

NEXT GENERATION REACTOR 特性和 그 活用 (固有 安全爐)

Next Generation Reactor는 극히 개념적으로 새로운 原子爐시스템이며 그속에 담겨질 刮目할만한 特性은 아직 모두 發掘하지는 못하고 있다고 생각되나 거기에 접근하는 手法의 하나는 固有安全爐의 特性을 규명하는 길이 될 것이다.

1. 緒 言

Next Generation Reactor라는 말이 최근에 와서 널리 사용되고 있다. 이 말이 사용된 것은 OTA報告에서 최초로 사용된 第2世代爐(Second Era Reactor)라는 말이 진전된 것으로 생각된다. 또, 初期에 사용되었던 Forgivingly Safe Reator라는 말도 그 표현을 究極化해서 Inherently Safe Reactor(固有安全爐)라는 말로 전환해서 활용되고 있는 現狀이다.

따라서, Next Generation Reator의 범주에 속하는 原子爐시스템은 무엇일까. 그것은 이때까지의 경위에서 PIUS(Process-Inherent Ultimately Safe Reactor), IFR(Integral Fast Reactor)와 M-HTGR(Modular-High Temperature Gas Cooled Reactor)이라고 단정할 수 있을 것이다. 이것과 함께 이들 爐에 공통되는 본질은 무엇인가가 의문이 된다. 그것은, 固有安全性이라는 개념에 의한 설계라해도 좋을 것이다. 그리고 이 개념을 더욱 發展시킨 特性을 가지게 한 爐시스템을 固有安全爐라고 해도 좋을 것이다.

따라서, Next Generation Reactor는 극히 개념적으로 새로운 原子爐시스템이며 그속에 담겨질 刮目할만한 特性은 아직 모두 發掘하지는 못하고 있다고 생각되나 거기에 접근하는 手法

의 하나는 固有安全爐의 特性을 규명하는 길이 될 것이다.

이웃나라 일본에서도 固有安全爐라는 말이 점차로 넓게 사용되고 있는 것은 그 本質이 무엇인가 명확한 定義가 수립되고 있는 現狀은 아니다. 여기에 固有安全爐가 어떠한 본질을 구비하고 있는가, 그 본질을 규명하고 그것을 定義하며 그것이 가지는 경제성을 해명코자 한다.

그것에는 우선 原子爐의 安全性의 파악에서 출발하여 그 base에서 고유안전爐는 어떠한 發展을 하고 있는가를 규명한다. 이에 의해서 Next Generation Reactor를 더욱 깊게 이해하게 될 것이다. 또한 이와같은 Next Generation Reactor라는 원자로시스템이 어떻게 활용되는 것이 앞으로의 발전에 유익한 것인가에 대해서 의견을 제공한다. 또 이와같은 原子爐시스템을 더욱 究極化하면 어떠한 것이 될 것인가?

2. 原子爐의 安全性

固有安全爐의 安全性을 이해하기 위해서 원자로 안전성의 4要素에 대해서 言及한다.

이 원자로의 안전성은 다음의 4요소, 즉

1) 天賦의 安全性

反應度係數, Doppler 効果 등 자연과학법칙에만 依

存하는 安全性

2) 能動(機器)의 安全性

動的 및 靜的機器를 포함한 機器 및 시설에 의존하는 안전성

3) 即應의 安全性

事故檢出과 그 후의 원자로爐心の 殘留熱 除去의 신속 또한 확실한 실행에 의존하는 안전성

4) 包藏의 安全性

핵분열성 물질을 환경에 방출하지 않는 특성, 기기 및 作動에 의존하는 안전성으로 분류할 수 있다.

그래서, 현재 가동하고 있으며 또한 確率論的으로도 이미 그 안전성을 樹立한 輕水爐型發電爐등은 그 爐心の 動特性的의 설계에서 反應度係數를 負로 가능한 限 利用하고 있는 것은 원자로의 安全設計審査指針을 보아도 명백하다. 따라서 LWR, FBR 등은 위에서의 4要素에 의존하고 있다. 그러나 이들 爐는 주로 工學的의 安全施設에 의해서 안전성을 확보하고 있으므로 結論的으로 2) 能動的의 안전성, 3) 即應의 안전성 및 4) 包藏의 안전성에 의존하고 있다고 할 수 있다.

한편, 固有安全爐라고 호칭되고 있는 원자로 시스템도 마찬가지로 원자로안전성의 4要素에 의존하고 있기는 하나 주로, 1) 天賦의 안전성 2) 機器의 안전성(靜的 機器만에 依存한다) 및 4) 包藏의 안전성에 의존하고 있다고 할 수 있을 것이다.

따라서, 현재 가동하고 있는 원자로시스템과 고유안전爐와는 위에서의 4要素의 依存度와 比重이 相違하고 있다. 즉, 안전설계의 사고방식이 다르다고 할 수 있을 것이다. 그래서 兩爐시스템의 안전성은 비교 검토해야 할 것은 아니며次元이 다른 것으로서 兩者는 안전성의 수립과 달성으로의 어프로치가 상이하고 있는데 불과하다고 보아도 좋을 것이다.

