

《해설》

경수동력로의 기술성비교—I

신 경 순

한국전력주식회사 원자력부

(1970. 7. 20 접수)

1. 서론

이미 실증된 노형에는 여러가지가 있으나 미국에서 개발된 경수로(Light Water Reactor)와 영국의 개쓰로, 특히 개량형개쓰냉각로(Advanced Gas Cooled Reactor; AGR)와 「캐너더」의 중수로(Heavy Water Reactor; HWR)등이 동력로(Power Reactor)로서 대표적인 노형이라 할 수 있고 이미 실용성이 입증되어 왔다. 1969년 6월말현재 연구 및 동력로는 세계적으로 114,320 MWe 이상이 건설, 운전 또는 계획중에 있으며 앞으로도 계속하여 활발히 건설될 것으로 예상된다. 그러나 이러한 노형들이 핵연료를 소비만 하는 소위 「바너리액터」(Burner Reactor)이므로 언젠가는 현재의 화석연료와 마찬가지로 무한정 이용할 수 없는 한도에 도달하리란 것은 쉽게 예측할 수 있다, 그러므로 보다 관심을 가져야 하는 노형은 종국적으로는 고속증식로(Fast Breeder Reactor)가 될 것이며 이것이 실용화 될 것으로 보이는 1980년대에는 연료문제를 완전히 해결할 수 있는 가장 이상적이고 바람직한 원자력발전이 가능할 것이다. 이제 원자력발전 분야에서 세계적으로 가장 큰 비중을 차지하고 있는 경수동력로에 대하여 공학적인 면에서 기술성을 비교 검토하고자 한다.

경수로는 손쉽게 얻을 수 있고 저렴한 경수를 감속 및 냉각재(Moderator and Coolant)로 사용한다는 것이 가장 큰 이점이며 미국의 G.E.사(General Electric)에서 개발한 비등수형(Boiling Water Reactor; BWR)과 W.H.사(Westinghouse Electric), C.E.사(Combustion Engineering), 및 B & W사(Babcock and Wilcox) 등이 연구개발하고 있는 가압수형(Pressurized Water Reactor; PWR)으로 나눌 수 있다. 1969년말 현재 USAEC 보고에 의하면 미국내의 원자로의 건설 및 운전상황을 알 수 있는데 운전

중인 것이 16기(4,271,700 KWe), 건설중인 것이 48기(38,455,200 KWe)이며 계획중에 있는 것에서 발주된 것이 34기, 미발주분 8기를 합하면 1969년말 현재 총 106기에 총용량 81,254,900 KWe에 달한다고 되어 있다. 이것은 1967년말 현재 운전중인 16기(2,810,100 KWe), 건설중인 21기(14,657,400 KWe), 계획중인 52기(5,120,900 KWe)에 총 89기 59,778,300 KWe에 비하면 상당한 증가를 나타내는 것이다.

1967년과 1969년에 같은 16기가 운전중이었으나 출력에 차이가 있는 것은 일부는 Shutdown 되고 신규발전소가 새로 운전에 들어갔고 일부는 출력증가(Power Stretch)에 기인한 것이다. 그간 경수로는 많은 기술상의 문제점을 해결하여 안전성을 높이고 신뢰도를 향상함은 물론 단위용량 또한 대형화함으로써 기존 화력에 비하여 경제성이 우수함을 입증하게 되었다. 현재 대용량으로는 1,000 MWe급이 보통이나 다음에서는 고리에 건설하게되는 600 MWe급을 중심으로 595 MWe-W.H.사가 압수형과 이와 등등한 590 MWe-G.E.사 비등수형의 기술성을 비교 검토하고자 한다.

