

PWR과 CANDU-PHWR의 안전성비교

한 기 인

한국원자력연구소
(1980. 2. 12)

◇ 차 례 ◇

1. 머리말
2. 설계상의 특성
3. 원자로계통의 고유안전성
4. 안전계통(Safety System)
5. 안전성분석(Safety Analysis)
6. 안전성관련 문제점
7. 맺는말

1. 머리말

원자력발전소 안전성의 확보는 원자력발전이 있어서 무엇보다도 우선되어야 하는 중요한 과제이다. 작년 3월 미국서 발생한 TMI원자력발전소 사고는 원자력발전 기술전반에 대한 새로운 평가를 요구했으며 원자력발전소 안전성의 중요함을 재인식시키는 계기를 마련하였다. 더구나 가동 원자력발전소 수가 증가함에 따라 총 사고발생의 가능성도 증가한다는 점을 감안할 때 이번 TMI 사고는 기존 원자력발전소의 안전성을 다시 한번 평가하고 설계개선이나 운전기술의 향상을 통하여 원자력발전소의 안전도를 증가시킬 수 있는 기회를 마련하게 되어 안전한 원자력발전이라는 관점에서 볼 때 오히려 다행스러운 일이라 하겠다.

현재 우리나라는 증가하는 에너지 수요를 충족하기 위하여 원자력발전소 건설에 박차를 가하고 있고 이미 미국으로부터 수기의 가압경수로(Pressurized Water Reactor; PWR) 캐나다로부터 CANDU형가압중수로(CANDU Type Pressurized Heavy Water Reactor; CANDU-PHWR)를 도입하였고 앞으로도 이들 두 노형이 더 도입될 것으로 전망된다. 또한 지금까지는 주로 경제성의 비교가 노형선정을 좌우했으나 앞으로는 노형선정에 있어서 안전성의 비교도 수반될이 바람직하다. 노형에 따른 안전성의 비교는 적절한 노형선정

을 뒷받침하고 원자력발전의 안전도를 다소나마 증가시킬 수 있을 뿐 아니라 각 노형에 따른 설계상의 장점을 발췌하여 그 장점을 국내 원자력발전소 설계에 감시킴으로써 원자력발전소의 설계개선이나 안전성 확보에 기여할 수 있다.

PWR과 CANDU-PHWR같이 서로 상이한 노형의 원자로에 대한 안전성을 비교하기 위하여서는 먼저 각 노형의 설계개념, 구조 그리고 개발과정을 알아야 하며 다음 두 계통의 고유안전성, 안전계통의 구조와 성능 그리고 두 계통을 개발하고 이용하고 있는 나라에서의 안전성확보를 향한 접근방법과 발전소건설 및 운전의 인허가기준에 대한 정확한 이해가 있어야 한다. 본 해설의 PWR과 CANDU-PHWR간의 안전성비교는 위에서 언급한 바와 같이 방대한 량의 연구를 통하여 이루어진 것은 아니고 주로 고리 1호기¹⁾(PWR)와 월성 1호기²⁾(CANDU-PHWR)의 안전분석보고서(Safety Analysis Report)에 의거하여 두 계통의 안전성을 객관적인 입장에서 정성적으로 다룬 것이다. 따라서 본 안전성비교는 정량적인 자료가 미흡하여 PWR과 CANDU-PHWR 안전성의 절대적 비교라고는 말할 수 없고 다만 두 계통 설계상의 주된 차이점과 이들이 원자력발전소 안전성전반에 미치는 영향을 기술함으로써 노형에 따른 안전성비교의 중요성을 밝히고 앞으로 한국의 원자력발전소 안전성증가를 위한 연구활동에 다소나마 도움이 된다면 그 목적을 다 한다고 하겠다.

2. 설계상의 특성

PWR과 CANDU-PHWR의 설계에 있어서 가장 두드러진 차이는 재료면에서 핵연료, 냉각재, 감속재 등의 차이와 구조면에서 PWR에서는 두께가 두꺼운 대형의 단일 압력용기(Pressure Vessel)를 압력경계(Pressure Boundary)로 사용하고 있는데 반하여 CANDU-

PHWR에서는 많은 수의 얇은 압력관(Pressure Tube)들을 사용하고 있다는 점이다. 이 이외에 핵연료 교체 방법과 교체주기의 차이도 두 계통의 특성을 결정짓는 중요한 요소가 된다. 표 1에서는 PWR과 CANDU-PHWR의 특성을 구별짓는 대표적인 설계상의 차이점을 보여주고 있다.