다음에 안전성의 견지에서 현재 가동하고 있는 爐, 概念設計가 완료되어 있는 爐, 다시 Innovative Reactor라고 호칭되고 있는 爐, 核에너지供給用 原子爐시스템등으로 분류해 보면 그것은 <表 1>에서와 같다. 현재 가동하고 있는發電爐는 그것의 안전성을 공학적 안전성, 即 주로, 공학적 안전시설에 의존하고 있다. BWR, PWR 그리고 HTGR 등은 어느 것이나 이 범주에 들어있다. 이들의 爐에서는 모두가 ECCS, PHR, ACCS 등의 공학적 안전시설이 필수적이며 또한 이들 爐의 안전성은 確率論的의 risk analysis에 의해서 확립되어 있다. 이들 爐는 이들의 운전경험과 연구개발에 의해서 APWR, ABWR, HTR-500등으로 발전하여 더욱 안전성이 높혀져가고 있음은 衆知하는 바이다.

또한, 체르노빌사고 이후에는 안전성의 高度化를 강하게 받아들여 innovative reactor concept의 범위에 들어가는 SBWR, AP-600의 설계 개념이 주목되고 있다. 다만 이들 설계 개념은 최종적인 것이 아니기 때문에 고유안전성의 조

<表 1> 安全性에서 본 原子爐의 分類

工學的 安全性	直感的 安全性
現在 爐	低溫의 安全爐
安全性改良爐	固有의 安全爐
安全性/cost 安全性/高度化	(Next Generation Reactor)
BWR ABWR	Modular-HTGR
SBWR(GE) LTR	(MRS-SBS)
PWR → APWR →	→ PIUS Reactor
AP-600(WH) SLOWPOKE	
HTGR HTR-500	IFR (Integral Fast Reactor)
工學的 安全施設	Advanced High Temperature Gas Cooled Reactor
(ECCS, RHR, ACCS)	Advanced Light Water Reactor
	Advanced Liquid Metal (PRISM, SAFR)
	Cooled Reactor

건을 어느정도 充足할 것인가는 명백치 않으며 LWR건설·운전경험의 평가에 의한 최근의 경향에 따른 中小型 LWR이기는 하나 고유안전성 확립을 위한 설계의 복잡성이 원인이 되어 경제성에 대해서는 아직도 불투명한 상태에 있다. 그러나, PRA관점에서는 종래보다 더욱 안전성을 높이고 있다고 하겠다.

한편, 核에너지를 공급하는 原子爐시스템中에는 直感的 安全性이라는 표현을 사용할 수 있는 原子爐 設備도 있으며 그중에서도 低温의 안전성 분류에 속하는 것은 기술이 확립된 LWR의 설계, 제작기술이며 이것은 冷却材의 bulk 온도가 200℃를 넘지않는 低温原子爐(Low Temperature Reactor)라는 범주에 들어가는 것이며 이것의 실용화된 것으로는 SLOWPOKE(캐나다) 등이 있다. 이 爐는 都市居住區域에 설치된 것에 대해 PA관점에서 아뭏든 異論도 없으며 이 爐의 운전관리가 無人遠隔操作에 의해서 행해지고 있는 것이 현실이다. 다시, 熱의 조건을 향상시킨 地域暖房용의 원자로로서 SECURE(스웨덴/핀란드), THERMOS(프랑스), AST-500(소련), KWU250/500(서독), HERE-300(서독) 등 개념설계 만의 것도 있으나 여러가지의 爐型이 있다. 이들 爐의 안전성평가의 단계도 또한 多樣하다.

따라서 이와같은 低温의 安全爐는 PA의 입장에서 보아 直觀的 安全性을 가지고 있다 하겠다. 이 爐시스템에서는 熱에너지의 potential이 낮고 核에너지의 열이용 효율이 낮으므로 高温熱에너지供給利用에는 적합치 않다. 그러나, 이와같은 高温核熱利用으로의 기대가 높혀져갈 때에는 장래 고온핵열공급이 가능하며 또한 직관적 안전성을 구비한 原子爐시스템의 活用이 기대된다. 이것을 充足하는 원자로시스템은 이상적으로 天賦의 안전성에 의해서만 작동하여 안전성을 확립할 수 있는 것일 것이다. 그러나, 현실적으로는 그 공급에너지의 質의 향상이 요구되므로 그 원자로시스템은 현재로는 어느 정도의 공학적 안

전시설을 갖춰야 할 필요가 있다.

수년 전부터 미국 DOE는 안전성의 강화를 위해 새로운 原子爐시스템으로서 i) Advanced Liquid Metal Cooled Reactor, ii) Advanced Light Water Reactor 와 iii) Advanced High Temperature Gas Cooled Reactor의 평가검토를 해왔다. 이들의 결과와 전세계적인 고유안전爐에 대한 평가결과를 정리해 보면, i)에 속하는 爐로서는 PRISM과 SAFR이 거론되고 있다. 이것은 ANL가 EBR-II를 사용해서 LMCR의 고유의 안전성에 관한 시험을 1986년 4월 상순에 수행하여 그 실험결과에서 IFR의 개념 확인에 성공했고 이것을 기본으로 해서 PRISM과 SAFR의 설계가 구체화됐는데 FBR에서 이미 확립된 기술이므로 DOE도 극히 적극적으로 추진하고 있는 것은 DOE의 FY1987의 예산을 보더라도 쉽게 이해된다. 다만, 고유의 안전성의 확립의 根據가 되기도 하는 金屬燃料의 高燃燒度化의 연구와 재처리등의 여러문제의 해결을 위해 현재 全力을 기울이고 있다. ii)에 대해서는 PIUS가 그 典型으로서 인정되고 있기는 하나 그 외의 고유안전성을 확립한 새로운 原子爐concept는 아직 구체적으로는 되어있지 않은 現狀이다. PIUS에 대해서는 實驗爐를 건설운전하여 그 動特性에서 고유안전 爐임이 제1단계로 확인되었다. iii)은 AVR의 건설운전경험과 실험을 포함해서 moduler型 高温gas爐, Modular Reactor System(MRS)-HTGR(M-HTGR)가 거론되고 있는데 電力發生專用으로 하는 美國型과 核熱併給을 위한 高温出口溫度를 목적으로 한 西獨型으로 다른 설계가 추진되고 있다. 현재로는 이 2가지의 M-HTGR의 개념설계에 대해서 여러가지의 평가가 있는데 체르노빌사고 이후 현저한 동향이 주목할만 하다.

