子力發電所(PWR Type)는 2次部品들에 너무 敏感하다는 것을 알게 되었고 그러다보니 安全規制機關에서는 1次爐心 冷却系統 뿐만 아니라 발전소의 全系統에 대해 規制를 강화하게 되었다. 이는 工程期間을 늘리는 결과가 되었고 자연히 원자력발전소는 가격상승을 초래하게 되었다.

하나의 예로 미국의 Zimmer原子力發電所는 95% 이상의 工程을 끝내고 NRC에서 2次蒸氣系統의 品質保證(QA)이 부실하다고 하자 1次側을 石炭보일러로 변경하기에 이르렀다.

公共大衆에게 원자력발전소가 안전하다는 確信을 주고 운영자 측에서는 값싸게 운영할 수 있기 위해서는 現 設計의 概念을 근본적으로 改善 및 革新할 必要가 있을 것이다.

2. 方向 및 方法論

原子力産業이 다시 活性化되기 위해서는 무엇보다도 먼저 安全할 뿐만 아니라 經濟的인 原子力發電所의 設計가 필요하다.

처음 美國에 세워진 商業原子力發電所인 Shippingport發電所는 PWR型으로서 기존 잠수함에서 인정받은 技術을 그대로 이전하였다.오늘의 복잡한 안전장치 및 안전문제는 기존 잠수함에서 쓰던 작은 爐心에 기인하는 것으로 판단된다. 작은 爐心에 安全性을 확보하기 위해서는 ECCS, Containment 등의 안전장치가 첨가되어야 했고 여기에 완전한 안전을 위해서 多重度(Redundancy)의 개념까지 합쳐지게 되었다.

既存 PWR의 경우 대형냉각재상실사고가 일어나면 1次系統의 냉각수는 數分內에 증발하여 없어진다. 그리고 TMI事故와 같이 2次系統의 給水供給이 중단될 경우 1.5시간 이후엔 蒸氣發生器의 물이 모두 증발하여 없어지고, 加壓器의 구조밸브가 열려서 닫히지 않으면 1.7시간 이후에, 합해서 3.2시간 이후에는 1次冷却水가 다 증발하게 된다. 이렇게 짧은 시간으로 는 사고의 후속 조치를 취하기가 상당히 어려우며 따라서 運轉要員도 疲勞를 하기 쉽다.

이런 상황에서 볼때 앞으로의 原子爐設計概念은 간단하면서도 추가되는 안전장치에 의해서가 아니라 본질적으로 쉽게 安全性을 확보할 수가 있어야 하겠으며 따라서 工程期間도 짧

고, 운영자 측에서도 수지타산이 맞아야 할 것이다. 한마디로 다음과 같이 다섯 항목으로 정리할 수 있겠다.

첫째, 공공대중에게 주는 위험도 및 발전소 소유자의 經濟的인 위험도를 줄여야 할 것이다.

둘째, 建設工期가 길지 않도록 하여 투자 가치가 있어야 할 것이다.

셋째, 추가되는 안전장치(Add-on Type Safety)에 의해서가 아니라 본질적으로 安全을 확보할 수 있어야 하겠다(Inherent Safety).

네째, Capacity Factor를 높여야 할 것이다.

다섯째, 核燃料利用率을 높여야 할 것이다.

美國議會는 본격적인 原子力時代를 대비하여 高速增殖爐에 투자를 많이 하였으나 실제로 電氣의 需要量이 예상치에 미치지 못하고 우리나라의 所要量이 예상했던 것보다 작게 되자 高速增殖爐에 대한 투자를 중단하기로 결정하였다. 이와 같은 형편에서 核燃料利用率을 높이는 것 또한 중요한 과제라 하겠다.

이런 脈絡에서 세계의 各 原子爐 供給會社는 대체로 두가지의 방향에서 노력하고 있다. 그 하나는 設計의 改善이고 또 하나는 設計의 革新이다. 設計改善은 현재의 원자로설계개념을 바탕으로 하여 문제점들을 解決하는 것으로 Westinghouse에서 검토하고 있는 APWR(Advanced Pressurized Water Reactor)과 AECL(Atomic Energy of Canada Ltd.)에서 검토하고 있는 CANDU-300이다. 設計革新의 方向에서는 Asea-Atom社에서 設計한 SECURE-P/LWR과 英國, 독일, 美國 등에서 검토하고 있는 MHTGR(Modular High Temperature Gas-Cooled Reactor)이 있다.

이 네가지는 모두 노심의 노출을 줄임으로서 소유자 측의 經濟的인 위험도 및 공공의 위험도를 줄이는데 초점을 두고 있다. 그리고 SECURE-P/LWR과 MHTGR은 본질적인 安全性(Inherent Safety)을 강조하고 있다.