표 1. 대표적인 PWR과 CANDU-PHWR 설계상의 차이점

항 목	PWR	CANDU-PHWR	
재료	핵연료	저농축우라늄 (UO ₂)	천연우라늄 (UO ₂)
	냉각재	경 수 (H ₂ O)	중 수 (D ₂ O)
	감속재	경 수 (H ₂ O)	중 수 (D ₂ O)
압 력 경 계 (Pressure Boundary)	압력용기; 단일대형 (Pressure Vessel)	압 력 관 ; 380개 (Pressure Tubes)	
핵 연료 교체 (Refueling)	정기적 핵연료 교체 (Periodic Refueling)	가동중 핵연료 교체 (On-power Refueling)	

PWR과 CANDU-PHWR 설계개념의 차이는 미국과 캐나다의 원자로 개발목적과 개발당시의 주어진 여건에 깊은 관계가 있다. 미국에서는 PWR 개발당시 이미 핵무기 제작에 이용했던 농축시설이 존재했고 군사적인 목적으로 장기간 급유없이 활동할 수 있는 잠수함의 개발이 요구되었다. 따라서 PWR과 같이 잉여반응도(Excess Reactivity)가 높고 출력밀도(Power Density)가 높은 밀집형 원자로의 개발이 시작되었으며 후에 상용원자로의 개발에도 동일한 설계개념을 이용하였다.

대조적으로 캐나다에서는 초기개발이 Plutonium생성과 밀접한 관계를 갖고 있었으며 또한 농축시설이 부재하여 천연우라늄을 핵연료로 사용하였고 중수를 감속재로 사용하게 되었다. 이 같은 설계개념이 상용원자로 개발에도 채택되어 CANDU-PHWR과 같은 잉여반응도가 낮고 출력밀도가 비교적 낮은 대형원자로로 발전되었다. PWR과는 달리 하나의 두꺼운 대형압력용기를 사용하지 않고 다수의 얇은 압력관들을 압력경계로 사용함으로써 압력경계의 제작이 용이하고 정격출력의 증가가 압력경계의 설계에는 큰 변동없이 다만 압력관의 수를 증가시킴으로써 가능하게 되었다. 또한 CANDU-PHWR은 낮은 잉여반응도를 보상하기 위하여 가동중 핵연료교체 즉 On-power Refueling방법을 사용하며 이 핵연료 교체방법의 채택으로 CANDU-PHWR의 가동율이 PWR에 비하여 일반적으로 높아지게 되었다.

위에서 논한 바와 같이 두 원자로계통의 설계상의 차이는 두 계통의 성능은 물론 고유안전성을 결정짓고 안전계통의 설계에도 지대한 영향을 미친다.

3. 원자로계통의 고유안전성

원자력발전소의 안전도증가를 목적으로 하는 "Defense in Depth" 개념³⁾은 원자로계통의 설계에 있어서 고유안전성의 중요성을 강조하고 있다. 원자로계통의 고유안전성이란 사고발생의 가능성을 줄이거나 사고가 발생할 경우 사고의 결과를 완화시켜 안전성을 확보하려는 원자로계통자체의 고유한 특성을 말한다. 따라서 이 고유안전도가 높은 설계일수록 어떤 과도상태로부터 정상안전상태로 환원하려는 특성이 강하여 안전성 확보에 유리하며 안전계통(Safety system)에 대한 의존도도 감소한다.

앞에서 설명한 바와 같이 PWR과 CANDU-PHWR 간의 고유안전성은 두 계통의 설계상 특성에 의하여 결정된다. 여기서는 두 계통의 구조, 재료 그리고 핵연료교체방법의 차이에 의한 안전성 관계 고유특성의 차이를 정성적으로 비교하려고 한다.

1) 압력경계와 안전성

① PWR

PWR의 압력경계인 압력용기는 고온, 고압을 견딜 수 있는 단일 대형저합금 Carbon Steel 용기이다. 두꺼운 압력경계의 건전성을 유지하기 위하여 설계·제작에 신중을 기하며 운전중에도 급격한 압력이나 온도변화가 발생하지 않도록 신중히 운전하며 가동중검사를 통하여 원자로 내부에 삽입했던 용기시편의 강도를 분석함으로써 용기의 건전성을 확인하고 있다. 만약 시편의 강도가 예측치 보다 낮으면 원자로의 수명을 단축하거나 용기의 열처리를 통하여 강도를 증가시켜 건전성을 확보해야 한다. 이와같이 PWR에서 압력용기의 강도유지에 노력하는 이유는 PWR 압력용기의 임계균열크기(Critical Crack Size)가 용기의 두께에 비하여 작아 용기의 급작스런 파열이 가능하며 이 가능성은 용기의 강도가 감소함에 따라 증가하기 때문이다. 현재 PWR 설계에 의하면 압력용기가 받는 중성자 조사량은 노심에 비하여 충분히 작고 또 중성자 조사에 의한 용기의 취소도(Imbrittlement Rate)를 최소로 낮추기 위하여 Thermal Shield나 Neutron Pad를 설치하여 용기의 강도감소를 줄이고 있다.

현재 PWR 안전성분석을 위한 사고분석에 압력용기의 급작스런 파열에 의한 사고는 포함되어 있지 않다. 이는 사고의 결과는 극히 심각할 것으로 예상되지만

사고의 발생가능성이 극히 희박하여 사고분석에 포함시킬 필요가 없다고 판단되기 때문이다. 이와 같이 압력용기파열사고의 분석이 행하여 지지 않고 있기 때문에 사고의 심각성을 정확히 예측하기 힘들고 따라서 압력용기의 건전성확보는 더욱 중요하다.