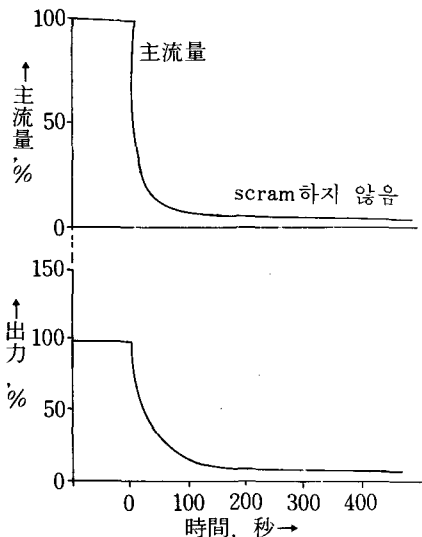
原子爐의 안전성에 관해서는 TMI사고이후 여러가지의 機器를 대상으로 工學的 안전성의 향상을 위하여 대책이 취해지고 있다. 즉, i) 사회적, 자연계의 risk에 대한 안전함 ii) 機器

信賴度の 向上 iii) 對象施策을 들 수 있는데 최종적으로는 원자로의 安全性高度化를 겨누어 Σp_{ici} , P_{sCD} , P_{EVA} (退避確率)의 감소를 기대하고 있다. 더우기 체르노빌 사고 이후에는 세계적으로 고유안전爐에 대해서 강한 관심을 나타내고 있는 상황에 있다. 또, 세계적으로 보아도 일반사람들이 Next Generation Reactor에 대해 깊은 관심을 기울이고 있는 것도 무시할 수 없다.

위에서의 상황을 배경으로 해서 고유안전爐를 지향한 LWR, FBR, HTGR의 어느 爐型에 대해서도 구체적인 Next Generation Reactor의 概念設計가 세계적으로 전개되고 있다. 그러나, 실현에 가장 가까운 위치에 있는 M-HTGR조차 그 實驗爐로서 건설운전의 구체적인 계획은 없다. 어쨌든, 어떤 爐型이라도 그것이 건설운전됨으로써 그가 가지는 固有의 안전성, 경제성이 實證되는 것이 우선적으로 要望되는 바이다.

3. 固有安全爐의 資質

前章에서 고유안전爐의 개념이 論議되었는데, 여기서는 Next Generation Reactor에 對하여 고



〈圖 1〉一次系流量喪失하여 制御棒 scram을 行하지 않는 경우의 主流量과 出力의 變動 (EBR-II 實驗 1986年 4月)

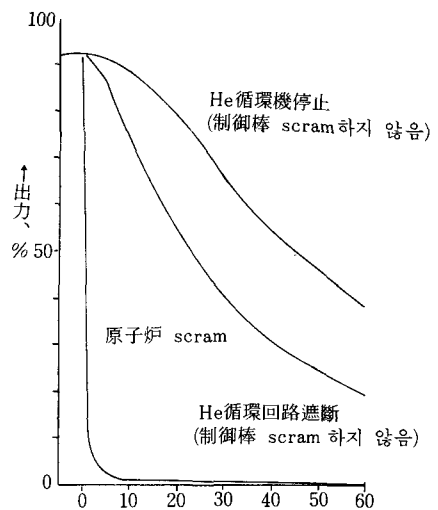
유안전爐의 本質을 論하고자 한다.

原子爐의 4要素中에서 주로 1), 2) 다만 靜的 機器에만 의존하고 있는, 및 4)에 의존하고 있다고 말했는데 그것을 더욱 상세하게 검토하여 고유안전爐의 특성 즉 고유안전爐가 되기 위해서 원자로가 구비해야 할 자질에는 어떤 것이 있을까. 그것은 다음의 A), B), C)가 최소한의 자질이라고 提言하고 싶다.

A) Doppler 効果등 自然科學法則 및 反應度係數등에 의해서 수립되는 安全性(天賦의 안전성)에 의해서 Walk-away Safety를 가진 爐心の 核熱 動特性을 나타내는 안전성이 확립된 原子爐 시스템이다.

負의 反應度係數 및 Doppler 効果등의 爐物理法則, 또한 重力의 법칙, 熱傳達법칙등 물리적 법칙 및 화학적 법칙으로서만 원자로의 異常時에 핵분열반응이 정지한다고 하는 현상이 기대되는 원자로특성을 가질 것이 요구된다. 이와같은 자질에 의해서 그 원자로는 Walk-away Safety를 가지는 것이 가능해진다. 즉 원자로사고시 운전원의 대응이 극히 쉬워지는 것도 이해할 수가 있는 것이다.

