특집

원자력발전소 핵증기공급계통의 안전성 설계

신 현 국
(한국원자력연구소 원전설계본부 실장)

1. 머 리 말

최근 북한핵문제와 관련하여 원자력에 대한 대중의 관심이 많이 증가하였으며, 북핵해결을 위한 북한 경수로 지원 등과 관련하여 원자력발전소 건설에도 과거와는 달리 많은 관심을 갖게 되었다. 매스컴에서는 원자력발전소에서 발생한 폐기물처분장 부지를 구하기 위한 정부차원의 홍보를 하였으며, 또한 시중에서는 원자력분야 과학자를 주제로 한 소설이 베스트셀러로 팔리고 있다. 가히 원자력분야가 이제는 대중적이 되었다고 말할 수 있겠다. 마침 대한전기공학회에서 원전안전성관련 특집을 준비하고 원고청탁을 해와 짧은 지식이나마 좋은 계기로 삼아 원전의 안전성과 원전 설계에 관하여 소개하고자 한다.

2. 핵증기공급계통

원자력발전소의 핵증기공급계통이란 화력발전소의 보일러에 해당하는 것으로서 그림 1에서 보는 것과 같이 원자로와 냉각계통 그리고 증기발생기를 포함하는 전체계통을 지칭하는 말이다. 이것을 영문으로는 NSSS(Nuclear Steam Supply System)라고 하며, 기존의 터빈발전기를 포함한 원자력발전소를 운영하는 데 필요한 각종 보조계통을 BOP(Balance Of Plant)라고 하여 구분하고 있다.

현재 전세계적으로 상업가동하고 있는 원자로 형태는 크게 加壓輕水爐(PWR ; Press urized Water Reactor)와 加壓重水爐(PHWR ; Pressurized Heavy Water Reactor) 그리고 沸騰輕水爐(BWR ; Boiling Water Reactor)가 있으나 우리나라에는 가압경수로와 중수로만 그 동안 건설하였고, 앞으로도 그럴 전망이다. 가압경수로와 중수로는 약간의(2~4%) 농축우라늄을 연료로 쓰느냐 천연우라늄을 연료로 쓰느냐에 따라 원자로의 구성이 달라지는데, 크게 보아서 핵증기공급계통의 구성은 비슷하다고 본다. 따라서 필자는 주로 가압경수로의 핵증기공급계통에 대해서 설명하려고 한다.

핵증기공급계통은 크게 나누어서 原子爐와 原子爐冷却材系統 (Reactor Coolant System)으로 나누어서 볼 수 있다. 원자로의 구성은 핵연료의 다발이 묶음이 되어 구성된 원자로심과 원자로를 제어하고 보호할 제어봉집합장치와 제어봉제어계통으로 구성되어 있으며, 냉각재계통은 원자로내에서 뜨거워진 冷却水를 증기발생기에 공급하기 위해 원자로에 연결된 거대한 파이프와 원자로 냉각펌프, 증기발생기 그리고 압력을 조정하는 가압기등으로 구성되어 있다. 증기발생기에서는 약 340℃정도로 뜨거운 원자로 냉각수가 열교환기를 통해 2차측의 물을 증기로 만들어 터빈에 고압의 증기를 공급하는 역할을 하게 된다.

계통의 압력은 가압기로 조절되는데 정상 운전 중에는 가압기 내에서 물과 증기가 평형 상태로 유지된다. 만일 압력이 부족하면 가압기 내의 압력을 NSSS 계통에 주입하며, 압력이 높을 때는 가압기 내 상단의 분무기가 물을 분무하여 증기의 압력을 낮추므로써 NSSS 계통의 압력을 흡수하

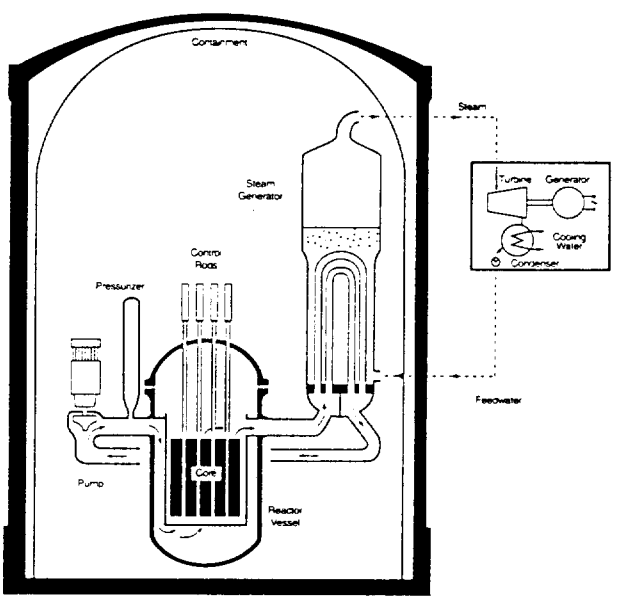

그림 1 NSSS의 간단한 개념도

수 되어 있다. 과잉 압력으로부터 냉각재계통을 보호하기 하여 전동기 또는 뉴메틱으로 구동되는 압력조절밸브)RV)와 스프링 힘으로 움직이는 안전밸브가 가압기 방 구 후단에 설치되어 있다. 가압기의 압력조절범위를 벗어 난, 압력조절밸브나 안전밸브를 통하여 냉각재를 배수탱 에 흘려 보냄으로써 압력을 낮출 수가 있다.