② CANDU-PHWR

CANDU-PHWR의 압력경계는 다수의 Zircaloy합금(Zr-Nb) 압력관들로 구성되어 있고 그 두께는 PWR 압력용기에 비하여 현저하게 얇다(∼0.43cm vs∼15cm). CANDU-PHWR구조상 이들 압력관들은 PWR의 압력용기에 비하여 높은 중성자속에 노출되어 있어 중성자 조사로 인한 압력경계의 취소도가 높게 되어 이들의 건전성 유지에 신중을 기해야 한다. 또한 최근 캐나다내 가동 원자로에서 발견된 중성자 조사에 의한 압력관의 과도신장은 원자로구조 설계에 약간의 수정을 갖고 오기도 했다. 물론 CANDU-PHWR의 압력관이 발전소의 수명동안 건전성을 유지하면서 사용될 수 있도록 설계되고 실제 건전성이 유지되지 못한다 하더라도 다음과 같은 이유에서 압력관의 급작스런 파열가능성은 극히 희박할 것이다.

④ 압력관의 두께가 급작스런 파열을 초래할수 있는 압력관의 Critical Crack Size 보다 작기 때문에 파열된 누수 즉 “Leak-before-Break”가 이루어지고 이 누수는 압력관과 Calandria관 사이에 있는 Gas system에 의하여 용이하게 탐지되어 파열을 사전에 방지할 수 있다.

⑥ 압력관에 어떤 결함이 발견되면 비교적 쉽게 새로운 관으로 대체할 수 있다.

위에서 설명한 바와 같이 압력관의 급작스런 파열가능성은 극히 희박하나 만약 파열된다 하더라도 비상노심냉각계통(Emergency Core Cooling System)의 작동에 의하여 노심의 냉각이 가능하며 Coolable Geometry가 유지되어 안전성에 대한 위협은 없다. CANDU-PHWR의 사고분석중에는 PWR에서와는 달리 소수의 압력관파열에 의한 압력경계의 상실사고가 포함되고 있고 이런 사고조건하에서도 계통의 안전성이 확보된다는 것을 보이고 있어 압력경계파손에 의한 사고가 PWR과 같이 심각하지는 않다.

2) 핵연료주기과 고유안전성

① PWR

PWR에 사용하는 핵연료는 저농축(∼3% U235)우라늄으로서 천연우라늄을 사용하는 원자로보다 높은 잉여반응도를 보유할 수 있고 또 실제로 정기적인 핵연료교환방법을 채택하고 있기 때문에 높은 잉여반응도

를 요구하고 있다. 따라서 제어봉인출이나 봉소회석사고와 같은 반응도사고시 출력변동이 급속하게 진행할 수 있으며 높은 연소도에 따른 핵분열생성물의 Inventory가 많아 안전성확보에 신중이 요구된다.

② CANDU-PHWR

CANDU-PHWR에서는 천연우라늄을 사용하여 PWR에 비하여 잉여반응도가 낮으며 반응도사고시에 비교적 완만한 출력반응을 보여 제어하기가 상대적으로 용이하다.

3) 냉각재와 감속재에 따른 고유안전성

① PWR

PWR에서는 구조상 냉각재와 감속재가 분리되지 않고 동일하며 경수가 사용되고 가동중 비등을 방지하기 위하여 높은 압력(∼2250psia) 조건을 유지하고 있다. PWR은 노심이 Under-moderated(와감속) 상태에 있도록 설계되어 냉각재(감속재)는 부(-)의 온도반응도계수를 갖게 되어 반응도사고시에 출력의 급격한 증가를 억제하려는 특성을 갖도록 한다. 또한 이런 특성은 LOCA(Loss of Coolant Accident)시에 원자로를 자동정지(Self-Shutdown) 시킬 수 있는 능력을 갖도록 하여 안전성확보에 유리하다. 그러나 이와같은 냉각재(감속재) 부(-)의 온도반응도계수는 Stean-line Break 사고와 같이 노심냉각재의 온도를 낮추는 사고에는 오히려 불리하다.

PWR구조에 의하면 제어봉이 고압의 냉각재(감속재) 안에 삽입되어 있고 제어봉의 Housing이 압력경계를 이루고 있기 때문에 제어봉인출사고의 가능성이 있으며 냉각재와 감속재가 동일하기 때문에 LOCA시에 냉각재와 감속재를 동시에 상실하게 되어 냉각재와 감속재가 분리되어 있는 원자로 설계에 비하여 사고시 노심의 열제거라는 관점에서 불리하다.