또 한가지 특색은 소형화에 있다. 大容量의 原子力發電所는 工程期間이 길고 또 새로 原子爐를 도입하려는 나라중에는 큰 容量의 發電所가 必要없는 나라도 많다. 美國에서는 MHTG-R이 美國議會의 관심을 끌고 있으며 研究費를 지원해 줄 것을 강조하고 있다.

SECURE-P/LWR은 원래 地域난방용으로 開發한 설계개념을 進展시킨 것으로서 爐心을 Pool속에 넣어 事故가 나더라도 安全設備에 의존하지 않고 自然대류에 의해 爐心冷却機能을 연장시키고자 하는 개념에 입각하고 있다.

要約하면 設計革新의 기본방향은 2次側 部品들에 상당히 민감한 기존 원자로의 단점을 보완하여, 2次側 部品에 어떠한 故障이 있더라도 1次側은 상당한 시일(일주일이상)동안 자체적으로 爐心の 損傷없이 견딜 수 있도록 하는 것이다. 이를 통하여 公衆의 위험도나 經濟的인 위험도를 대폭 줄일 수 있으며, 2次側은 火力發電所와 같은 등급의 規制를 적용할 수 있도록 하여 工程期間의 단축과 原子力發電所의 經濟性을 향상시킬 수 있다. 다음 절에서 各各에 대해 구체적으로 현재까지의 運轉에 대해 설명하겠다.

3. 設計改善의 現況

3.1 APWR(Advanced Pressurized Water Reactor)

改善된 加壓輕水爐 Model의 개발은 1977년부터 Westinghouse에서 시작되었다. 이 計劃은 原子爐系統의 수행능력개선, 건설능력의 향상과 會社側의 투자 위험도의 감소 등의 문제에 초점을 맞추고 있다. 앞으로 거론될 바와 같이 이 계획에의 참여는 필수적인 것이고, 실제로도 會社側과 規制機關 모두가 이러한 設計의 改善에 참여하고 있다.

APWR의 設計目的을 대체로 나누어 보면 다음과 같다.

- 會社側의 經濟적 위험도 및 公衆에의 위험도 감소

- 90% 發電所 가용도 및 부품신뢰도의 향상
- ulla늄광석의 必要量 및 SWU(Separative Work Unit)의 감소

- 建設費用의 절감

- 作業上 방사선노출(ORE)의 감소

- 실제 여유도의 증가

(a) 經濟的 危險도와 公衆의 危險度 減少

이것은 소량의 냉각수누출사고가 진행되는 동안 爐心이 노출되는 일이 없도록 發電所를 設計함으로써 이를 수 있다. 그러기 위해서는 爐心 윗부분의 냉각수량을 증가시켜야 하는데, 모든 냉각수관이 爐心の 윗부분에 있도록 하고 ECCS의 信賴度를 향상시킴으로써 이러한 目的을 달성할 수 있다.

마찬가지로 많은 중요한 因子들이 經濟的 危險도와 公衆의 危險度を 감소시킨다는 면에서 설계과정의 한 분야로 중시되어 왔다. 1次系統에서의 냉각수 손실 가능성은 놀랄만큼 감소되었다. 특히, 어떤 設計는 구조밸브가 열려 닫히지 않게 되는 確率과 그로 인한 結果를 감소시킬 것이다.

이것은 밸브가 열려 닫히지 않게 된 상태에서는 격리밸브가 自動적으로 잠기게 하든지 아니면 구조밸브가 열리는 일이 최소화되도록 加壓器의 크기를 설계함으로써 이를 수 있다.

또한 설계상 고려되어야 할 점은 事故後 運轉者에게 要求되는 處理를 줄이는 것이다. 이것은 현재 발전소의 설계를 위하여 改善되고 있는 많은 修正案들을 통하여 행해지고 있다.

수동적인 蒸氣冷却系統이 보조급수계통의 安全性 機能을 대체하기 위하여 設計되었다. 이 계통은 증기발생기의 管破裂事故가 발생하였을 때 사후 열제거에 대한 信賴度를 증가시키고, 運轉者의 조치를 상당히 감소시킨다. 또한 格納容器内部에 비상수저장탱크(EWST)를 두는

것도 설계상 고려되고 있다. 이것은 현재의 발전소 설계상 존재하는 非常爐心冷却系統의 전환의 必要性을 제거시키고, 原子爐冷却系統에서 누출사고가 발생하였을 때 흘러나온 냉각수의 格納能力을 증가시킨다.

(b) 90% 發電所可用도와 部品信賴度の 改善
發電所 可用度の 개선문제는 가장 중요한 과제로 남을 것이다. 그래서 많은 決定因子들이 이러한 目的으로 설계에 반영되어져 왔다.