이외에도 수많은 보조계통이 원자로냉각재계통에 연결되 있다. 중성자를 흡수하는 보론(Boron)을 주입하는 화학 적 제어계통, 가동정지 후 잔열을 제거하는 잔열제거계통 안전주입계통이 원자로냉각계통에 포함되어 있다.

3. 원전설계의 안전성 개념

안전이란 어떠한 노력을 기울여도 완벽하다거나, 절대적으 안전하다고 말할 수 없다. 우리 주변을 보면 일상생활에 상 위험이 도사리고 있으며, 이러한 위험을 피하기 위해 식적으로든 무의식적으로든 상대적으로 안전하다고 판단되 방향으로 행동하거나, 또는 행동을 하지 않게 된다. 이러 결정과정에서 우리는 과거의 경험이 상대적인 결정 또는 단을 이끌어 내는데 중요한 요소가 되며, 한편으로는 다른 람들의 경험을 배워서 안전성의 向上을 달성하기도 한다.

이와 같이 단순한 개념을 바탕으로 원자력발전소와 같은 잡하고 고도의 기술을 다루고 있는 설계, 건설, 운전, 보 유지 및 개선의 안전성평가 및 설계에 응용하고 있다. 안 설계는 우선적으로 어떠한 원전사고라도 사전에 예방하 막을 수 있도록 설계하며, 비록 가능성이 매우 희박한 고일지라도 일단 사고가 발생하면 방사선 피해가 극소화 도록 설계하는 것이다.

원자력발전설계에서 가장 중요하게 생각하는 기본원칙이 層防禦(Defence-in-depth)라는 것이다. 이 개념은 만약에 사고가 발생하더라도 개인이나 公衆에 큰 위험을 주지 않 고 보상 또는 시정될 수 있도록 중첩된 제반조치가 수행될 수 있도록 하는 것이다. 이러한 多重防護의 개념이 심층방 어의 기본 특성이다.

그림 2는 심층방어의 개념을 그림으로 간단히 표현한 것 이다.

이 그림에서 보면 物理的 防壁이란 먼저 원자력발전소의 핵연료를 싸고 있는 연료피복금속이 있으며, 원자로용기가 또한 물리적 방벽 역할을 하며, 원자로 1차 냉각계통과 증기 발생기 2차 냉각계통과의 분리가 또 하나의 방벽 역활을 한다. 그리고 전투기가 부딪쳐도 부서지지 않는 철근 콘크리트 건물인 格納容器가 또 한 겹의 방벽이다. 한편 여러 계층의 원자로보호계통이 있으며 다양성과 다중성을 고려한 안전계통이 있다. 또 이와 병행해서 발전소의 설계, 건설 그리고 운전 등을 총망라한 아주 세부적이고 엄격한 품질보증계획 및 수행과 이것의 철저한 점검(인허가과정)이 있다.

원자력발전소는 검검, 확인 과정이 가장 까다로워 안전성 인허가를 받는데도 예비심사, 최종심사 2차에 걸쳐 있고 그

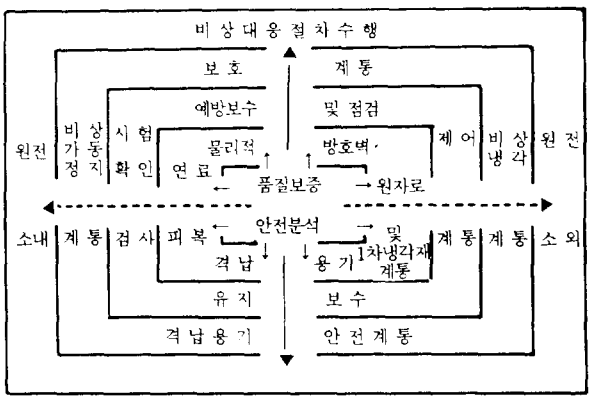

그림 2 심층방어 개념

리고 상업발전 승인 등이 있어 긴 기간의 인허가 및 설계와 건설 그리고 여러 단계의 시험과 시운전 시험을 완벽히 거친 후 상업발전에 들어가게 된다.

4. 안전 및 보호계통의 설계

안전 및 보호계통의 구분은 일반적으로 工學的安全設備(Engineered Safety Feature Actuating System)라고 부르는 계통과 원자로보호계통(Reactor Protection System)으로 나눌 수 있다. 원자로보호계통은 검출기, 계측설비, 논리회로와 모든 관련 회로, 그리고 전기적·기계적 구동장치를 포함하여 신호를 발생하고 전송하여 최종적으로 원자로를 가동정지 시키며 또한 공학적 안전설비가 작동할 수 있는 신호를 제공하고 있다. 가동정지를 시키는 원자로트립계통(Reactor Trip System)은 비상시에 원자로내의 반응도를 영으로 만들기 위해 중성자를 잘 흡수하는 제어봉을 원자로심에 떨어뜨린다.

한편 공학적안전설비계통은 보호계통의 신호로 동작되어서 사고시 매우 높은 온도의 원자로심을 비상냉각시키는 일을 하며, 동시에 격납용기의 모든 입구를(관통파이프 등 모든 통로) 차단하고, 비상 전력을 확보하며, 격납용기 내의 압력을 낮추어 주는 장치를 가동시킨다. 그리하여 방사성물질이 격납용기 밖으로 나가는 것을 절대적으로 차폐하는 일을 하게 된다.

4.1 사고의 검출

안전 및 보호계통의 설계에서 사고를 검출하는 것은 무엇보다도 중요하다.