② CANDU-PHWR

CANDU-PHWR에서는 감속재와 냉각재 모두 중수를 사용하고 압력관을 사이에 두고 서로 물리적으로 분리되어 있으며 냉각재는 비등을 억제하기 위하여 고압(∼11500 psia)상태에 있으나 감속재는 저압(∼16 psia)상태에 있다. 천연우라늄을 핵연료로 사용하기 때문에 중성자의 이용율을 최대로 하여야 하며 이로인하여 원자로의 핵적 특성이 PWR과 같이 Under-moderated 되도록 설계하지 않고 오히려 약간 Over-moderated(과감속) 되도록 설계하고 있어 감속재와 냉각재가 다소 정(+)의 온도반응도계수를 갖는다. 따라서 LOCA와 같은 냉각재의 압력을 내리거나 온도를 높이는 사고시에 PWR과 같이 원자로를 자동정지시키는

특성을 지니지 못하고 원자로정지제동에 의하여 가동이 정지될 때까지 출력이 서서히 증가한다. 물론 낮은 잉여반응도 때문에 출력증가는 원자로보호제동에 의하여 안전하게 제어될 수 있는 정도로 완만하다. 그러나 Steam-line Break사고시에는 LOCA때와는 반대로 냉각재 정(+)의 온도반응도계수는 원자로가 자동정지되는 특성을 갖게하여 PWR보다 안전성확보에 유리하다.

냉각재와 감속재의 구조상 분리로 CANDU-PHWR에서는 냉각재와 감속재가 동시에 모두 상실되는 사고의 발생 가능성이 극히 희박하여 LOCA시에도 감속재 냉각계통(Moderator Cooling System)에 의한 최소한의 노심냉각이 가능하며 설령 ECCS(비상노심냉각계통)가 상실된다고 하더라도 노심의 Meltdown 가능성이 희박하다. 또한 감속재가 저압상태에 있고 원자로 반응도제어봉들이 감속재영역에 삽입되기 때문에 PWR에서와 같은 제어봉인출사고(Rod Ejection Accident)의 가능성이 없다.

4) 핵연료 교체방법에 따른 고유안전성

① PWR

농축우라늄을 핵연료로 사용하는 PWR에서는 높은 잉여반응도를 보유하고 있어 장기간동안 새로운 연료의 교체없이 가동이 가능하다. 이같이 높은 잉여반응도를 조절하기 위하여 높은 제어봉의 제어능(Control Rod Worth)을 필요로 하며 제어봉인출사고시 급격한 출력증가나 출력분포의 변동을 초래하여 반응도사고의 결과를 심각하게 할 가능성이 있다. 그러나 일단 핵연료교체가 끝나면 다음 교체시기까지는 핵연료를 취급할 필요가 없기 때문에 지속적으로 핵연료를 교체하는 원자로에 비하여 핵연료취급으로 인한 사고발생의 가능성은 낮다.

② CANDU-PHWR

천연우라늄을 연료로 사용하는 CANDU-PHWR에서는 잉여반응도가 낮기 때문에 원자로의 임계(Critical)상태를 유지하기 위하여 수시로 핵연료를 교체하여야 하고 이런 단점을 보상하기 위하여 가동중연료교체(On-power Refueling)방법을 채택하고 있다. 물론 잉여반응도가 낮기 때문에 반응도사고로 인한 출력변동이 완만하며 PWR에 비하여 사고의 결과가 덜 심각할 것으로 예상되나 핵연료를 수시로 교체하여야 하기 때문에 핵연료취급사고의 가능성이 높고 핵연료교체중 Fueling Machine의 오동작이나 파손에 의하여 소규모의 LOCA를 유발할 수 있으며 또 핵연료집합체의 Jamming으로 교체하려는 핵연료관의 외팽창(Un-

der-cooling) 사고를 야기시킬 수 있다. CANDU-PHWR에서는 핵연료교체중 압력경계를 이루고 있는 Fueling Machine은 충분한 내진설계가 되어야 한다.

4. 안전계통(Safety System)

PWR과 CANDU-PHWR의 안전계통은 구조면에서 다소 차이는 있으나 근본적인 설계목적과 원리는 대동소이하다. 안전계통은 원자로 가동중 비정상과도상태가 발생할 때 원자로를 안전하게 제어하고 방사능의 대기누출을 최소로 줄여 일반대중의 건강과 안전을 보장하자는데 그 목적을 두고 있다.

PWR이나 CANDU-PHWR의 안전계통은 기능별로 다음의 3가지 계통으로 대별할 수 있다.

- ① 원자로보호계통(Reactor Protection System),
- ② 원자로정지계통(Reactor Shutdown System),
- ③ 공학적안전설비계통(Engineered Safety Feature System).

원자로보호계통의 주 기능은 크게 두가지로 하나는 필요시 원자로를 긴급정지시킬 수 있도록 정지계통에 신호를 보내는 일이고 다른 하나는 공학적안전설비계통에 작동신호를 보내는 일이다. 원자로보호계통의 동작 원리는 핵계측기(Nuclear Instruments)나 비핵계측기(Non-nuclear or Process Instruments)로부터 전달되는 신호를 안전한계와 비교하여 안전을 위협한다고 판단되면 원자로 긴급정지신호나 공학적안전설비계통 작동신호를 발송하는 것이다.

원자로정지계통의 기능은 원자로보호계통에서 전달된 신호에 의하여 물리적으로 원자로를 긴급정지시키는 것이고 공학적안전설비계통의 기능은 LOCA와 같은 긴급사고시에 원자로심의 비상냉각을 가능케하고 원자로가 안전정지상태를 유지하도록 해주며 격납용기내 공기를 냉각시킬 뿐 아니라 격납용기내의 공기와 대기를 차단하는 일이다.