첫째로 核燃料週期の 연장이 적용되었다. 특히, Burnable Poison을 필요로 하지 않는 설계에 적용되는 18個月과 24箇月の 核燃料週期가 開發되고 있다. 그리고 몇가지 특수한 면들을 組合시킨 설계로서 燃料再裝填期間과 감시 기간을 줄일 수 있을 것이다. 制御棒없이 하는 燃料再裝填(Unrodded Refueling)은 Rod Uncoupling/Coupling의 必要性和 RCC의 조작의 必要성을 없애준다.

또한 Dual Basket Fuel Transfer System과 Integral Head Package가 발전소 설계에 적용되고 있다. 이러한 설계들은 燃料再裝填에 필요한 期間과 조작의 회수를 줄여준다.

發電所의 可用度を 높여주는 아주 중요한 方法의 하나는 아주 좋은 信賴度を 갖는 蒸氣發生器를 使用하는 것이다. Westinghouse에서는 Tube와 Tube Support, Tube Sheet의 物質을 부식에 아주 강한 것으로 사용하며, 熱處理된 Tube와 확대된 U-Bend를 사용하여 Tube의 Stress를 줄이고 있다. 또 다른 設計의 樣相은 오염집중지역의 제거와 찌꺼기(Sludge) 處理의 改善에 관심을 두고 있다.

(c) 우라늄의 量과 SWU의 減少

먼저 爐心の Specific Power(kW/kg)를 줄인다. 둘째로 감속재의 制御效果를 적용시킨다. 이것은 週期初에 爐心에서의 Pu의 생산량을 증가시키는데 이것이 週期末에 燃燒됨으로서 爐心에서 Fissile 우라늄의 必要量을 減少

시키는 結果를 가져온다.

中性子스펙트럼을 변화시키기 위한 Water Displacer Rod가 週期初에 삽입되며, 이 때문에 스펙트럼은 Hardening된다. 이러한 스펙트럼의 Hardening 때문에 週期初에 Pu의 生産量은 증가한다. 이러한 Rod들은 週期末에 爐心管理過程의 하나로서 뽑아내어지며, 이로 인해 中性子の 스펙트럼은 완만하게 된다. 이러한 것들이 Pu와 U를 잘 활용하게 하여 核燃料週期를 연장시키는 結果를 가져다 주는 것이다.

끝으로 爐心에서의 中性子の 經濟性を 높이기 위해 反射體를 사용하는 방법도 있다.

(d) 建設費用의 節減

原子力發電所의 다음 世代에서 고려되어야 할 가장 중요한 점들 중의 하나는 建設費用의 절감이다. 이를 위하여 많은 技術들이 利用되고 있는데 첫째로 Fluid 系統을 아주 단순화시켜서 설계에 고려하는 것이다. 이것은 배선의 단순화, 부수적 계통과 部品の 제거와 공간의 축소, 장비의 절감 등을 모두 포함한다. 특히, Boron Thermal Regeneration 系統의 제거는 研究中에 있으며 Piping Run을 줄임으로서 E-CCS 내부의 상호연락망을 제거할 수 있다.

多重性(Multiplexing)의 광범위한 活用은 建設費 節減의 주요한 원인이 될 수가 있다. 다중성은 발전소의 재료비 절감 뿐아니라 建設人件費를 절감시켜 준다.

건설비를 줄이는 또 하나의 方法은 設計를 수행하기 전에 완전한 상태로 두는 것이다. 實際로는 설계의 70~80% 정도가 利用 可能하도록 計劃하고 있다.

(e) 作業上 放射線 露出의 減少

核燃料週期를 18~24箇月로 연장시키면 높은 放射能地域에 사람이 들어가는 빈도수가 적어지므로 放射線 露出을 상당히 줄일 수 있다.

그리고 蒸氣發生器의 設計에 있어서도 Man-

way의 확대, 低코발트物質의 사용, 찌꺼기의 원격제거 등을 도입하여 전반적인 방사선노출을 감소시킬 수 있다. 또한 배선의 改善도 방사선 노출의 감소에 도움을 준다. 특히, High Dose Rate가 존재할 수 있는 地域에 부가적인 공간이나 방사선 차폐물을 설치함으로써 노출을 줄일 수 있다.

끝으로 장치들의 평가를 수월하게 만드는 것이 發電所設計의 全般에 걸쳐서 이 難題를 해결하는 요점이다.

(f) 設計 餘裕度의 增加

設計 目的上的의 요점의 하나는 비정상적인事故가 발생하였을 때 發電所가 自體의으로 좀더 安全하도록 만드는 것이다. 이 設計 餘裕度를 위한 주요한 수정안들은 냉각수량이 爐心을 덮을 수 있도록 증가시키는 것과 爐心の 單位熱量을 감소시키는 것들이다.