원자로보호계통은 어떠한 異狀이나 사고를 분명하고 정확하게 검출하여 신호를 가동정지 장치에 전송하여야 하며, 또 안전계통에도 신호를 보내어 상기 설명한 기능들을 적절히 동작시켜야 한다. 동시에 보호계통은 아무사고나 이상

이 없는 정상시에는 정상운전을 저해하는 어떠한 원인도 제공해서는 안된다.

이러한 요건과 기능에 맞게 사고의 검출파라메터를 설정하는 것은 설계에서 매우 어려운 작업 중의 하나이다. 그것은 대부분의 선정파라메터들이 직접 측정하기가 쉽지 않기 때문이다. 예를 들면, 원자로심의 출력의 준위를 측정하는 것을 생각해 보자. 원자로심의 출력은 직접 측정하기가 어려워 中性子束(Neutron Flux), 원자로심의 입구온도와 출구온도, 일차측의 유체계통의 압력을 측정하므로 해서 간접적으로 출력의 정보를 얻게 된다.

여기서 우리가 過出力狀態(Over Power Transient)를 트립파라메터로 선정했다고 하면 이 과출력상태를 측정하는 검출파라메터를 출력온도로 잡는 것이 좋은지 또는 중성자속을 측정하는 것이 좋은지를 분석하여야 한다.

보통 우리는 원자로의 출력을 측정하기 위해 원자로심 사이를 통과해 올라오는 냉각재의 평균온도를 측정하는 것이 가장 출력을 정확히 측정할 수 있다고 생각한다. 그러나 과출력상태가 급속히 일어났다고 가정하면, 열전달에 시간지연이 발생하여 비교적 긴 시간이 흐른 다음에 원자로를 가동정지시킬 것이다. 따라서 평균온도를 측정하여 과출력상태를 감지하는 파라메터 선정은 잘못된 것임을 알 수 있다. 이번에는 중성자속을 검출파라메터로 잡는다면 핵연료의 핵분열증가와 비례하여 즉각적으로 중성자속의 증가가 발생하므로 출력의 변화를 가장 빨리 알 수가 있다. 그러나 중성자속 측정방법은 원자로심 전체보다는 국부적이고 정상운전 중이거나 과도상태에서 출력분포의 변화에 따라 공간적인 위치에 따라 민감도가 달라질 수가 있기 때문에 결과적으로 측정값이 정확한 값이 되기가 어렵다.

이러한 것을 감안하여 원자로 트립 설정치는 정상 100% 출력치보다 조금 높은 값을 택하므로 해서, 잦은 원자로 트립을 막을 수 있게 된다. 한편 원자로 과출력상태가 원자로심의 많은 Channel 중 어느 한 군데의 Channel이 어떤 이유에 의해서 막히게 될 때는 과도한 局部尖頭出力(Excessive Power Peak) 을 일으키게 되는데 이 때는 중성자속 이라든가 노심출구평균온도가 이러한 위험 상황을 명백히 경고해 줄 수가 있기 때문에 이러한 경우에는 국부출력온도측정이 필요하며, 또한 과도한 핵분열물질 검출기가 필요하게 된다. 이와 비슷한 어려움이 원자로 流量喪失事故, 열제거기능손실사고 등의 검출파라메터 선정에도 있다. 여기에도 예측 가능변수가 사용되었다. 예를 들면, 이러한 사고검출파라메터를 원자로냉각펌프의 전압측정이나 펌프회전속도를 감지하므로써 간접적으로 냉각기능상실을 예측할 수 있고 따라서 이러한 기능들이 적합하지 않을 때 원자로가동중지를 시킬 수 있다. 이러한 사고검출파라메터의 특성 분석 후 핵증기공급계통의 이상상태 또는 사고를 감시하기 위한 설계가 이루어진다.

4.2 보호논리의 설계(Protection Logic)

모든 사고를 확인할 수 있는 신호를 적절히 발생시킬 수 있는 검출기와 신호 채널을 상기와 같은 선정 과정을 거쳐 확정하게 되면, 다음은 이 신호들을 어떻게 처리하여 보호계통을 정확하게 동작시킬 수 있는 보호논리를 설계할 수 있는지를 결정하여야 된다.

이러한 것을 보다 쉽게 이해하기 위해서 아래와 같은 안전계통들이 보호계통에 의해 어떻게 동작되는지를 그림 3에 간단한 개념도를 준비하여 설명하겠다.

원전보호 및 안전계통에 아래와 같은 다섯 계통이 있다.

(1) 원자로가동정치계통(Reactor Shutdown System)
(2) 비상전원공급계통(Emergency Power Supply System)
(3) 비상노심냉각계통(Emergency Core Cooling System)
(4) 격납용기격리계통(Containment Isolation System)
(5) 격납용기살수계통(Containment Spray System)