안전계통의 역할은 원자력발전소의 안전성확보라는 관점에서 볼때 무엇보다도 중요하므로 이 계통의 신뢰도와 성능은 항상 보장되어야 한다. 따라서 이들은 신뢰도가 가동중에도 수시로 시험 확인될 수 있도록 설계되어야 한다. 표 2에는 PWR과 CANDU-PHWR의 안전계통을 계통별로 나누어 비교하였다.

1) 원자로 보호계통

① PWR

PWR의 원자로보호계통은 원자로 외부에 설치된

표 2. PWR과 CANDU-PHWR의 안전계통(Safety System)

계통(System)	P W R	CANDU-PHWR	
원자로 보호 계통 (Reactor Protection System)	· Excore Neutron Detector 사용; Quadrant와 노심 평균 출력 측정	· Self-powered Incore Detector 사용; 노심 국부 출력과 평균 출력 측정	
원자로 정지 계통 (Reactor Shutdown System)	· 단일 정지 계통; 1개의 긴급 정지 계통(Shutdown Rods)	· 2개의 독립된 정지 계통; SDS1: Shut off Rods System SDS2: Liquid Poison Injection System	
공학적 안전 설비 계통	비상 노심 냉각 계통(ECCS)	· High Pressure Injection System (Charging Pumps) · Intermediate Pressure Injection System(Accumulators) · Low Pressure Injection System (PHR Pumps)	· High Pressure Injection System (Accumulators) · Intermediate Pressure Injection System(Dousing Tank+Pumps) · Low Pressure Injection System (Recirculation Pumps)
	격납용기 Spray계통	· Active Spray System(Spray Pumps)	· Passive Spray System(Dousing Tank)
	격납용기 (Containment Vessel)	· 2중 격납 방식 사용; Steel Vessel+Concrete Vessel	· 1중 격납 방식 사용; Pre-Stressed Concrete Vessel
	보조 급수 계통 (Auxiliary Feedwater System)	· 2대의 전력구동 Pumps · 1대의 Turbine Pump	· 1대의 전력구동 Pump
공학적 안전 설비 지원 계통	N/A	· Moderator Cooling System; LOCA와 ECCS상실이 동시에 발생할 경우에도 노심의 Meltdown을 방지 · Emergency Water Supply System; Auxiliary Feedwater System지원 · Shutdown Cooling System; Emergency Water Supply System상실시 Auxiliary Feedwater System지원	

노외핵계측기(Excore Detector)로부터 원자로의 Quadrant 평균출력이나 노심평균출력 등의 노심 특성 자료를 전달받는다. 물론 Fission Chamber와 같은 노내핵계측기(Incore Detector)가 있지만 원자로보호계통 입력으로는 사용되지 않으며 노심의 국부출력변동에 대한 자료를 항상 측정할 수 없다. 그러나 PWR은 NSSS 고유특성인 핵연료와 냉각재가 공유하는 부(-)의 온도반응도계수때문에 노심에 국부적인 불안정이 조성되더라도 자체내에서 안정시키려는 특성이 있어 Incore Detector의 노심내 항상 존재가 안전성 확보에 있어서 필수적 요소는 아니다.

② CANDU-PHWR

CANDU-PHWR의 보호계통은 노심에 설치되어 있는 Incore(Self-powered) Detector로부터 노심 평균출력은 물론 국부출력변화 등의 노심 특성자료를 전달받는다. 따라서 이 계측장치에 의하여 평균출력이나 국부

출력의 과도증가를 막고 비록 일부 노심 국부출력이라도 안전성을 위협한다고 판단되면 원자로를 자동정지하도록 하고 있다. PWR과 반대로 정(+)의 냉각재 온도계수를 갖고 있는 CANDU-PHWR에서는 국부적인 불안정으로 인한 노심의 불안정을 막기 위하여 원자로에 Incore Detector의 설치가 필연적이라고 할 수 있다.

2) 원자로정지계통(Reactor Shutdown System)

① PWR

PWR의 원자로 정지계통은 단일 정지계통으로써 원자로보호계통으로부터 원자로긴급정지신호를 전해 받으면 제어봉과 정지봉이 동시에 중력에 의하여 자유낙하함으로써 원자로긴급정지의 기능을 행하고 있다. 물론 Steam-line Break와 같은 사고시에 붕소주입에 의하여 원자로가 미임계(Subcritical)상태를 유지하도록

록 해주지만 이는 정지계통과 같이 단시간내에 원자로를 정지시킬 수 있는 기능은 보유하고 있지 못하다. 현재 PWR의 단일 정지계통으로 인한 높은 ATWS (Anticipated Transients Without Scram) 발생 가능성은 그 사고결과의 심각성(노심 Meltdown과 다량의 방사능 대기누출)때문에 안전성문제로 부각되고 있고 가능성을 줄이기 위한 2군의 독립된 정지계통이나 결과의 심각성을 줄이기 위한 Mitigating System의 설치가 요망시 되고 있다.⁴⁾

② CANDU-PHWR

CANDU-PHWR은 2군의 독립된 정지계통 즉 Shut-off Rods System과 Poison Injection System을 보유함으로써 원자로정지계통의 신뢰도를 높이고 있어서 PWR에 비하여 정지계통상실의 가능성이 낮아 ATWS 방지에 유리하다($\sim 2 \times 10^{-4}$ per PWR year vs $\sim 3 \times 10^{-6}$ per CANDU-PHWR year).