설계 여유도의 증가는 크고, 작은 LOCA 시에 최대 피복재 온도를 감소시키도록 해 줄 뿐 아니라 낮은 熱束으로 인한 DNB 여유도의 증가라는 면에도 도움을 준다. 감속재 계수가 매우 큰 음의 값을 갖게 하는 것은 爐心 設計時 필수적인 것이고, 이로 인하여 ATWS와 같은 사고에 대한 반응이 改善된다. 그리고 壓力容器內의 中性子束이 상당히 감소됨으로서 壓力容器가 구조적으로 좀더 安全하게 된다.

3.2 CANDU-300

世界的으로 電力會社側은 建設期間을 줄일 수 있는 소규모의 발전소를 必要로 하는 추세이다. 이것은 電氣需要豫測과 利率의 不確實性으로 인하여 더욱 촉진된다. 그러므로 소규모 발전소에 대한 관심도 또한 開發途上國 및 先進國 모두에서 나타날 수 있다.

CANDU 原子爐에서 300MWe 범위를 선택한 이유로써 첫째는 300MWe 급은 많은 소규모 원자로 수요자들에게 적합한 규모로 알려져 있으며, 둘째로 300MWe 급은 CANDU-600의 50

%出力이고, CANDU-900의 30%出力이므로 이 규모의 발전소 선택은 CANDU-600 또는 CANDU-900 또는 이 두가지 규모의 설계와 개발에서 얻어진 장비들의 利用을 최대화시킬 수 있다는 점이다.

이러한 CANDU-300의 設計時 첫번째 접근 방법으로는 建物を CANDU-600의 반으로 하는 것이다. 燃料채널은 CANDU-600과 비슷한 210個로 하며 다른 계통 및 부품의 數字와 크기는 적절하게 축소시키고 한 회로의 CANDU-600 열수송계통회로를 그대로 이용하는 것이다. 발전소 설계도, 건물구조도 그리고 건설 방법은 CANDU-600과 같다. 이런 접근방법에 의한 CANDU-300의 費用은 CANDU-600에서의 발전소내부비용의 75~80%를 차지하며 상대적으로 MW당 더 높은 비용일 경우에는 市場性이 낮을 것이다.

두번째 방법으로는 CANDU-600의 설계에서 300MWe를 생산하는데 不必要한 장비들을 제거시키고 다른 모든 장비들은 그대로 사용하는 CANDU-600 建物에다 300MWe급 터빈발전기를 설치하는 방법이다. 제거된 장비들은 두개의 蒸氣發電機, 두개의 熱輸送系統펌프, 한개의 減速材熱交換器, 高壓非常冷却材供給系統 그리고 中性子束 Mapping 등이다. 費用分析에 의하면 이러한 방법은 전체비용이 CANDU-600에서의 費用의 80~85%가 되며 발전소 수명동안 600MWe出力을 얻기 위하여, 제거된 장비들 및 한개의 300MWe터빈발전기를 더 장치할 경우에는 經濟性이 없어진다. 그러므로 CANDU-600의 설계시 MW당 비용을 CANDU-300에서도 같도록 하는 것이 필요하다.

CANDU-300의 研究에서 설정된 설계개념은 현재의 CANDU-600의 MW당 發電所内部費用에 접근하도록 하는 것이다. 또한 가능한 비용감소해석에 의해 건설의 시작에서 부터 100%出力까지의 48個月 建設期間에 대한 기본적

인 설계요청조건이 설정되었으며 이 요청조건은 재주문 발전소일때만 實現이 가능하지만 建設目標가 되고 있다. 감소된 설치비용 뿐 아니라 建設期間의 단축은 또 다른 장점이 될 것이다. 또한 初期狀態에서 CANDU-300의 稼動을 수월하게 그리고 CANDU수용인자(Capacity Factor)와 거동이 높다는 것을 확실하기 위해서 증명된 개념들, 系統 및 部品들을 利用하는 부가적인 기본적인 설계요청조건 등이 설정된다.

IAEA 基準들과 부합되는 이 요청조건 들은 다음과 같다.

첫째, 더 작은 혹은 더 큰 규모에서 종합적인 방법으로 증명된 原子爐 및 發電所 概念들,

둘째, 원래 규모에서 有效한 稼動經驗을 갖는 부품들(燃料, 1次펌프, 제어봉 조작기, 蒸氣發生器, 原子爐容器) 등이다. 그러나 建設期間 및 직접비용을 감소시키고 단순화하기 위하여 어떤 부분에서는 標準CANDU概念들에서 벗어날 필요가 있다. 그러므로 다른 産業分野(통신, 항공)에서 증명된 계통들, 개념들과 부품들을 사용하는 것이 허용된다.

이상에서 말한 바와 같이 CANDU-300에서 세가지 기본적인 설계요청조건들은 다음과 같이 요약된다.