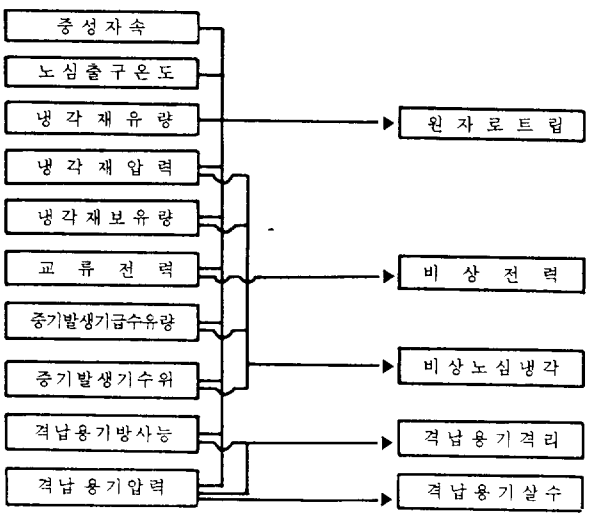

그림 3 보호계통 논리 개념도

원자력발전소를 안전하게 보호하기 위해 어느 사고검출파라메터의 신호가(하나 또는 하나 이상) 미리 설정한 위험 값을 넘어설 때 원자로트립을 일으켜 원자력발전소를 안전하게 가동정지를 시킬 수 있다. 그러나 대부분의 경우 안전계통을 전부 동작시킬 필요도 없으며, 또한 바람직하지도 않다. 그러나 냉각재상실사고 경우에는 비상노심냉각계통을 꼭 작동시켜야 한다.

냉각재상실사고란 원자로에 연결된 냉각계통의 파이프들 중에 파단 사고가 발생하여, 원자로를 냉각시켜 주는 輕水(냉각재)가 다 빠져나간 사고를 말하는 것이다. 이 경우 일차계통의 압력저하나 일차계통의 유량상실이 자동적으로 측정됨으로서 즉각 이 사고에 대처하는 계통의 작동을 시키게 된다. 비상노심냉각계통이 작동되는 또다른 사고는 증기 발생기에 2차계통의 급수를 공급하던 펌프가 고장이 나서 증기 발생기의 수위가 최저가 되었을 때 일어난다. 이 때 증기 발생기는 원자로의 열을 충분히 냉각시킬 수 없기 때문에 원자로심의 열이 급속히 상승하게 되는데, 노심의 보호를 위해 냉각계통의 작동이 필요하게 된다.

격납용기 살수계통의 작동은 냉각재상실사고에 따른 연계

으로, 즉 냉각계통 파이프의 破斷(Break) 사고시에 뜨
냉각수가 격납용기내에 흐르며, 많은 열과 증기 그리
방사선 물질을 흘리게 되는데, 이러한 열을 식히고 방사
물질을 씻어 바닥 한 군데에 모이도록 격납용기내에 살
다. 이와 유사하게 증기발생기에서 터빈으로 가는 증기
프라인의 파단사고시에도 살수계통은 작동한다. 또한
로보호계통과 안전계통은 운전자의 판단에 의해 수동
사용될 수 있도록 설계되어 있다.
상전원인 디젤발전기는 사고시에 일단 起動되어 대기
에 있게 된다. 만일 所外電力喪失이 있게 되면 즉각 전
을 교체시켜 공급하게 된다.
격납용기격리계통은 격납용기내의 압력이 높거나, 격납용기
의 방사선 검출기신호가 높을 때 작동하여 격납용기를 격
시킨다. 그러나 사고가 일차계통에서만 일어난 경우에는 대
분의 격납용기 관통구를 막지만 그외 사고에는 증기 발생
의 증기 배관과 증기 발생기로 공급되는 2차측 공급수 배
관은 열의 원만한 교환이 이루어지도록 막지 않는다.
다음은 실제 원자력발전소에서 채택한 보호계통과 안전
통의 논리회로 구성 내용을 그림 4에 예로서 보였다.

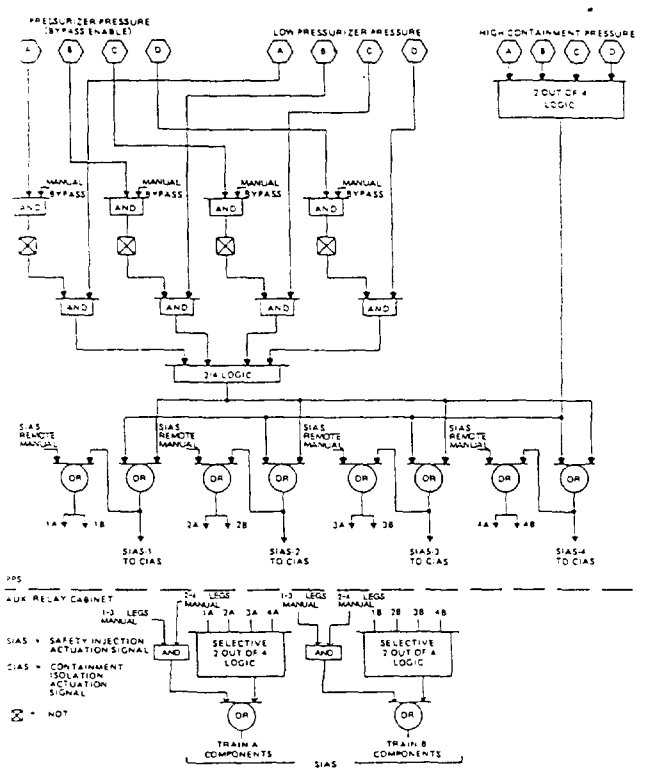

그림 4 실제원전계통의 보호계통과 안전계통을 연계한 논리회로 구성

4.3 다중성(Redundancy)의 설계

안전계통이나 보호계통은 하나 또는 그 이상의 종속된 계통이 고장을 일으키더라도 그 성능에 이상이 없도록 하기 위해서 흔히 多重系統으로 설계한다. 이것은 극히 낮은 고장율이 요구되는 안전계통을 실현시키기 위해서는 필수적인 것이다. 즉 從屬系統이나 단일기기에서 고장이 발생하면, 안전계통의 전체기능이 상실될 수 있기 때문이다. 따라서 원자력발전소 규제요건인 單一故障(Single Failure)을 만족시키기 위해서는 다중계통의 설계가 꼭 필요하며, 이것은 계통의 신뢰도를 매우 증가시킬 뿐만 아니라 계통의 시험이나 보수등을 원자로의 가동 중에도 할 수 있도록 한다.