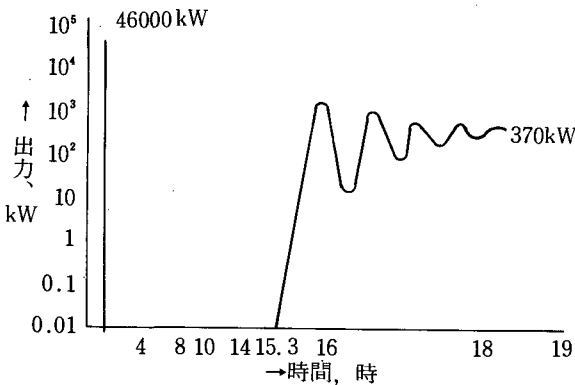
〈圖 1〉 및 〈圖 2〉에 AVR 및 EBR-II에서의



〈圖 2〉He循環機停止, He循環回路遮斷 및 原子爐 scram의 경우의 出力變動 (AVR 實驗 1975年 11月)

실험결과를 표시하고 있다. 爐心, 冷却材流量이 정지하고 또한 制御棒 scram을 하지 않는 경우에도 원자로의 出力變動이 생겨서 어느 경우에도 원자로가 정지하여 未臨界가 되는 것을 나타내고 있다. 그 주되는 이유는 AVR의 경우에는 pebble연료를 사용하기 때문에 Δk 가 극히 작다는 것, EBR-II의 경우는 금속연료가 온도의 상승과 함께 연료자체와 그의 rack의 열팽창으로 인해 伸長하는 등의 이유에 의해 未臨界가 된다. 그리고 Xe, Sm의 효과도 작용하는 것은 물론이다. 또, 어느 시간 경과후에는 再臨界되는 것은 당연하다. <圖3>에 그 전형적인 AVR에 의한 실험결과를 표시하고 있다. 이 그림에서 표시되는 시간 약 15시간을 狹義의 Walk-away Safety Time이라고 정의하기로 한다. 이 시간은 안전확보를 위한 귀중한 시간이 된다. 그리고 PIUS에서는 고유안전성의 확보를 위한 설계사상이 他의 Next Generation Reactor와는 다르기 때문에 Walk-away Safety Time은 약간 다른 현상이 된다. 또, Walk-away Safety Time은 원자로시스템의 안전성을 평가하는 하나의 尺度가 되기도 한다. 그리고, 일반적으로 말해서 Next Generation Reactor는 이와같은 爐心特性을 나타낸다고 생각해도 좋다.

이와같은 原子爐시스템에서는 AVR, EBR-II



(圖3) He循環機停止에 따르는 AVR의 出力變動 (AVR 實驗, 1975年11月)

의 실험에서 보는 바와 같이 爐心冷却材의 循環停止등의 경우에 scram 정지를 하지않고 爐核的으로 정지하는 것이 가능하다. 이것을 더욱 究極的으로 追究하면 爐心動特性으로서 원자로의 여하한 假想事故에서도 scram 하는 일이 없이 원자로가 정지할 것, 즉 Shut Down-Hypothetical Accident Without Scram(SD-HAWS)가 그 최종 도달목표가 되어 이상적인 것이 된다. 다만, 이와같은 원자로의 존재가 가능한가 어떤가는 앞으로의 과제이며 지금으로서 전혀 모른다고 해도 과언이 아니다.

다만, 假想事故와 그 定義는 미국, 서독, 일본등에서 미묘하게 조금씩 다르기는 하나 실제 문제로서 가상사고로서 여하한 事故까지를 想定하는가, 어떤 상태까지를 가정하는가에 따라서 크게 SDHAWS는 영향된다는 기본적인 검토과제를 포함하고 있다.

B) 원자로의 안전성을 확보하는 工學的 안전시설(能動的 安全性)로서 원자로의 정상운전시 및 사고시를 포함해서 靜的 機器의 작동만을 허용하고 이에 의해서 原子爐殘留熱을 모든 外的 조건에도 불구하고 제거할 수가 있는 안전성이 확립된 原子爐시스템이다.

원자로사고시의 殘留熱의 除去(RHR)의 경과는 事故 sequence의 爐心 온도변화에 대해서 극히 큰 영향을 주어 그 결과 爐心燃料에 중대한 영향을 준다. 즉, 爐心이 上述의 動特性에 의해서 核的으로 爐停止에 이르더라도 핵분열성물질의 崩壞熱의 발생이 있으므로 RHR가 완전히 행해져야 하며 FP방출증기, 다시 爐心溶融의 가능성 조차 있다. 원자로의 운전과 사고시의 대응을 용이하게 하기 위해서 원자로의 여하한 過渡期에서도 원자로의 정상운전시 및 사고시를 포함해서 靜的 機器의 作動만으로 RHR의 냉각을 할 수 있는 것이 극히 바람직한 것이다. 그리고 그때에 안전성에서 보는 것 처럼 운전시에 常時作動하고 있는 靜的 機器의 除熱能力은 자연 법칙에 따르는 것을 포함해서 신속하

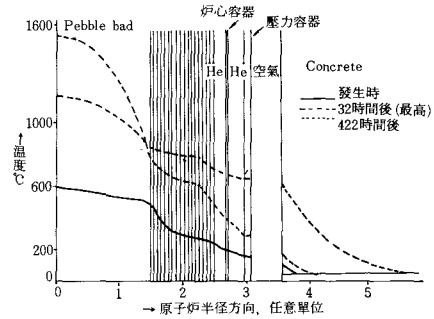
고도 또한 확실히, 필요한 除熱을 위한 熱의 조건을 充足하고 있음은 당연하다. 거기에다가, 이 熱除去能力은 원자로의 all black out에 있어서도 능력을 유지하고 殘留熱全量의 적당한 비율을 적당한 기간내에 제거할 수 있어야 된다.