2. 경수로의 특성비교

A. 일반사항(General)

비등수형(BWR)과 가압수형(PWR)의 구분은 원자로 내에서 냉각재의 비등을 허용하느냐에 따라 구별된다. BWR에서는 노압력을 약 1,000 psi로 유지하며 비등을 허용하게 되고 PWR에서는 약 2,000 psi로 가압하여 노내 비등을 억제하는 형식이다. 초기 BWR에서는 Station Cycle로서 Dual Open Cycle을 채택하였으나 현재는 Single Open Cycle을 취하고 있어 노내에서 발생된 주증기는 증기 분리기 및 건조기(Moisture Separator & Steam Dryer)를 거

치는 동안 약 0.3%의 Carryunder가 일어나고 Main Steam Nozzle 출구에서 증기의 수분함량은 약 0.1%, 주증기 배관에서 압력손실 때문에 Turbine Throttle Valve(T.T.V)에서 수분함량은 약 0.3%가 된다. 물론 주증기는 「터빈」을 지나 복수기 및 급수계통을 통하여 노에 순환되므로 「터빈」을 포함하는 전 2차계통(Secondary System)이 잠재적인 방사능(Potential Radioactivity) 문제에 직면하게 된다. 이에 반하여 PWR은 Closed Cycle을 채택하므로 방사능을 띄는 1차계통(Primary System)과 재래식 2차계통이 완전히 분리되었고 냉각재는 냉각재 순환펌프(Reactor Coolant Pump)에 의하여 1차계통을 순환. 노심을 냉각시키고 노외에 별도로 설치된 증기발생기(Steam Generator)에서 약 800 psi의 포화 주증기를 발생시킨다. 발생된 증기는 역시 증기발생기에 냉각된 증기분리기(Moisture Separator)를 거쳐 「터빈」에 들어가게 되는데 이때 TTV에서의 수분함량은 최대 약 0.4% 정도이다. 2차계통은 연료피복이 파손되고 동시에 증기발생기의 튜브가 새지 않는한 방사능 오염 가능성이 없으므로 안전하기는 하나 열교환기에서 증기를 발생시키므로 증기압력이 BWR보다 약 200 psi 낮은 800 psi로 증기조건이 떨어지기 때문에 재열 「터빈」을 사용케 되며 증기유량도 BWR보다 약 10%정도가 많다. 증기조건은 경수로에서는 모두 포화증기를 사용하므로 신에 재래식 「터빈」에서는 볼 수 없는 대규모의 수분분리기(Moisture Separator)를 고압 「터빈」과 저압 「터빈」간에 두어야 하고 「터빈」 회전수도 1,800 rpm으로 재래식의 반이어서 같은 용량이면 초기투자비가 상당히 증가되지 않으면 안 된다.

연료「채널」에서의 Void는 PWR에서는 무시할 수 있고 BWR에서는 최대 약 34% 정도이다. 「채널」내의 냉각재의 흐름은 PWR가 단상흐름(Single Phase Flow; Water)인데 BWR은 2상흐름(Two Phases Flow; Steam and Water)으로 열적, 수력학적 현상은 좀 더 복잡하게 된다.

노심의 냉각재 입구 및 출구온도는 PWR이 각각 약 545°F, 610°F로서 온도상승(ΔT)은 약 65°F인데 BWR은 약 420°F, 545°F로 ΔT 는 약 125°F,로서 BWR쪽이 대략 2배의 ΔT 를 갖게 된다.

발전소 열소비율(Gross Heat Rate)을 보면 P.W.R이 약 9,908 Btu/KWH(발전소 효율 약 34.5%), BWR쪽이 약간 양호한 9,563 Btu/KWH(발전소효

율 약 35.7%) 정도인데 이것은 증기조건차이에서 오는 결과이다.

B. 연료 및 노심(Fuel and Core)

연료는 Ceramic 형태의 UO_2 를 원주형 「펠릿」(Pellet)으로 성형후 Sintering 하고 피복재로서 Zr-alloy를 사용함은 양자가 동일하나 PWR에서는 피복재로 Zr-4를, BWR에서는 연료피복재는 Zr-2를 그리고 연료「채널」재질로는 Zr-4를 사용하는데 PWR에서는 연료「채널」은 흔히 없고 노심을 전체적으로 둘러싸는 「코어배럴」(Core Barrel)을 두는 것이 보통이다. 노심은 양측 모두 상하 Core Support Plate로 지지되며 BWR에서는 노심의측 Core Shroud와 Vessel Wall 사이에 Jet Pump가 설치되어 있다.