첫째, MWe당 발전소내부비용이 현재의CANDU-600의 비용에 근접할 것,

둘째, 建設初期에서 100%出力까지의 建設기간을 48個月로 한다,

세째, 증명된 계통, 부분, 개념 등을 利用하는 설계를 한다.

앞의 조건들은 우선적인 반면에 다음과 같은 설계요청조건들도 CANDU-300에 대해 설정될 수 있다.

첫째, 설계기간에 걸쳐서 주된 설계나 문서의 변경없이 조정될 요청조건들을 받아들이는 융통성이 있는 設計,

둘째, 單一發電所에 대한 설계 즉, 최적 단일 발전소설계는 부가되는 발전소 부품들 또는 같이 사용되는 장치들을 수용할 때 損傷되어서는 안된다,

세째, IAEA 규정을 만족하는 설계,

네째, 주요한 新開發프로그램에 좌우되지 않으며 다른 산업분야에서 증명된 技術을 利用하는 설계,

다섯째, 최소 40년을 고려한 초기발전소 설계수명,

여섯째, 1985~2005년 기간에 걸쳐 建設에 맞는 현수준의 技術을 利用한다.

4. 設計革新의 現況

4.1 SECURE-P/LWR

스웨덴에서는 지역난방용으로 開發된 SECURE (Safety and Environmentally Clean Urban Reactor) 原子爐를 發展시켜 원자력발전소를 설계하고 있다.

SECURE지역난방원자로는 爐心을 Pool 속에 裝填시켜 정상상태시에는 Loop를 통하여 熱傳達을 하고, 비정상시에는 Loop의 펌프를 정지시켜 Pool속의 봉산수가 爐心을 통하여 核分裂反應을 정지시킨다.

이때 爐心の 잔열은 Pool을 통하여 형성된 유로에 의해 제거된다. 대기압하에서 爐心の 잔열로 인해 Pool의 물이 비등점에 도달하는데 24시간이 걸린다. 그리고 Pool의 물이 전부 증발하는데는 대략 한달정도의 시간이 걸린다. 이 시간이면 충분한 비상행동을 취할 수 있는 것이 특색이다.

또한 장기간 노심초과반응도 조절을 위해 봉산수 유입장치가 있으며, 이 장치는 또 비상노심정지장치로 이용될 수도 있다. 여기에 多重度로서 Boron Steel Ball을 낙하시켜 爐心을 정지시킬 수도 있다.

그러나 정상노심정지개념은 Loop의 펌프를

트립시켜 爐心出口에 위치한 Ventury Tube에서 압력강하를 유발하여 Pool의 고농도 붕산수가 주입되게 하는 방식이다. 한마디로 Inherent Safety의 개념에 입각한 設計라 하겠다. 단지 Vetur Tube의 利用이 아직 원자력 발전계에서 입증된 기술이 아니라는데 흠이라면 흠이겠다.

앞의 원리를 發電用에 적용시킨 것이 SECURE-P/LWR인데, 그 기본개념은 PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) 원리라 하여 工學的 安全設備에 의존하지 않고 原子爐心の 安全性을 유지하는 것이다. 1950年代 처음 原子爐가 설계된 이래 점차 부가되는 安全系統은 복잡성을 추가하는 향상이 되었고 따라서 PIUS 원리는 이런 것을 극복하기 위한 것으로서 WA-SH-1400 報告書의 分析에서 개념을 얻은 것이다.

노심과열사고나 용융사고는 비록 그 確率은 작지만 일단 사고가 발생하면 그 결과는 크므로 위험도는 클 수가 있는 것이다. 이런 문제를 근본적으로 해결하기 위해서는 爐心이 노출될 경우를 없애야 할 것이다. SECURE-PIUS는 Pool속에 爐心을 裝填함으로써 근본적으로 문제점을 해결하려고 한 것이다. 한마디로 말해서, 모든 예상 사고시에 爐心の 안전성 유지는 중력과 열수력학의 기본법칙에 의해서 보장된다는 것이다.

항목별로 PIUS 原理를 정리해 보면 다음과 같다.

- 부가되는 安全系統은 그것과 더불어 추가되는 品質保證과 함께 原子力發電所를 복잡하게 하고 비싸게 만드는데 PIUS 원리는 이런 것을 없앨 것이다.

- 發電所運轉要員은 안전계통의 오작동에 항상 신경을 써야 되었는데, 단지 電力生産에만 신경을 쓸 수가 있게 될 것이다.

- 모든 종류의 인간 실수를 배제함으로써 安

全性を 확보할 수 있을 것이다.

- TMI事故와 같이 電力會社가 도산하는 일이 없어지며 또한 電力會社가 사고로 부터 공공대중을 보호하기 위해 막대한 돈을 투자하는 일이 없어질 것이다.

- 자연법칙에 따라 運轉되는 것이므로 공공대중에게 原子力發電所는 위험의 가능성이 있다는 생각을 없애 줄 것이다.