3) 공학적안전설비계통 (Engineered Safety Feautre System)

PWR과 CANDU-PHWR의 공학적안전설비의 설계 목적은 동일하나 안전성확보를 추구하는 방법에서 차이가 있고 또한 구조면에서도 차이가 있다. 표 2에는 PWR과 CANDU-PHWR의 공학적안전설비를 계통별로 구분하여 비교하고 있다.

PWR과 CANDU-PHWR의 공학적안전설비 설계에 있어서 주된 차이점은 PWR의 안전설비에는 펌프와 같은 능동(Active)기기가 많이 이용되는 반면 CANDU-PHWR에서는 Dousing Tank나 Accumulator 같은 수동(Passive)기기가 많이 이용되고 있다는 점이다. 또한 CANDU-PHWR에서는 안전성확보를 위한 Redundancy를 위하여 PWR보다 Diversity를 강조하고 있다. 즉 안전계통 설계의 원리가 "Redundancy by Diverse Systems" 개념에 기초를 두고 있다.⁵⁾ 그 예로서 표 2에서 보는 바와 같이 CANDU-PHWR에서는 원자로정지계통이 독립된 두개의 정지계통으로 나누어졌을 뿐 아니라 공학적 안전설비계통의 지원을 위하여 Moderator Cooling System(ECCS지원), Emergency Water Supply System(Auxiliary Feedwater System 지원), Shutdown Cooling System(Auxiliary Feedwater System 지원) 등의 보조계통을 추가로 갖고 있는 것도 볼 수 있다. 이들 3가지 보조계통은 PWR에는 없는 안전계통으로서 CANDU-PHWR의 안전성확보에 기여하는 바가 크다.

5. 안전성분석 (Safety Analysis)

PWR과 CANDU-PHWR의 안전성분석에 고려되는 가상사고의 종류와 분석방법은 두 계통의 설계특성이나 적용되는 규제의 차이 때문에 다소 차이는 있으나 분석의 근본목적이나 원리에는 차이가 없다. 본 해설에서는 두 계통간의 안전성분석의 결과를 상세히 비교하지는 않고 가장 두드러진 차이점을 밝히고 대표적인 가상사고와 이들 사고의 분석결과를 정성적으로 비교하려고 한다.

1) 차이점

PWR과 CANDU-PHWR 안전성분석에 있어서 괄목할 만한 차이점은 사고분석기준에 있어서 PWR에는 단일사고기준(Single Failure Criteria)이 적용되는 반면 CANDU-PHWR에는 2중사고기준(Dual Failure Criteria)이 적용된다는 점이다. 일례로 PWR에서는 LOCA시에 ECCS의 상실을 가정하지 않는 데 반하여 CANDU-PHWR에서는 LOCA 발생시 ECCS의 상실도 고려하고 있으며 이런 경우에도 노심의 냉각이 이루어져 안전성을 잃지 않는다는 것을 보이고 있다. 그 이외에 PWR에서는 대규모 LOCA와 설계기준지진(Design Basis Earthquake)이 동시에 발생할 수 있다고 가정하는 반면 CANDU-PHWR에서는 두 사건이 동시에 발생한다고 가정하지 않는다. 끝으로 PWR 경우는 사고분석에 앞서서 사고 발생빈도나 사고결과의 심각성에 따라 4가지의 사고조건들(ANS Condition 1, 2, 3 과 4)로 분명하게 분류하는데 반하여 CANDU-PHWR에서는 PWR의 사고분석에서와 같은 명확한 등급의 구별이 없다.

2) 사고분석 (Accideint Analysis)

표 3에는 CANDU-PHWR의 사고분석에 고려되는 사고와 이에 대응하는 PWR의 사고를 등급(ANS Classification)과 함께 기록하였다. 표 3에서 보는 바와 같이 PWR이나 CANDU-PHWR에서 고려하는 사고의 종류는 대체로 비슷하나 두 계통에 따른 구조상의 차이 때문에 반응도사고 해석에 있어서 제어봉인출에 의한 사고가 고려되지 않고 오직 감속재내의 액체 Poison이 과도하게 회석되는 사고만 고려한다. 또한 CANDU-PHWR에서는 감속재상실사고(Loss of Moderator Cooling Accident)도 고려해 주는 점이 PWR 경우와 다르다.