냉각수는 노심하부에 위치한 2~3종의 Flow Orifice를 통하여 노심으로 들어간다. 노심의 중앙과 외곽부는 Orifice 때문에 유속이 상이하며 이것은 노심의 증성자속 분포를 개선하는 역할을 담당한다. PWR에서는 Thermal Shield와 Vessel Wall 사이가 냉각수의 Down Comer 역할을 하며 냉각수는 노심하부의 Flow Mixer Plate에 의하여 노심내로 균일하게 분포된다.

연료봉의 길이는 양측이 12 Feet로 같지만 「펠릿」 직경은 PWR 약 0.4 inch로서 BWR보다 약 0.1 inch가 작고 길이는 0.15in가 작은 0.6in이며 연료 집합체수는 PWR이 121개, BWR이 368개이다. 연료봉 배열은 PWR이 연료집합체당 14×14(연료봉 179개, RCC Vacancy 16개, 1개는 Spare Thimble로서 증성자 「쏘스」 또는 독물「커터」 삽입용)이고 BWR에서는 7×7(연료봉 49개)로 되어 있다. PWR에서는 노심을 대략 3개 이상의 Zone으로 구별하여 중심부, 중간부, 외곽부에 따라 농축도가 상이하다. 초기노심의 예를보면 중심부가; 2.4%, 중간부; 2.77%, 외곽부가 3.47%, 평균농축도; 2.88%, Equilibrium 3.38%인데 BWR에서는 Zone의 구별은 없고 한개의 연료집합체는 농축도가 자기 다른 3종의 연료봉으로 구성된다. 즉 7×7 Array에서 Corner 3 Rods는 농축도가 1.13%, 제어봉에 면하는 양면 16Rods; 1.91%, 나머지 30Rods; 2.95%, Average 2.25%, Equilibrium; 2.25%로서 농축도는 PWR쪽이 약간 높고 따라서 초기 핵연료 장전량은 PWR이 48,000kg, BWR은 약 50%가 많은 71,500kg이 된다. 노심켓수는 유효노심직경으로 PWR이 약 8.1ft, BWR이 약 10.5ft이며 초기노심

의 평균 연소도는 PWR 쪽이 훨씬 높아 23,900MWD/MT, BWR 이 16,500MWD/MT 정도이다. (최근 설계는 22,000MWD/MT임) 출력밀도는 PWR 이 약 99 kw/l, BWR 이 약 51 kw/l 이다.

C. 노심의 열적, 수력학적 성질 (Core Thermal and Hydraulics)

노심설계 열출력을 보면 PWR 이 1,723.6 MWt, 1차 계통회로의 「펌프」열을 포함한 「터빈」Cycle 용 열출력은 1,728.6 MWt 이고 BWR 에서는 노심; 1593.0 MWt, 「터빈」 Cycle; 1594.2 MWt 로서 BWR 쪽의 열소비율이 약간 양호함을 알 수 있다.

증기유량은 증기조건때문에 PWR 이 약 10% 많고 (PWR; 7.511×10^6 lb/hr, BWR; 6.843×10^6 lb/hr) 노심냉각유량은 PWR 이 약 40% 많은데 (PWR. 67.3×10^6 lb/hr, BWR; 48.5×10^6 lb/hr) 이는 노심 출구측 온도 및 온도상승(ΔT)을 PWR 과 비교하여 보면 알 수 있다. 증기유량 및 노심 냉각유량이 큰 것은 Pumping Power 의 증가와 재료 및 수력학적 면에서 불매 불리한 조건이라 할 수 있다. Active Heat Transfer Surface Area 는 PWR 쪽이 적고 Average Heat Flux 는 약간 높다. 일반적으로 노심설계의 기준이 되는 Max. Design Heat Flux 는 PWR 이 577,500 Btu/hr-ft², BWR 이 428,000 Btu/hr-ft² 인데 이것을 Max. Design Linear Heat (Generation) Rate 로 환산하면 PWR 이 18.8 kw/ft, BWR 이 18.5 kw/ft 로서 양자가 비슷한 노심 설계기준(Core Design Limit)에 도달하여 있음을 알 수 있다. BWR 에서는 Heat Flux 640,000 Btu/hr-ft² 에서 연료피복재(Fuel Cladding)에 1% 의 Plastic Strain 이 발생하여 Clad Damage 가 일어나는 것으로 생각하며 이것은 28.5 kw/ft 에 해당된다. 실제 Fuel Damage 는 1.1~1.3 % Plastic Strain 에서 발생된다. 이때 연료봉은 「펠렛」의 이론밀도(Theoretical Density) 약 95%, 연료피복의 Diametral Gap 약 30 mils, Gas Plenum 약 12 inch, 유효 연료봉 길이(Acive Fuel Length) 12 feet 의 통상적인 경우이다. 정상운전상태(Steady State Operation)에서 피복재의 Plastic Strain 은 0.1%로 생각되며 Transient 에서는 0.3%로 보고 있다. 이상의 Heat Flux 는 모두 초기노심수명시간(Begining of Core Life)을 기준한 것이고 후기(End of Core Life)에는 약 30%가 감소하게 된다. PWR 에서도 열수로계수(Hot Channel Factor)의 개선을 볼 수 있는데 최근 설계는 F_{DQ} (Hot Channel Factor for Heat Flux): 2.82, F_{DH} (Hot Channel