PIUS 原理를 구체적으로 다음과 같은 두가지 設計基準을 만들어 적용시키고 있다.

첫번째 基準: 爐心을 항상 물속에 잠기도록 한다.

두번째 基準: 爐心出力이 冷却水의 냉각능력을 증가하는 일(Dryout)이 없도록 한다.

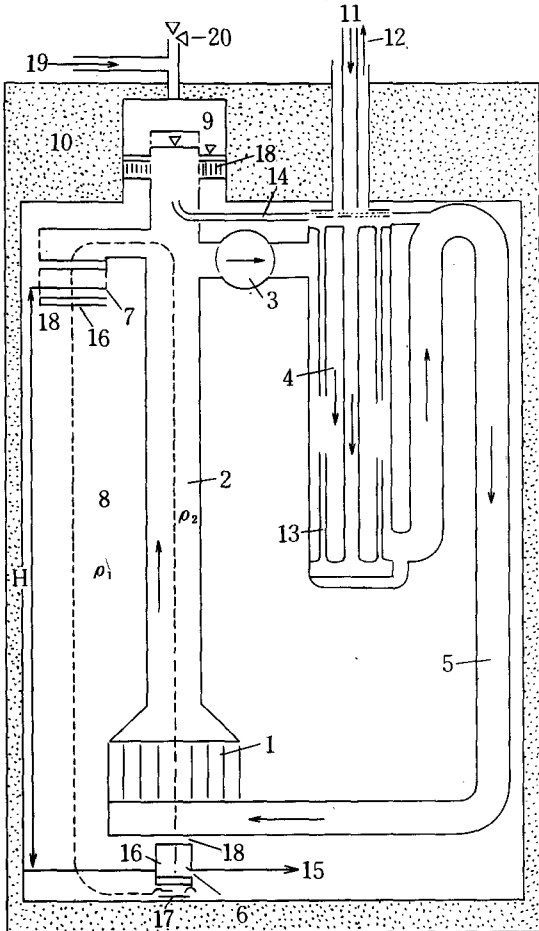
앞의 기준을 만족하도록 하기 위해서 일주일 동안은 잔열에 의해 爐心이 노출되는 일이 없도록 하였으며, 1,600MWth의 경우 2,300m³의 물을 필요로 한다. 물론 이 물은 爐心위에 있는 물을 말한다. 그리고 Pool을 둘러싸고 있는 차폐벽은 가스冷却爐에서 처럼 Prestressed Concrete Vessel을 쓰고 있으며 漏水가 거의 없도록 한 Stainless Steel Liner로 되어 있다.

가스冷却爐安全分析에서 보면 이 Liner를 통한 漏水는 거의 무시할 정도라고 한다. SECURE-P에서는 이것과 더불어 Concrete 벽에 강철막을 더 첨가하여 그야말로 完全한 漏水防止를 目的으로 설계하였다. 이렇게 하여 앞의 두기준은 만족하게 된다.

爐心の 모양은 그림 1과 같다. 정상운전시에 펌프에 의해 Loop로 유로가 형성되며, 사고시에는 펌프의 정지에 의해 Pool쪽으로 유로가 이루어져 Pool의 붕산수에 의해 정지되고 잔열도 제거되게 된다.

중요설계자료는 表 1에 나타나 있는 바와 같다. 1次系統壓力을 기존 150기압 대신 90기압으로 함으로서 熱效率에 있어서 3%의 손해를 보지만 정상운전시에 Chemical Shim Abso-

〈그림 1〉 Principle of the flow arrangement used in Secure-P. The dotted line indicates the natural circulation circuit, which is always open. The pressure drop across the core is approximately equal to $Hg(\rho_1 - \rho_2)$



1. Core. 2. Riser, coolant density ρ_2 . 3. Primary re-circulation pump (wet motor). 4. Once through steam generator. 5. Down comer. 6. Lower hot/cold interface. 7. Upper hot/cold interface. 8. Cold (-120 °F) pool water, containing -2200ppm boron, density ρ_1 . 9. Steam volume of pressurizer. 10. Prestressed concrete pressure vessel. 11. Feed water to steam generator. 12. Steam to turbine. 13. Steam generator tubes. 14. Syphon breaker pipe. 15. Water to purification and separation by distillation. 16. Temperature sensors for locating hot/cold interface level. 17. Gas lock arrangement for start-up. 18. Honeycomb structure for preventing horizontal flow. 19. From electrical boiler. 20. Pressure relief valves.