그런데 다중계통을 어떻게 설계하는 것이 좋은지가 매우 중요하다. 즉 다중은 많을 수록 계통을 안전하게 할지 모르지만 설치비용면에서는 매우 어려움을 겪게 될 것이다. 따라서 이중이냐, 삼중이냐, 4중이냐를 계통의 중요도와 관련시켜 선정하게 된다. 가장 경제적인 다중계통은 (1/2) 계통일 것이다. 이것의 의미는 2중 계통으로 구성되어 있으며, 2중 1계통이 기능을 수행할 수 있으면 된다는 뜻이다. 이것은 아마도 단일고장 안전기준을 최소한 만족시킨 다중계통이 된다.

단일고장이란 어느 한 계통의 안전기능의 수행능력을 상실시키는 것을 말하며, 이로 말미암아 큰 사고로 발전할 가능성이 있다. 만일 원자로 운전중에 계통을 시험 또는 보수를 하기 위해 기기를 제거하거나 일부계통을 바이패스시킬 경우 단일사고 기준을 만족시킬 수 없게 된다. 따라서 이러한 경우까지 고려한 다중계통은 (1/3) 계통이 된다. 이것은 3중계통중에 한 계통이 동작하면 된다는 뜻이다. 이러한 것을 일반적으로 (n-1)/n 계통 또는 (n-2)/n 계통이라고 한다. 이러한 (n-1)/n 계통 적용이나 (n-2)/n 계통 적용은 가동 중 계통의 특성과도 밀접한 관련이 있다.

예를 들면 원자로 제어봉구동장치는 운전요건이 4개 그룹의 설치가 요구되는데, 원자로 가동정지를 달성시키기 위해서는 3개의 제어봉 구동장치 그룹만이 필요하도록 설계되어 있다. 이것은 제어봉 구동장치는 가동중에 제어봉을 실제 시험해 볼 수 없기 때문에 가동정지계통을 (3/4) 계통이면 충분하다. 이와는 대조적으로 보조급수펌프는 노심냉각계통의 일부를 구성한 중요계통이기 때문에 시험 및 보수를 고려해 (2/4) 계통을 선택하게 된다. 그림 4의 안전보호계통도 (2/4) 계통을 채택하고 있다.

4.4 고장-안전(Fail-Safe) 설계

원자력발전소는 정상 운전중에도 외부의 전력계통 요인이나 내부의 일반계통에서 가벼운 고장등에 따라 원치 않는 가동정지를 일으키는 경우가 종종 있다. 물론 이러한 경우에도 원자력발전소는 안전하게 가동정지를 한다. 그러나 계획되지 않는 가동정지가 자주 일어나게 되면 아무래도 안전계통이나 중요계통에 열적 충격을 줄 수도 있는 잦은 동작에 의한 기계적 스트레스도 있게 마련이다. 이러한 것들이 쌓이게 되면 안전계통의 기기들에 무리를 주거나 고장을 유발하는 원인이 되기 때문에 이들에 대한 대비설계가 고장-안전 설계라고 한다.

즉 안전계통이나 보호계통의 기기들은 고장이 나거나 오

동작을 일으키더라도 그 상태가 발전소를 안전하게 가동정지가 될 수 있도록 설계하는 방법을 말한다. 예를 들면, 원자로를 제어하고 또한 가동정지에 사용되는 제어봉구동장치의 모터들이나 유체계통에 사용되는 격리밸브를 구동시키는 모터의 회로들은 잦은 운전으로 회로단락 사고가 발생할지도 모른다. 이 때를 대비해 고장-안전 설계는, 제어봉구동장치인 경우 모터의 회로가 타 버려 구동력의 상실이나 전원상실을 대비해 제어봉구동장치는 자연낙하를 할 수 있도록 설계되었다. 즉 기능이 불능이거나, 전원이 끊겼을 때 모든 제어봉 또는 안전봉들이 자연낙하하여 원자로심의 중성자 반응을 중지시키도록 한 것이다. 또한 격리밸브의 경우도 안전을 위해 이상상태시 격리상태가 꼭 지켜져야 한다면, 격리밸브의 구동모터가 기능을 잃거나 전원이 끊겼을 때 닫혀 있는 상태로 설계가 된다.

4.5 공통유형고장(Common-Mode Failures)에 대비한 多樣性설계

앞에서 설명한 다중성이나 고장-안전 설계로 안전 및 보호계통의 대부분의 사고나 고장들에 대한 방어 신뢰성을 99% 이상 보장할 수 있지만 아직도 미심쩍은 부분이 있다. 그것은 일어날 확률이 매우 희박하지만 가상할 수 있는 고장이나 사고로서 기기나 계통의 共通類型故障이다.