Factor for Enthalpy): 1.7 이하로 되었다. Max Linear Heat Generation 은 정격출력(100% power)에서 위에서 언급한 바와 같이 18.8 kw/ft, 112% 과 출력(Overpower)에서 약 21 kw/ft 이며 연료가 용융되기 시작하는 점은 대략 23kw/ft 정도이다. 물론 노심 설계조건은 노심의 열적, 수력학적(Core Thermal Hydraulics) 안전여유(Safety Margin)를 본 것이다.

Westinghouse 에서는 Dr. L.S. Tong 의 W-3 Correlation 을 이용하여 DNB(Departure from Nucleate Boiling) Flux 와 연료「채널」(Fuel Channel)의 Flux 와의 비, 즉 DNBR 을 정격출력에서 1.85 이상, 112 % Overpower 에서도 1.30 이상 이 되도록 설계하며 G.E 에서는 과거에 사용하던 Janssen-Levy Correlation 을 최근 좀 더 구체적으로 수정한 Hench-Levy Correlation 을 이용하여 MCHFR(Minimum Critical Heat Flux Ratio; W.H.의 DNBR 에 해당)를 100 % Power 에서 1.9 이상, 120 % Overpower 에서도 1.5 이상이 되도록 설계하고 있다. 냉각회로(Coolant Loop) 수는 600MWe 급까지는 양자 모두 2 Loop 로 가능하다. BWR 에서는 Jet Pump 를 채용하기 전만 하더라도 거의 매 100MWe 당 평균 1 개의 External Coolant Loop 가 필요하였다. 그 이유는 Jet Pump 는 급수(Feed Water)를 노심내로 강제순환시키므로서 전노심냉각유량의 약 2/3에 해당하는 유도노심유량(Induced Core Flow)을 유발시키므로 External Loop Flow (Recirculation Pump Flow)는 다만 전노심냉각 유량의 1/3로 족하기 때문이다.

Induced Core Flow (Driven Flow 라고 함)와 External Recirculation Flow(Driving Flow 라고 함)의 비를 M. Ratio 로 표시한다. PWR 에서는 Loop Isolation Valve 를 두지 않는 것이 보통이며 냉각재펌프(Reactor Coolant Pump)는 일정한 속도(Constant Speed)로 회전한다. 또한 각 냉각회로는 Equalizing Line 이 없이 독립되어 있고 노심 출구(Hot Leg) 및 입구(Cold Leg)의 평균온도(Tavg)는 각 출력에 따라 일정하게 유지되며 이것은 노체의 중요한 제어요소가 되기 때문에 어느 한 회로(Loop)의 「펌프」사고시 한 회로(One Loop Operation)만으로 운전이 불가능하다. BWR 의 냉각재 재순환「펌프」(Coolant Recirculation Pump)는 「터빈」 건물 내에 있는 M-G Set 및 Hydraulic Coupler 에 의하여 주파수 변화방식으로 「펌프」속도를 제어, 유량을 조절하게 된다. 회로 상호간에 Equalizing Line 과 Valve 가 있어 어느 한 회로의 「펌프」 사고시에도 One Loop Operation 으로 약 60~70%의 출력운