C) 사고시 주변환경으로의 FP의 放出을 극력 저감시키는 安全性(包藏의 안전성)을 가진 원자로시스템이다.

사고시 燃料破損比率의 증가에 따르는 FP의 방출, 기체를 포함해서 原子爐系外的 방출을 극력 저감시켜야 한다. 이를 위해 연료파손현상의 起因이 되는 爐心内연료의 온도상승을 上記 A), B)를 充足시키면서 FP방출을 최소로 억제하는 것이 설계상의 조건으로서 주어지게 된다. 물론, 深層防護의 사고방식에 따라서 우선 연료 자체로부터의 FP방출이 최저로 유지되어 있는 것은 당연하나 최종적으로 原子力格納容器에 의해서 주변환경으로의 FP방출을 저감시킨다. 그리고 여기서의 鋼製壓力容器는 class 9의 思想을 유지하는 것 및 다른 종류의 原子爐容器에서도 이에 상당하는 前提를 두고 있다.

M-HTGR에서는 B)에 상당하는 爐容器의 表面冷却系와 1次冷却系가 작동하지 않고 配管破斷에 의해 爐心内가 減壓상태가 되었다는 假想事故에서 조차 爐心間燃料粒子的 온도가 1.600℃ 이상으로는 상승하지 않으며 FP가 許容線量 이상으로 방출하지 않는 설계로 되어있다. 이 사고 sequence를 <圖4>에 표시하고 있다.

그러나, 이와 같은 고유안전爐는 그 爐心이 SD-HAWS에 가까운 상태에서도 FP방출의 起因이 되지 않음을 豫期할 수 있는 특성이 있다면, 또 그와같은 爐시스템의 특성의 實證이 고유안전爐를 현실로 운전해서 확인되고 그것이 진전해나가면 최종적으로는 원자로 격납시설을 필요로 하지 않는 원자로시스템이 될 것인데, 이것은 直觀的 安全性의 具現이 되기도 한다. 즉, PA의 입장에서 보면 원자로자체에 격납시설이 없다는 것은 결국은 원자로의 사고시에서 조



(圖 4) 表面冷却系, 一次冷却系作動하지 않고, 減壓狀態의 事故에서 原子爐半徑方向 溫度 sequence

차 그와같은 시설에 의존하지 않고서 환경으로의 FP방출이 許容線量 보다 낮게 유지된다는 인식과 安心感을 주게 된다. 이것을 Public Acceptance-Without Container(PA-WOCO)라 칭한다.

4. 固有安全爐의 經濟性評價

最適이라고 생각되는 고유안전爐 뿐만 아니라 Next Generation Reactor를 포함해서 새로운 원자로 system이 안전성과 경제성이 충분히 만족되지 않는 限 다시 PA를 포함해서 사회에 容認되고 活用되지는 않을 것이다. 그래서 경제성의 관점에서의 고유안전爐를 검토하고 경제성 평가의 base를 아래에 기술한다.

I) 고유안전爐의 特性은 安全設計審査指針이 적용되는 원자로시스템이다.

일본의 경우, 원자로안전설계심사지침은 그것이 대상으로 하는 원자로시스템의 爐心特性, 工學設計, 安全設計의 philosophy, 구체적인 구조 설계등을 배려하여 안전의 평가·解析결과도 포함해서 이들 전체를 고려해서 작성하는 것이라고 생각된다. 따라서, 爐心の 核熱상태, 動特性 등이 기본적으로 다른 思想下에 規制內容이 확립되어야 할 것이다. 그래서 일본의 경우는「發電用輕水型原子爐施設에 관한 安全審査指針」에 규정되어 있는 항목에서 i) 原子爐停止 ii) 殘留熱除去 iii) 格納容器에 대해서 고유안전爐의 입

장에서 검토해 보겠다.

일본의 「發電用輕水型原子爐施設の 安全設計 審査指針」은 아래와 같이 규정하고 있다.

i) 原子爐停止系에서는 高温待機狀態 또는 高温運轉狀態에서 爐心을 臨界未滿으로 할 수가 있어서 고온상태에서 임계미만을 할 수 있는 적어도 2개의 독립된 계통을 설계하도록 지시하고 있다. 또, ii) 殘留熱除去를 보면 원자로의 崩壞熱 및 他的 殘留熱을 안전하게 제거하기 위해 除熱除去設備은 獨立 2系統으로 하고 1계통에 의해서 원자로를 냉각할 수 있는 설계를 할 것을 지시하고 있다. 다음에 iii) 원자로격납용기에서는 豫想되는 配管破斷에 의한 冷却材喪失사고에 있어서 사고후에 예상되는 최대에너지 방출에 의해서 생기는 壓力과 溫度에 견디며 또는 出入口 및 貫通部를 포함하여 일정한 漏洩率을 넘는 일이 없도록 설계할 것을 지시하고 있다.