이 공통유형고장이란 다중계통에 설치된 공통된 기기들 즉 전원공급장치,전기적 접지,환풍장치,지지구조물 또는 밸브등의 기기들이 제작시 또는 설계시 깨닫지 못한 똑같은 고장을 유발시킬 때 관련 다중계통이 무력해 지는 경우를 말하는 것이다. 이와는 다른 형태이지만, 다중계통이 취약할 수 있는 것이 고장이나 사고의 파급효과이다. 즉, 잘 훈련받지 못한 보수요원이 다중계통의 시험을 하던 중 또는 보수활동을 하던 중 불량시험기기나 실수로 어떤 회로에 충격이나 오동작을 일으켰다면 전기적으로 연결된 다중계통은 전기적 격리장치가 없을 경우와 똑같은 충격이나 오동작을 일으킬 수 있게 된다.

여기서 간단한 예를 하나 들기 위해, 다중으로 구성된 원자로트립계통의 단순화시킨 그림 5를 채택하였다.

이 그림에서 중성자를 검출하는 검출기에서 전기적인 고장이 발생하여 과전류가 흘렀다면, (2/3) 논리회로에까지 이 과전류로 인해 고장이 파급될 수 있다. 이와 마찬가지로 만일 신호 케이블이 물리적으로 격리되어 있지 않으면, 불이나, 화공약품의 흘림 또는 다른 기계적 충격에 똑같은 고장을 일으킬 수 밖에 없다.

공통유형고장은 예측하지 못한 여러 사고 상황이나 극심한 환경에 의해서도 유발될 수 있다. 즉 예상 밖의 커다란 과도현상이 일어났을 때 검출기가 포화상태가 되고, 증폭기가 과부하 상태가 되고 따라서 보호계통이 동작 불능상태에 빠질 경우, 모두 다른 중복 챈넬의 기기도 같은 문제가 발생하게 된다. 또는 매우 고온이나 매우 고압이 발생하여 보호계통, 안전계통의 신호 또는 전력 케이블, 전동기 등에 고장을 일으킬 수 있다.

또는 증기파이프의 절단으로 인한 증기의 제트현상 또는 폭발로 인한 飛散物도 물리적으로 다중계통이 격리되지 않았다면 공통유형의 고장을 일으킬 수 있게 된다. 그리고 외부적인 요인으로 지진이나, 화재 또는 홍수 등으로도 공통유형의 고장을 일으킬 수 있을 것이다.

이러한 것을 막기 위한 첫번째 설계 고려사항이 전기적,

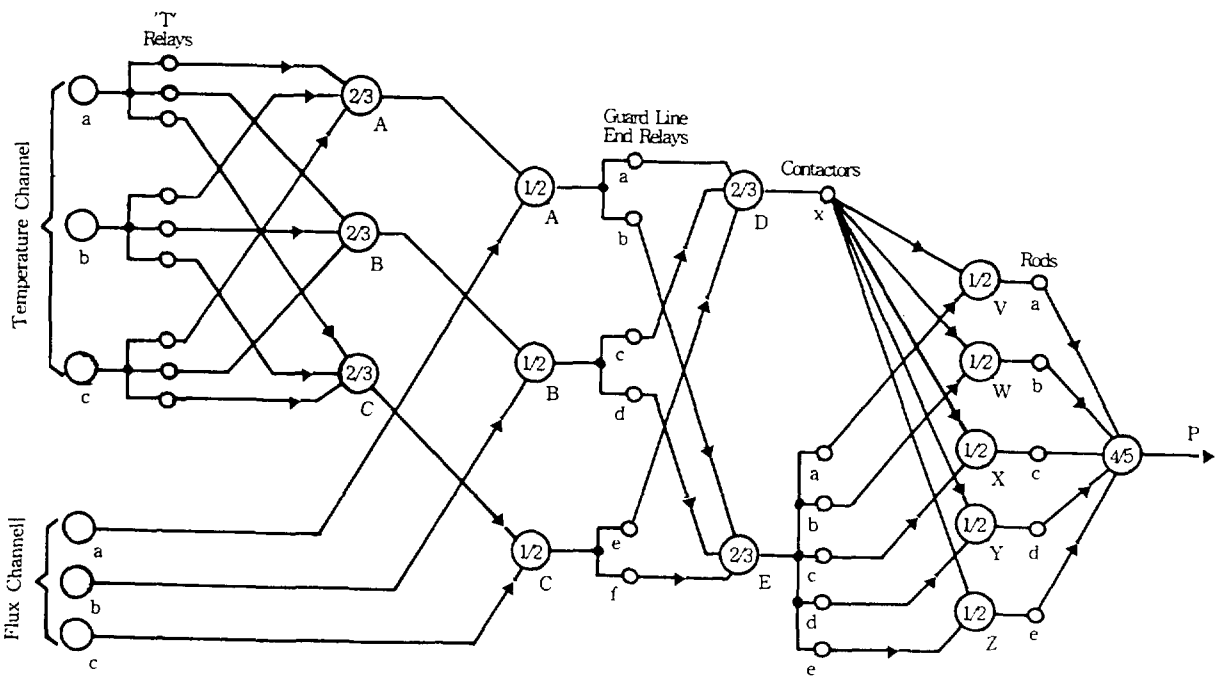

그림 5 원자로를 가동정지시키기 위한 단순화시킨 보호계통

리적으로 완벽한 격리이다. 또한 똑같은 중요도로 강조되야 할 것이 다양성을 고려한 설계이다. 이러한 목표의 달은 다양한 기기의 선정, 다양한 기능의 설계, 다양한 시험나 보수 절차 및 방법 등의 채택이 되겠다.