〈表 1〉 Some Key design data for the Secure Reactor

Thermal power	1600MW
Electrical power	500MW
Core exit temperature	293°C
Core flow	9980kg/s
Primary system pressure (in pressurizer)	9MPa
Number of fuel assemblies	193
Number of fuel rods/assembly	232
Core height (active)	1.97 m
Core diameter equivalent	3.84 m
Core pressure drop (dynamic)	0.027MPa
Number of steam generators	4
Steam exit pressure from steam generators	4MPa
Number of recirculation pumps	4
Pool temperature (normal operation)	50°C
Concrete vessel cavity diameter	13m
Concrete vessel cavity total height	135m
Concrete vessel cavity volume	4350 m ³

rber에 의한 중성자의 손실이 적으므로 核燃料週期費用面에서 보상될 수 있다.

爐心은 Open Lattice 16×16 PWR型 核燃料集合體로 구성되어 있으며 정상적인 의미에서는 制御棒을 쓰지 않는다. 그러나 처음 설계는 다중장치로서 제어봉을 설계하였다. 펌프 정지에 의한 자연대류에 의해 원자로의 운전정지가 확실해지면 제어봉은 없어도 될 것이다.

4.2 MHTGR (Modular High Temperature Gas - Cooled Reactor)

安全性에 대한 중요성이 더욱 강조되는 현시점에서 輕水爐에서 필요한 원자로 안전장치는 발전소의 규모를 거대화 및 복잡화 시킴으로써 이차적인 안전성 문제와 경제성 문제가 대두됨에 따라 輕水爐보다 훨씬 작고 固有의 안전성을 가지고 있는 MHTGR에 관한 관심이 높아졌다. 英國에서는 CO₂ 가스를 냉각재로 하는 HTGR을 이미 30여년전부터 사용해 왔으며 부식성이 약하고 화학적으로 CO₂ 가스보다 단순

한 He가스를 사용하는 HTGR이 독일 및 미국 등지에서 개발되고 있다. 또한 He가스는 CO₂가스보다 高温에서 가동할 수 있으므로 이에 따른 熱效率의 증대를 가져올 수 있다.

He가스를 사용하는 HTGR은 크게 나누어 독일형인 'Pebble-Bed'型 原子爐와 미국형인 'Prismatic Core'型 原子爐로 나눌 수가 있다. 미국에서 개발되고 있는 Prismatic Core형 원자로는 Graphite블록으로 혼합된 핵연료를 反應爐內에 쌓아 올림으로써 고정된 Prismatic Core를 형성한다. 1967년부터 1974년까지稼動되었던 Peach Bottom 발전소는 40MW급으로 열효율은 34.6%였으며, 1974년부터 전력생산에 들어간 St. Vrain 발전소는 330MW급으로 열효율은 40%이다.

다음으로 독일에서 개발되고 있는 Pebble-Bed型 原子爐는 작은 먼지만한 3만5천여개의 우라늄 核燃料 알갱이가 Graphite나 Silicon Carbide로 싸여져 직경 6cm 정도의 야구공만한 Pebble을 형성하게 되며 수십만개의 Pebble들은 항아리안의 콩처럼 反應爐를 채우게 된다. 그러므로 Core는 마치 큰 Graphite 덩어리처럼 보인다. 이때 사용되는 우라늄은 低濃縮우라늄으로서 천연우라늄보다 어느 정도 反應性이 있으므로 핵연료가 핵무기 제작에 사용되기는 불가능하다.

작은 核燃料 알갱이로 부터 생성되는 核分裂 에너지는 Graphite로 전달되며, Pebble 사이로 흐르는 가압된 He가스에 전달된다. 원자로를 빠져나오는 He가스는 熱交換器에 의해 스팀을 생성하게 되며, 이 스팀은 터빈으로 가서 전기를 생산하게 된다. 새로운 핵연료 덩어리, 즉 Pebble은 원자로 꼭대기의 Port를 통하여稼動中에 지속적으로 넣어지게 되며 수개월에 걸쳐 반응로내에서 순환이 되며 다 타버린 Pebble은 Core 밑바닥으로 빼내게 된다.

Pebble-Bed型 HTGR은 1967부터 15MW급

의 AVR이 가동되기 시작했으며 현재 300MW급 實證爐인 THTR이 시험운전중이다. Pebble-Bed형이나 Prismatic Core형은 거의 비슷하지만 작은 MHTGR에는 燃料再裝填을 하기 위해서는 핵연료가 혼합된 Graphite블록을 넣기 위해 원자로는 정지되어야만 하는 Prismatic Core보다는 On-Line Fueling System인 Pebble-Bed형태의 HTGR이 유리하며 또한 Pebble-Bed형 원자로는 지속적인 연료공급이 가능하므로 여분반응도가 낮아 제어에 용이하므로 안전성 문제에 있어서도 훨씬 유리하다.