표 4에는 PWR과 CANDU-PHWR 사고분석에 고려

표 3. CANDU-PHWR 가상사고의 종류와 이에 대응하는 PWR 가상사고의 종류 및 ANS Classification

CANDU-PHWR	PWR	ANS Classification
1) Loss of Regulation Accident or Reactivity Accident a) at Nominal Power b) during Startup	1) Control Rod Withdrawl Accident and Boron Dilution Accident a) at Power b) from Subcritical Condition	2 2
2) Loss of Flow Accident a) Singls Pump Coastdown b) Multiple Pump Coastdown c) Single Pump Seizure	2) Loss of Reactor Coolant Accident a) Partial Loss of Forced Reactor Coolant Flow b) Complete Loss of Forced Reactor Coolant Flow c) Single Reactor Coolant Pump Locked Rotor	2 3 4
3) Loss of Coolant Accident a) Small Break b) Large Break	3) Loss of Coolant Accident a) Small Break b) Large Break	3 4
4) Loss of Heat-Sink Accident a) Loss of Feedwater Supply b) Small Steam-line Break c) Large Steam-line Break	4) Loss of Feedwater Accident and Steam-line Break Accident a) Loss of Normal Feedwater b) Small Steam-line Break c) Large Steam-line Break	2 3 4

되는 주요 가상사고와 이들 사고의 발생빈도와 결과를 비교하고 있다. 위 표에서 고려된 가상사고들은 주로 ANS Condition 4 사고들중 PWR과 CANDU-PHWR 안전성비교에 도움이 되는 사고와 현재 미국의 원자력 발전소 안전성확보와 관련된 연구되고 있는 사고들이다. 현재로서 정확하게 어느 노형이 이와 같은 가상사고에 대해서 더 안전하다고 단정지을 수는 없지만 표에서 보다시피 LOCA와 주급수 상실사고를 제지한 사고시에는 CANDU-PHWR이 안전성확보에 유리한 것 같다.

6. 안전성관련 문제점

원자력발전소 건설에 있어서 현재 중요한 논제가 되고 있는 것은 과연 원자력발전소의 안전도가 얼마나 높아야 안전하다고 할 수 있는냐 하는 것이다. 세계적인 추세가 원자력에 의한 에너지가 저렴하고 깨끗한 에너지원이라는 점에는 의견을 일치하고 있으나 생산 과정에 수반되는 안전성문제에 대하여는 엇갈린 견해를 갖고 있으며, 특히 TMI 사고이후 원자력발전의 안전성에 대하여 더욱 높은 관심을 갖게 되었고 관련 연구의 필요성이 부각되게 되었다.

원자력발전소의 안전성증가를 위해서 해결해야 할

과제들이 많으나 그중 안전제통설계와 관련된 사항으로서 1) Common Mode Failure의 방지, 2) 안전제통의 신뢰도와 성능향상, 3) 안전제통 설계계산모형의 신뢰성확보 등을 들 수 있다. Common Mode Failure란 어떤 System에서 두개의 독립된 Train의 기능이 두 Train이 공유하고 있는 기기의 고장으로 말미암아 모두 상실되는 사고를 말한다. 예를 들면 안전제통에 사용되는 밸브들은 공기나 전력을 구동원으로 하여 작동되는 경우가 많은데 비록 안전제통이 Redundancy를 위하여 두 개의 독립된 Train으로 구성되어 있다고 하더라도 설계 잘못에 의하여 동일한 공기나 전기계통에 연결되어 있다면 이 공유계통을 상실할 경우에는 두 Train의 기능을 모두 상실하게 되어 안전제통의 Redundancy가 실질적으로 이루어 지지 않는다. 따라서 원자력발전소의 설계에 있어서 이같은 Common Mode Failure의 방지는 안전성 확보라는 관점에서 볼 때 안전제통의 신뢰도와 성능향상 그리고 안전제통 설계계산모형의 신뢰성확보와 더불어 가장 중요한 과제 중의 하나이다.

위에서 언급한 사항은 PWR과 CANDU-PHWR 두 계통에 공동으로 관련되어 해결해야 하는 안전성관련 공통 문제점 들이다. 이 이외에 PWR과 CANDU-PHWR간의 설계특성차이에 의해 서로 다른 안전성판