전이 가능하다. 만일 Equalizing Line이 없을 경우도 약 40~45% 출력으로 One Loop Operation이 가능하나 노심의 열적, 수력학적 평형면에서 볼 때 추천할 수 없는 운전방식이다. PWR에서는 Loop Isolation Valve를 두지 않으므로 사고회로로부터 온도가 낮은 냉각재의 역류등 노심반응도 제어의 문제가 따르게 된다. 한편 현재사용되고 있는 BWR의 Recirc. M-G Set 설비는 초기투자의 증가와 복잡한 제어기구를 가지고 있는데 앞으로 대용량 유량제어 변의 제작이 가능하게되면 이를 대체하게 될 것이다. 각 회로는 5개의 연결관이 있고 각 연결관은 2개의 Jet Pump에 연결된다. 즉 각 회로에는 10개의 Jet Pump가 설치되어 있다.

D. 제어계통 (Control System)

노심의 반응도제어는 PWR에서 다음 두가지로 크게 나눌 수 있다.

- ① Chemical Shim Control
- ② Rod Cluster Control
 - a. Full Length Control Rod
 - b. Part Length Control Rod.

이외에 노심 전체를 통하여 필요하면 수개의 Poison Rod(Borated Pyrex Glass Rod in S.S)를 연료집합체내에 비어있는 Control Rod Guid Thimble에 넣을 수도 있다. Chemical Shim으로는 Boric Acid를 화학 및 체적제어 계통(CVCS)에 의하여 냉각재계통(RCS)에 주입하게 되며 1차계통보급수(Primary Makeup Water)로 희석 또는 붕산 농도를 증가시키므로써 0~4000 ppm 범위로 붕산의 농도를 제어할 수 있다. Chemical Shim의 주목적은 초기노심의 초과 반응도 제어를 포함하여 장기적 반응도제어(Long Term Reactivity Control)에 있으며 제어봉의 보조역할과 어떤 경우에도 정지여유(Shutdown Margin)의 확보도 가능하다.

제어봉은 단기적인 반응도제어로서 노출력 제어를 담당한다. 16개의 원주형 제어봉이 한개의 Cluster를 이루어 연료집합체내를 상하로 이동하게 되며 33개의 RCC 구동기구(CRDM)는 Vessel Head 상부에 조립되어 있다. CRDM은 Magnetic Jack형이며 제어봉「클러스터」와 CRDM을 연결해주는 구동축(Drive Shaft Assembly)은 노심상부에 위치하여 Reactor Upper Internal을 이룬다. 중성자 흡수재로는 과거엔 Ag-In-Cd를 사용하였으나 최근에는 B₄C로 대체하게 되었고 피복재로는 스테인레스를 쓴다.

Full Length Control Rod의 Effective Length는

142 in (Total 230 steps), 최대이동속도(max. Travel Speed)는 45 in/min.(72 Steps/min)이며 한 Step은 5/8"이다. Part Length Control Rod는 하부 1/4 (36 in)만 B₄C가 들어 있고 나머지는 산화「알루미늄」으로 채워 있으며 최대이동속도는 15 in./min(60 steps/min), 한 Step은 1/4"로 되어 있다.

Part Length의 역할은 중성자속의 축방향 분포를 개선하는데 있으며 Xe-Oscillation시 효과적으로 운할 수 있다. 제어봉이 Top Entry이므로 연료코어시 분해조립에 특히 유의하여야 하고 전원상실시에는 제어봉은 자중에 의하여 자연낙하하여 노를 정지하게 된다. 제어봉의 위치는 Integrator에 의하여 Step수로 표시되는데 이것은 제어봉구동「프로그램머」에서 오는 맥동 신호를 받으며 CRDM Pressure Housing외부에 설치된 Stepping Mechanism에 의하여 제어봉의 Analog 신호를 받는다. 33개의 제어봉(RCC)중에 대체로 4개가 Part Length Control Rod이고 29개의 Full Length Control Rod는 보통 17개의 정지군(Shutdown Group)과 12개의 제어군(Control Group)으로 구별되며 제어군은 다시 Bank A, Bank B로 구분되고 각 Bank는 Group 1 및 Group 2로 나누어 진다.