선택기기의 다양성은 같은 대상을 측정하는데, 다른 종류 검출기 형태를 사용하고 다른 제작회사의 전원공급장치 사용하고, 다른 형태의 원리로 동작하는 밸브를 선정하 같은 기능을 수행하도록 하는 것이 기본 생각이다. 단순 다른 제작자나 공급자를 선정함으로써도 달성할 경우가 다. 이러한 다양성 설계는 우리가 예상치 못했던 설계 상 결함이 원인이 될 지 모르는 사고로부터도 방어할 수가 는 것이다.

기능상의 다양성은 사고의 검출방법이나 원리를 다양화키는 것인데, 이들에 의한 보호계통이나 안전계통은 어떠 상황에서도 이들의 임무인 안전하게 가동정지시키고 비상시 냉각시키는 역할을 충분히 수행할 수가 있다. 보호계통의 설계에는 사고가 일어나는 것을 감지할 수 있는 능력을 적어도 두 가지의 다양한 발전소 파라메터를 통해 검출할 수 있도록 요구되고 있다. 그림 5를 보면 중성자 검출과 온도가 원자로트립계통에 사용되었다. 이와 마찬가지로 원자로트립계통을 뒷받침하기 위한 설비로써 흔히 안전봉 낙하 외에 추가의 제어봉을 낙하시키게 되어 있으며, 한편 중성자를 잡아먹는 물질인 Boron을 원자로에 액체상태로 주입시킨다.

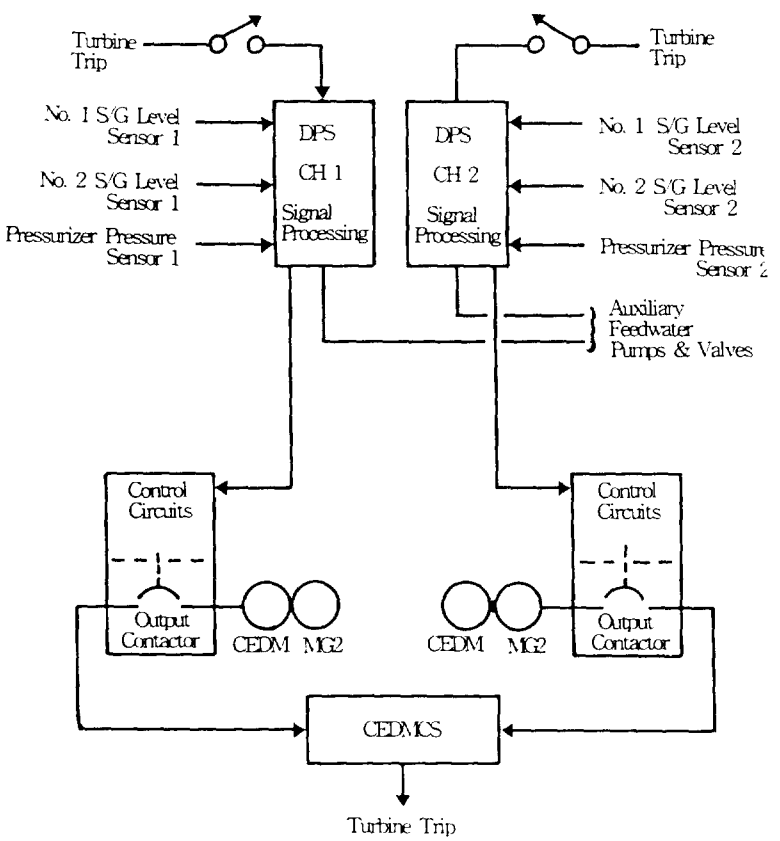

그림 6 다양성 보호계통(Diverse Protective System) 구성도

이러한 다양성의 개념은 모든 설계에 자동적으로 적용된다. 다음 그림 6은 실제 원전에 적용한 다양성 설계의 한 예이다. 영광 3, 4호기 설계에는 트립장치의 다양성을 두기 위해 제어봉 제어계통에 전력을 공급하는 전원장치인 M-G Set 후단에 전원차단장치를 두어 제어봉트립리레이장치와 함께 매우 신뢰성 있는 원자로 가동정지기능을 가졌다.

5. 인간공학적 설계

지금까지 설명은 원전의 안전 및 보호계통의 고신뢰도를 달성하기 위한 설계에 대한 내용이었다. 과거에는 이상사고나 고장이 생길 경우 계통설계의 결함으로 사고의 원인을 돌려 버렸다. 그러나 1979년 미국에서 발생하였던 TMI (Three Mile Island) 원전의 사고는 이러한 원자력계의 편향성에 경종을 울린 사고였다. 이 사고의 분석결과들에 의하면, 운전원의 실수에 의하여 설계상의 심층방어 대책이 차례로 파괴되어 결국 원자로심의 핵연료가 녹고, 방사선이 누출되는 사고로까지 발전하게 되었었다. 물론 이 사고로 한 명의 인명피해도 없었지만 전세계에 놀라움을 안겨 준 사고였다.

이 사건을 계기로 미국내 원자력 산업계와, 규제기관인 NRC, 연구소 등이 많은 검토를 거쳐 TMI 사고와 관련된 보완 사항을 TMI Action Plan에 정리하였다. 그 동안 여러 차례의 수정과 보완이 이루어져 최근 영광원자력발전소 등 최근 건설되는 원전에는 NUREG-0718에 따라 설계하였다.