표 4. PWR과 CANDU-PHWR간의 주요 사고 분석 비교

사 고	PWR	CANDU-PHWR	비 고
1차 냉각수상실 사고 (Loss of Coolant Accident)	<ul style="list-style-type: none"> • 냉각재가 부(-)의 온도반응도 계수를 갖고있어 사고시 원자로가 Self-Shutdown 하는 특성을 갖는다. • 원자로 정지 계통의 작동없이 원자로가 긴급 정지할 수 있다. • 노심의 Meltdown 방지를 위하여 ECCS의 작동이 필수적이다. 	<ul style="list-style-type: none"> • 냉각재가 정(+)의 온도반응도 계수를 갖고 있어 사고시 원자로의 출력이 완만히 증가한다. • 원자로 정지계통에 의해서만 원자로가 긴급 정지한다. • 사고시 ECCS의 작동없이도 Moderator Cooling System에 의하여 노심의 Meltdown을 방지할 수 있다. 	원자로 긴급정지에는 PWR이 유리하나 노심의 냉각(노심의 Meltdown 방지)에는 CANDU-PHWR이 유리하다.
주증기선 파열 사고 (Steam-line Break Accident)	<ul style="list-style-type: none"> • 냉각재가 부(-)의 온도 반응도 계수를 갖고 있어서 사고시 Boron Injection 없이는 초임계(Super-criticaliy)에 도달할 수 있다. • 안전성 확보에 Boron Injection이 필수적이다. 	<ul style="list-style-type: none"> • 냉각재가 정(+)의 온도반응도 계수를 갖고 있어서 사고시 원자로가 Self-Shutdown하는 특성을 갖는다. • Poison Injection이 불필요하다. 	CANDU-PHWR이 유리하다.
제어봉 인출사고 (Rod Ejection Accident)	<ul style="list-style-type: none"> • 노심의 압력이 높아 사고 발생 가능성이 존재한다. • ECCS가 작동하더라도 소량의 핵연료 손상이 가능하다. 	<ul style="list-style-type: none"> • 노심(감속재 영역)의 압력이 낮아 사고의 가능성이 없다. 	CANDU-PHWR이 유리하다.
주급수 상실 사고 (Loss of Feedwater Accident)	<ul style="list-style-type: none"> • Auxiliary Feedwater System으로 1대의 Turbine Pump와 2대의 전력 구동 Pump가 있다. • 주급수 상실 사고와 전원상실이 동시에 발생할 경우 Turbine Pump에 의하여 비상급수가 가능하다. 	<ul style="list-style-type: none"> • Auxiliary Feedwater System으로 1대의 전력 구동 Pump가 있다. • 주급수 상실 사고와 전원상실이 동시에 발생할 경우 비상전원(Diesel Generator)으로부터 전력을 공급받아 비상급수가 가능하다. • 전기 구동 Pump가 고장나면 Emergency Water Supply System이나 Shutdown Cooling System에 의하여 비상급수가 확보된다. 	두 계통간에 장단점이 있다.
ATWS (Anticipated Transients Without Scram)	<ul style="list-style-type: none"> • 단일 정지계통을 갖고 있어서 사고의 가능성이 높다. ($\sim 2 \times 10^{-4}/\text{yr}$) • 사고의 결과는 Core Meltdown으로 갈 수 있다. • 사고의 가능성을 줄일 수 있도록 2대의 독립된 정지계통을 갖든지 결과의 심각성을 경감시킬 수 있는 Mitigating System의 설치가 요구된다. 	<ul style="list-style-type: none"> • 두개의 독립된 정지계통을 갖고 있어서 사고의 가능성이 낮다. ($\sim 3 \times 10^{-6}/\text{yr}$) • 잉여반응도가 PWR보다 낮아 결과가 PWR에 비하여 덜 심각하다. 	CANDU-PHWR이 유리하다.

표 5. PWR과 CANDU-PHWR의 주요 안전성 관련 문제점

PWR	CANDU-PHWR
<ul style="list-style-type: none"> · 비상노심 냉각계통(EC-CS)의 신뢰도 증가와 성능보장 · ATWS (Anticipated Transients Without Scram) 발생 가능성의 감소와 결과의 심각성 감소 · 압력용기 (Pressure Vessel)의 파열방지 	<ul style="list-style-type: none"> · 원자로 보호계통 Computer System의 성능보장 · 안전계통 각 Train의 신뢰도확보(Unavailability $\leq 10^{-3}$ per demand) · 압력관(Pressure Tube) 파열의 전파방지

런 문제점이 존재하는데 표 5에는 이들중 가장 중요하다고 생각하는 안전성관련 문제점들을 각각 3가지씩만 들어 보았다.

7. 맺 는 말

앞에서도 언급한 바와 같이 PWR과 CANDU-PHWR의 안전성을 비교한다는 것이 두 계통에 대한 정확한 이해가 없이는 불가능하다. 그럼에도 불구하고 본 해설에서 두 계통의 안전성에 대하여 논한 이유는 원자력 시대를 맞이하는 현시점에서 이에 대한 연구가 꼭 필요하다고 생각하기 때문이다.

PWR과 CANDU-PHWR의 안전성에 대한 보다 깊은 연구는 우리나라에 건설될 원자력발전소의 안전운

영이라는 면에서 꼭 수반되어야 하는 과제이다. 이 연구는 비단 도입된 외국산 원자로의 안전운전에 필요할 뿐 아니라 앞으로 우리가 원자력관계 부품을 국산화하고 원자력발전소의 설계·건설이 국내 기술진에 의하여 수행될 때 국내 원자력발전소 안전성확보에 크게 기여하게 될 것이다.

참 고 문 헌

1. FSAR: Final Safety Analysis Report, Ko-Ri Nuclear Power Plant Unit No. 1, Amendmen t 3 (1978)
2. Safety Report, "600 Mwe CANDU-PHW WOL SUNG-1 Generating Station for the Korea Electric Company," (1978)
3. D.R. Quick et al., "Pressurized Water Reactor Systems Manual, Inspection and Enforcement Training Center," U.S.A. (1978)
4. A.C. Thadani and E.W Hagen, Anticipated Transients Without Scram for Light Water Reactors, *Nuclear Safety*, Vol. 20, No. 4, July-Aug. (1979)
5. J.B. Van Erp, Preliminary Evaluation of Licensing Issues Associated with U.S-Sited CANDU-PHWR Nuclear Power Plants, ANL-Report, October (1977)