HTGR이 輕水爐보다 안전한 이유로서 첫째로 감속재 역할을 하는 Graphite는 높은 熱容量을 가지고 있으므로 많은 온도 증가 없이 열을 흡수할 수 있다. 둘째로, 축소된 壓力容器의 역할을 하는 Pebble Shell은 실제 加壓輕水爐에서 壓力容器의 역할보다 훨씬 더 효과적이다. 즉, 高温에서도 잘 견디는 Silicon Carbide는 최대평상가동온도 보다 800°C가량 높은 2,000°C까지 핵연료를 유지시켜 준다. 또한 1,600°C까지는 핵연료 알갱이로 부터의 방사능의 방출이 완전하게 억제되므로 방사능에 의한 피폭위험이 크게 줄게 된다.

세째로, 加壓輕水爐에 비해 상대적으로 낮은 출력밀도에서 가동되어 진다. 이는 모든 조건이 같다면 出力單價를 낮추기 위해서는 많은 出力生産이 좋다는 관점에서는 단점이 될 수도 있으나 안전성 문제에 입각하여 볼때 사고시 Core에 커다란 충격을 줄 수 있는 에너지가 상대적으로 낮다는 관점에서는 유리하다.

이와 같은 특성으로 볼때 사고시 Core는 가압경수로 보다 훨씬 천천히 加熱되어지며, 가압경수로의 경우 TMI사고를 보전데 Core가 과열되고 부분적으로는 Melting이 일어난 것은 불과 수분내였지만 그에 비해 HTGR은 Core에 타격을 받기 위해서는 수시간내지 수일

이 걸릴 것이라 예측되어 진다. 이에 따라 사고시 원자로의 운전자가 문제해결에 충분한 시간을 얻을 수 있으므로 이 또한 커다란 장점이 된다.

All Loss of Heat Sink Accident시에 加壓輕水爐는 수분내에 잔열에 의해 Core가 손상을 입게 되나 큰 용량의 HTGR의 경우에는 수시간내에는 Core의 損傷이 없다. HTGR에도 큰 용량의 HTGR과 작은 용량의 HTGR로 나눌 수가 있는데 80~100MW급의 작은 용량 HTGR(MHTGR)은 Core의 크기가 작기 때문에 Core의 중심부로 부터 잔열이 밖으로 빠져나가기 쉽기 때문에 결코 Core의 온도가 1,600℃를 넘지않게 되며 따라서 燃料알갱이로 부터의 방사능 유출도 없다. 따라서 작은 사고로 부터 큰 사고의 유발을 막을 수 있으며 사고처리 및 보수의 충분한 시간적 여유가 있게 된다.

이와 같은 장점을 가지고 있는 MHTGR은 현재 經濟性으로 볼때 큰 발전소가 작은 발전소 보다 전력단가를 낮출 수 있다는 개념하에서는 큰 관심을 끌지는 못하지만 현재의 가압경수로는 현지에서 건설되어야 하고, 이에 따른 建設期間中の 어려움 등으로 건설기간이 장기화됨에 따라 Capital Cost가 엄청나게 들게 되지만 80~100MW급 정도의 MHTGR은 일관작업에 따르는 제작으로 전체적규모가 작고 간단하므로 건설기간 등을 줄일 수 있는 장점도 있다.

4~12기를 단위로 하는 MHTGR발전소가 세워진다면 2~4기를 한단위로 하는 加壓輕水爐보다 Reliability 및 Redundancy 등이 좋으므로 Full Capacity로 전력을 생산할 수 있다. 또한 건설비용의 감소, 사고후에도 발전소의 빠른 보수 및 再稼動이 가능하다. 이러한 점 등으로 볼 때 미래의 원자력 발전소로서 MHTGR은 사용자측이나 규제자측 모두에게

설득력있는 원자로가 될 것이다.

5. 맺는말

이제까지 原子力發電所 設計의 改善 및 革新에 관한 배경 및 필요성, 방향 및 방법론, 구체적인 현황 등을 기술하였다. 기존의 원자력 발전소가 경험이나 연구분석을 통하여 어떤 工學的 시스템보다 안전하지만 더욱 안전한 원자력발전소를 값싸게 지을 수 있는 설계에 관한 연구가 필요하다. 이는 認許可制度를 비롯한 제도상의 개선과 더불어 活力있는 제2의 原子力時代를 가져올 수 있을 것이다.

(참 고 문 헌)

1. M. W. Golay, An Agenda for Improving Present-Day Reactors, Technology Review, Feb/March 1984.
2. L. M. Lidsky, The Reactor of the Future, Technology Review, Feb./March 1984.
3. AECL, CANDU-300 Technical Outline, October 1983.
4. K. Hannez, Applying to Power Generation: the SECURE-P/LWR, Nuclear Engineering International December 1983.
5. Informal Westinghouse Technical Report, Advanced Pressurized Water Reactor.
6. R. K. Lester, The Need for Nuclear Innovation Technology Review, Feb./March 1984