그래서 앞의 A)에서 제시한 특성을 가진 원자로시스템에서는 1) 원자로정지 지시에 redundancy를 취하는 방법으로서 冷却流量 변동의 효과를 고려하며는 앞에서 말한 원자로의 動特性으로 停止系의 簡略化가 가능해질 것이다.

다음에, PIUS, EBR-II에서 보는 바와 같이 RHR을 爐容器에 內藏하는 다량의 冷却材의 熱容量에 의존하고 있을 경우에, 또 RHR을 사고시 passive cooling기능에 의한 壓力容器外周의 冷却系에 수행시키고 있을 때는 ii)에서 求해지는 RHR의 redundancy에 대해서 어떻게 사고방식을 개량해야 할 것인가.

따라서, 고유안전爐의 설계에서는 원자로연료의 사고시의 溫度의 許容最高溫度 上昇限界를 극력 억제하는데 노력하고 있다. 이를 위해 全 殘留熱量이 그다지 많지않고 또한, RHR가 감당하기 쉬운 설계가 선택된다. 따라서, 原子爐出力은 당연한 것이지만 소규모가 된다. 그 결과, 이와같은 원자로에서는 사고시에서조차 원자로연료로부터의 FP 방출은 통상운전시의 방

출량을 현저하게 넘는일도 없고 爐心の 여러 特性에서 iii)에 요구되는 사고방식을 재검토하는 것도 가능할 것이다.

물론, 이러한 점들은 原型爐의 實爐의 운전에 의한 여러 動特性에 관한 실험에 의해 확인된 후에 實用爐건설에 있어서 충분히 검토해서 채용되어야 할 것이다. 그러나, 어떻든간에 以上에서 원자로시스템의 簡素化가 가능해진다고 예상되며 고유안전爐의 경제성으로의 기여가 기대된다.

II) 고유안전爐에서는 同시스템 內에 nuclear island와 non-nuclear island의 2개의 영역이 全 解析的으로 구별할 수 있다.

Non-nuclear island에서의 사고, 고장에 起因한 현상의 원자로시스템전체로의 영향에 대해서 安全解析評價를 행한 결과 그것이 nuclear island 즉 NSSS에 대해서 아무런 영향이 없을 때에는 non-nuclear island의 BOP부분은 商業級 仕様으로 제조하는 것이 가능해진다. 즉, 全 原子爐시설의 原子爐級, 非原子爐級의 2개의 grade로 분류할 수가 있어 고유안전爐의 경제성에 대해 크게 기여할 수 있다.

III) 이 原子爐시스템은 modular方式을 채용하기 때문에 제조·건설에 있어서 量産効果, 學習 효과, 重復효과, 건설기간단축, 안전심사의 簡素化, 投資 risk 輕減등이 현저한 원자로시스템이다.

경제성으로의 기여를 포함해서 이미 일본에서는 평가·검토가 행해지고 있다. 따라서, 여기서 상세하게 論할 필요는 없으나 이러한 관점만에 입각한다 하더라도 大型LWR와의 경제성을 비교해서 그것의 優越성이 주장되고 있다. 그렇기 때문에 원자로건설의 효율화가 이루어지며 고유안전爐의 경제성에 보다 크게 공헌하게 된다.

IV) 원자로시스템이 운전관리에서도 고유안전爐의 特質을 구비하기 위해서는 운전·관리의 容易性, 簡便性을 들 수 있다. 따라서 核에너

지供給原子爐시스템으로서 운전관리의 면에서 合理化를 할 수 있는 원자로시스템이다.

이 爐는 이에 더하여 Walk-away Safety Time 을 유지하므로 운전은 사고시대응을 포함하여 극히 容易하다. 즉, 既述의 Walk-away Safety Time이 사고발생시에 조차 존재하기 때문에 운전원의 爐處理를 위한 대응에 여유를 가질 수가 있는 特質이 현저하다. 이 시간내에 원인규명·대응책의 수립이 가능해진다. 다시, 여기에다가 고도의 전문가, 경험자의 기여도 가능해진다.

위의 II에서 기술한 이유에 의해 운전·保守·관리에서도 간편성·용이성을 들 수 있다. 다시, 原子爐機器에 대해서도 infrastructure free의 특성등에 의해 설치의 보편성이 주어진다. 그 결과 원자로시스템으로서 운전의 경우 高가동율의 달성이 가능하며 경제성으로의 기여를 기대할 수 있다.

그리고, 원자로가 건설·운전되는 단계에서는 그것의 운전성에 대해서 아래와 같이 말할 수 있을 것이다. 인류는 이미 경험하고 있는데, 자동차의 역사, 항공기 나아가서는 巨大과학기술 시스템의 운전을 보면 당초는 그것의 고성능화로의 노력, 다음에는 신뢰성의 향상과 확립, 그리고 마지막에 운전의 容易性 도달로 추진되고 있다. 이것은 巨大技術인 원자로의 운전에서도 마찬가지로 사고시, 통상운전을 不問하고 원자로시스템이 위에서의 고유안전爐의 자질을 가지며 다시 walk-away의 운전 특성을 가지는 것이 최종목표가 되는 것이 아닐까. 이것을 Operation-With Relaxation and Without Tension (OP-WRWT)라 칭한다. 이 사항에는 여러가지의 level이 있는데, 解釋은 대상으로 하는 시스템에 크게 의존한다고 생각된다. 또한 최종적으로는 어디까지가 가능한가 문제일 것이다. 종합적인 견지에서 이들의 着眼點도 경제성에 영향을 바 클 것이다.