이러한 설계개선 사항 중에는 사고 진행과정에서 나타났던 계측장치나 표시등이 개선되는 사항들도 있지만 가장 중요한 부분이 인간공학을 고려한 제어실설계와 制御盤의 재설계 또는 지시계기의 재배치를 요구하는 것이며, 원전의 중요안전변수를 감시할 수 있는 CRT와 컴퓨터로 구성된 SPDS(Safety Parameter Display System)의 설치이다. 이에 따라 영광원자력발전소 제어실 설계에는 인간공학전문가뿐만 아니라 운전경험이 많은 운전자, 설계자들이 모여 모의제어반을 만들어 충분히 검토한 후 설계에 착수하였었다. 예를 들

면 TMI에서 안전계통의 보수 중에 갖다 붙인 노란 종이 딱지에 의해 Lamp 등이나 계기가 가려지지 않게 재배치가 이루어졌으며, 압력조절밸브의 간접적인 지시방법을 직접지시방법으로 밸브의 Open-Close 접촉에 따른 검출방식으로 개선하였고 원자로내의 냉각상태를 직접 알 수 있는 노내수위지시기를 설치하였다. 이외에도 수많은 개선 사항이 이루어졌으며, 특히 TMI Action Plan에서 설치 요구되는 SPDS의 최소요건 범위를 훨씬 넘는 중요정보감시 및 경보제공장치인 CFMS(Critical Function Monitoring Sys- tem)을 설치하였다.

최근에 건설되는 원자력발전소는 발전소 컴퓨터의 기능을 강화시켜 운전자가 운전 중이나, 비상시에 필요한 각종 정보를 제공할 수 있도록 하고 있다. 영광 3, 4호기와 울진 3, 4호기에는 발전소 운전 중에 원자로심을 효과적으로 감시하면서 최대의 발전효율을 얻을 수 있도록 하는 COLSS (Core Operating Limit Supervisory System)라는 특수 프로그램이 컴퓨터에 설치되어 있으며, 디지탈보호계통이라 일컬어지는 CPC(Core Protection Calculator)가 안전등급으로 설계되어 기존의 보호계통외에 별도로 설치되어 있다.

6. 맺 음 말

핵증기공급계통의 안전성 설계는 지금까지 설명한 것 외에도 확률론적으로 계통설계를 재점검해 보는 작업도 수행한다. 이것을 PSA(Probabilistic Safety Assessment)라고 하는데, 안전이 얼마만큼 안전하냐는 수치적 개념을 갖을 수 있도록 도와주므로 강력한 분석기술이 된다. 이 PSA 검증은 안전성관련 규제기관의 인허가에서도 매우 중요하게 검토하는 항목이다.

事故樹木(Event Tree) 그림을 사용하여 사고의 연속파급을 확률을 가지고 풀어 가는 이 PSA 수행은 수치 결과를 얻는 것도 중요하지만 그보다도 사고의 기회가 어떻게 발생되는지를 알 수 있게 하기 때문이다. 즉 사고나 고장의 연결 파급이 중요사건에 어떻게 기여하는지 또 취약한 부분이 어디인지를 사고수목그림을 보고서 보강할 수 있기 때문이다.

원전설계의 과정 또한 매우 엄격한 품질보증절차와 각 분야별 상호 Check를 통하여 매우 신뢰성이 높은 설계결과물을 내놓고 있으며, 특히 우리 나라에서 건설되는 발전소들은 참조발전소(Reference Plant)에서 시험, 운전을 통하여 이미 검증된 것들이므로 매우 믿을만하다고 판단된다. 그리고 영광 3, 4호기 건설에서는 참조발전소와의 차이에서 발생하는 미심쩍은 부분은 실제 실험을 거쳐 확인 검증을 다시 철저히 하였다.

새로운 원자력발전소설계에는 현재 개발되고 사용되는 모든 기술을 동원하여 원전의 노심손상확률이 10^{-5} / *Reactor-year*되게 안전성을 확보하는 노력을 기울이고 있으며, 앞으로는 노심손상확율이 10^{-6} / *Rxyear* 정도의 매우 안전성이 높은 차세대 원전을 가까운 장래에 건설할 수 있으리라 기대한다.

참 고 문 헌

[1] E. E. Lewis "Nuclear Power Reactor Safety" Johwiley & Sons, 1977.

[2] "ACHIEVING NUCLEAR SAFETY" OECD Nuclear Energy Agency, 1993.

[3] "원자력발전소 기본안전원칙" 한국원자력연구소 안전센터, 1989. 5.

[4] 김평수 "원자로설비" 한국전력주식회사 고리원자력 연수원.

[5] 신현국外 "원자력발전소-인간기계 Interface 설계 방안 연구" KAERI/RR-817/88, 한국원자력연구소.

[6] "TMI 원자력발전소 사고 -경위와 보완대책-" 원기핵-80-001, 한국원자력기술주식회사, 1980. 7.

[7] "YGN-3 & 4 PSAR" 한국전력주식회사.

저 자 소 개

신현국(申鉉國)

1948년 8월 31일생. 1972년 2월 고려대 공대 전기공학과 졸업. 1974년 2월 동 대학원 전기공학과 졸업(공학석사). 1978년 11월 영국 에딘버러대 대학원 졸업(이학석사:핵계측 전공). 1983년 고려대 대학원 전기공학과 졸업(공박). 1974년 2월-81년 4월 한국원자력연구소 계측제어연구실. 1981년 5월-86년 8월 한국원자력연구소 안전센터. 1986년 9월-현재 한국원자력연구소 원전설계본부 실장.