이상의 각 항목에서 말하는 자질은 고유안전

고유안전爐, 혹은 Next Generation Reactor는 그 바람직한 검토평가와 앞으로의 연구·개발·實證이 달성했을 때는 現發電爐와 경제성의 면에서도 충분히 경합할 수 있는 가능성이 있다.

爐에서도 Next Generation Reactor 에도 적용할 수 있으므로 이 원자로시스템의 경제성의 향상이 크게 기대될 것은 명확한 사실이다. 따라서, 더욱이 상세한 기술적 검토를 실시할 필요가 있는데 결론으로서 다음의 것을 말할 수가 있을 것이다. [고유안전爐 혹은 Next Generation Reactor는 그 바람직한 검토평가와 앞으로의 연구·개발·實證이 달성했을 때는 現發電爐와 경제성의 면에서도 충분히 경합할 수 있는 가능성이 있다.

5. Next Generation Reactor의 活用

위에서 말한 사항에서 Next Generation Reactor는 출력규모 및 그 안전성, 경제성과 운전성에서 발전도상국에서 활용될 것이 극히 바람직한 방법이라고 생각된다. 이런 점에서 일본에서의 고유안전로 Next Generation Reactor의 존재의의를 다음과 같이 인식하는 것은 일본에서 時期를 얻을 것으로 생각된다.

그래서, 아래에 기술하는 Next Generation Reactor의 存在의 생각방법, 이의 일본에서의 활용을 위한 추진방법과 그 결과로 발생하는 매릿트를 아래에 기술한다. 그리고, 구체적으로 그 활용을 추진하는 데는 세가지 型의 Next Generation Reactor에 충분한 비교검토평가를 실시하여 우선 爐型의 收斂化가 필요하다.

i) 경제기술대국으로 성장한 일본에서의 Next Generation Reactor의 존재의 의의는 개발도상

국의 발전을 위한 경제원조의 일환으로서 인식되는 일이다. 여기에 더하여 일본에서의 核에너지이용의 多樣化, 예컨대 熱電併給의 베이스가 된다는 잠재성도 있다.

이 爐는 기본적으로 moduler 型式의 小型爐이기 때문에 건설코스트가 저렴해서 出力규모의 점에서 개도국에서도 수요규모와 제통에도 적합해서 알맞은 것이라 생각되며 또한 자금·경제의 면에서도 바람직한 것이다. 또 이와같은 원자로는 장래의 일본의 核熱利用에도 응할 수 있는 기술내용을 가지고 있다. 일본에 있어서도 경제적전지에서 검토하는 규모로서도 적당할 것이다.

ii) 開發途上國에서 이 爐를 건설하고 그것을 운전하고 관리하는 것은 核에너지를 활용한다는 것을 위해서 개도국으로서도 prestige를 가지고 인정되므로 受容하기 쉽다. 이에 의해서 핵에너지의 활용을 안전하고도 경제적으로 실시하는 것이 가능해지며 그 나라의 民生의 향상에 기여하며 그 결과 일본은 南北문제의 해결에도 크게 공헌할 것이라고 하고 있다.

위에서 말한 일본이 선진국으로서의 입장에서 기본적인구상으로서 그것의 실행을 아래와 같이 생각하고 있다. 먼저, 일본에 이 爐로서의 최저한의 특성, 예를들면 爐心動特性, 爐시스템의 動特性등을 가진 최소출력규모의 訓練爐를 受益者를 포함한 국제협력하에 일본이 지도적 입장에서 설치할 필요가 있을 것이라고 일본사람들은 말하고 있다.

iii) 일본이 이 訓練爐를 사용해서 개도국 국민들을 위해 그 나라의 운전원의 교육·훈련을 행하여 이 爐시스템을 그들의 나라에서 그들의 손에 의해서 운전하고 또한 관리하는 것을 가능하게 한다.

iv) 이 爐시스템을 일본에서 barge에 실어 운반가능하게 하는 연구개발을 실시하여 고유안전성이 있는 原子爐 barge system의 電力供給 package를 완성한다. 이 원자로를 搭載한 barge

를 고유안전의 특성을 위해 개도국의 전력수요지의 해안 바다위에 근접시켜 繫留하는 것이 가능해지며 그 地點에서 海底送電線에 의해 전력 소비지에 송전한다. 이 원자로 barge system은 일본에서 제조하여 개도국의 자금사정을 고려해서 lease方式으로 대여한다. 이 원자로시스템은 앞에서 말한 일본의 訓練爐에서 운전훈련을 받은 운전원에 의해서 prestige를 가지고 운전되고 또한 保守관리된다. 이 爐는 Walk-away Safety를 가진 원자로이기 때문에 그것의 保守관리에도 그나라의 infrastructure를 그다지 필요로 하지않은데다가 운전도 용이한 원자로이다.

그리고 이 爐의 운전·保守·관리에 필요한 고도의 기술을 요구되는 사태에 있어서는 Walk-away Safety Time의 특징을 살려서 爐心이 정리되고 正常化하기 전에 일본부터 多方面의 원조의 손을 펼쳐서 특히 일본에서 故障되는 기술자에 의해서 원자로의 진단과 再起動으로의 수리·정비에 협력한다.

v) 이 原子爐시스템은 barge를 포함해서 일본의 원자로메이커를 중심으로 공동개발되어 설계 제작되는 것이다. 일본 산업의 空洞化가 危懼되는 이때 고도기술의 集結體인 이 原子爐 barge의 제조에 의해서 일본의 원자력산업의 활성화를 도모하는 것이 기대되고 있다. 다시, 일본의 고도기술의 投入活用に 의해 이 爐시스템의 특징을 강화하고 他國의 追從을 용서하지 않는 원자로시스템으로서 일본독자의 수출산업으로 하는 것을 일본사람들은 기대하고 있다. 이에 의해서 일본의 원자력산업은 앞으로 일본의 산업구조의 未來像의 관점에서 국제경제사회와의 융화와 국제사회로의 공헌이라는 責務를 수행하게 될 것으로 그들은 생각하고 있다.

6. 結 言

이상에서 기술한 내용에서 LWR, FBR 그리고 HTR 어느 爐型에서도 고유안전爐의 利點을

導入한 설계의 爐, Next Generation Reactor는 안전성, 운전성과 경제성의 면에서 實用爐로서 사회에 受容되는 가능성을 가진 새로운 개념의 원자로시스템임을 인정할 수 있다.

이 原子爐시스템은 그 특성을 유지하기 위해 中小型爐의 범주에 속하나 위에서의 여러가지의 特質을 감안하면 일본으로서는 前項에서 말한 프로세스를 겪어 개발도상국에 이와같은 원자로시스템이 설치되어 核에너지의 공급이용을 보편화하여 이로서 그나라의 民生에 도움을 주는 것이 가장 바람직하다고 생각하고 있다. 이 계획을 추진함으로써 경제대국으로서의 일본의 개발도상국으로의 경제원조의 일환으로서 그 책무도 수행할 수 있을 것이다. 아울러, 일본에 있어서도 核에너지이용의 多樣化的 베이스가 되는 동시에 이 고유안전爐 barge system을 일본의 원자력메이커등의 공동개발, 설계제작에 의해서 완성된다면 일본의 원자력산업의 활성화에 기여하는 것으로 기대된다. 이 기술은 일본 독자의 것으로 하고 고도기술을 구사한 세계적인 자량거리로 해서 일본의 새로운 수출산업의 기간의 하나로 하려하고 있다.

다음에, 上述한 것처럼 고유안전爐의 자질은 원자로의 안전성의 4요소를 구비하고 있는 것은 명백하다. 이 원자로시스템의 안전성을 볼 때 4요소에 대한 重點配分이 다른 원자로시스템과 相違하고 있음에 불과하다는 것도 알 수 있다. 인류는 장래 발전을 核에너지에 앞으로도 더욱 의존하는 것이 필수적이라는 것도 명백하다. 이를 위해서는 존재할 수 있는 原子爐시스템은 경제성과 안전성이 사회에서 허용되는 것이라야 한다. 兩者의 兩立에 서로 관련성이 있는데 특히 핵에너지의 활용을 위해서 원자로의 안전성이 全燃料 cycle를 포함해서 확립되어야 할 것이다. 이와같은 상황하에서 全人類로서 사회에 허용할 수 있는 原子爐시스템의 最終的 理想像이 있을 수 있다면 어떤 것일까. 그것은 原子爐動特性으로서 SD-HAWS이며, 사회의 受

인류는 장래 발전을 核에너지에 앞으로도 더욱 의존하는 것이 필수적이라는 것도 명백하다. 이를 위해서는 존재할 수 있는 原子爐 시스템은 경제성과 안전성이 사회에서 허용되는 것이라야 한다.

容의 점에서 PA-WOCO를 만족시켜주는 것일 거다. 다시, OP-WRWT를 운전성의 면에서 추가할 수가 있다면 적어도 이 3조건을 충족시키는 원자로시스템이라고 생각할 수는 없을런지. 그러나, 이들 3조건은 하나의 원자로시스템으로서 완전히 충족시키는데는 모순되는 특성이기 때문에 이들 3특성을 融合調和한 資質과 또한 경제적 成立性이 있는 원자로시스템이 理想像的 원자로시스템일 것이다. 이와같은 이상상적 원자로시스템이야 말로 사회사람들이 낯을 近接居住하여 생활을 보낼 수가 있을 것이 아닐까. 다만, 이상의 3조건이 채워진 원자로가 존재할 수 있는가 아닌가는 오늘날 전혀 밝혀지지 않고 있다. 그러나, 고도성장을 달성한 일본의 산업구조가 국제적으로도 多樣化한 欲求의 대응에 苦惱하고 국제사회속에 있어서 이것과 조화한 일본의 場을 확보하여 세계의 평화와 복지에 일본이 공헌하도록 要望되는 때에 있어서 이와같은 原子爐시스템의 개발의 노력이 추진된다는 것은 우리도 적절한 것이라고 믿고 있다. 이상에서 기술한 것은 그곳으로 가는 mile stone에 도달하는 하나의 手法이라고 생각되나 그 실행은 절실히 要望되는 바이다. 또, 선진국과 개도국 쌍방이 최종목표로의 登山路의 중간에 있다하더라도 그 노력의 성과의 혜택은 쌍방이 모두 얻을 수 있도록 연구개발비를 유효 적절하게 투입하여 최종목표에 가능한 한 가까이 가서 일본사회에의 공헌과 세계에서 지위를 현실의 것으로 해야 할 것이다.