Part Length Control Rod는 수동으로만 조작하며 Reactor Scram시도 동작하지 않는다. 정지군은 정상운전시 완전인발(Fully Withdrawn) 상태에 있으며 Scram시를 제외하고는 수동으로 조작된다. 제어군은 정상운전시 출력변화에 따라 자동제어되며 기동시에는 수동으로 조작하게 된다.

BWR의 노심반응도제어는 다음 3가지 형태로 구분할 수 있다.

- ① Inherent Control
- ② Control Blades Control
 - a. Temporary Poison Curtain Control
 - b. Moving Blades Control
- ③ Recirculation Flow Control

중성자의 감속은 연료「채널」내의 냉각재 질량과 밀도에 비례하므로 Steam Void의 형성은 부반응도 귀환(Negative Reactivity Feed Back) 효과에 의한 고유의 제어특성을 가진다.

제어 Blades에는 초기노심의 초과반응도 제어용으로 Stainless Steel Plate(두께 63mils×8.2"×141.25")에 3,800 ppm Natural Boron을 흡수시킨 Temporary Poison Curtain이 사용되고(초기 노심의 Exposure가 약 15,000MWD/T에서 이를 제거함)단기적 반응도제어로는 약 89개의 십자형 Moving

Blades(넓이 9.75"×143")가 사용되는데 직경 약 1/8"의 Stainless Tube 속에 과립(Granules)상의 B₄C를 충전한 84개(Wing 한쪽당 21개의 Tube로 됨)를 다시 Stainless로 Sheathing 한 형태이다. 십자형 제어봉 주위에 4개의 연료집합체가 놓이며 주위 4변에 Poison Curtain이 설치된다. 제어봉구동기구(CRD)로는 제어봉마다 약 1000 psi의 수압구동장치가 Reactor Vessel 하부에 설치되어 있다. 제어봉의 유효길이는 연료길이의 거의 같은 143 in로서 완전히 수동으로만 조작하게 되며 제어봉 한개는 간격 6 in로된 24개의 Notch가 있고 매 3 in마다 제어봉 위치표시기(Rod Position Information)가 있는데 보통 제어봉이 노심에 완전삽입(Full In)시를 OO, 완전인발(Full Out)시를 48로 표시한다. 각 제어봉은 모두 위치표시기가 있어 노심전체적으로는 Full Core Display Map와 임의로 선정한 제어봉(Selected Rod) 주위에 인접된 4개의 제어봉의 위치를 별도로 지시하는 Four Rod Display가 있으며 해당 4개씩 연료의 축방향 중성자속을 지시하는 4개의 지시기가 함께 설치되어 있다. 제어봉의 이동속도는 약 3 in/sec이며 계속 인발 또는 삽입속도(Continuous Withdrawal or Insertion Speed)는 대략 Full Travel이 43~52초 내에 들도록 조정한다. Scram Time은 PWR에서는 약 1.5초이나 BWR에서는 전체 제어봉의 약 90%의 평균 Scram Time이 3~5초 내에 들어야 한다. Scram 동작은 Scram Accumulator에 의하여 이루어진다. Accumulator에는 63kg/cm² 정도로 Charging된 질소병이 연결되어 있는데 만일 원자로가 정적 압력에 있고 수압제어기(Hydraulic Control Unit; HCU)에 이상이 있을 때는 노압력으로도 Scram이 가능하다. 제어봉 위치표시는 CRD 중심부에 설치된 48개의 Limit Switch에 의하여 「트랜지스터」회로를 통해 '노제어반' 중앙에 위치한 Full Core Display 및 Four Rod Display Window에 수자로 표시된다. 제어봉은 PWR에서와 같이 정지균이나 제어균으로 나뉘어 있지 않고 미리 마련된 순서(Sequence)에 따라 조작하게 된다 연료의 연소를 균일하게 하기 위하여 Sequence를 A, B 두 가지로 구분하는데 Sequence A는 제어봉을 노심 중앙에서 외곽부로 인발하면서 노를 기동하는 것이고 Sequence B는 외곽에서 중앙으로 인발하는 것인데 통상 Sequence A를 사용하며 Sequence B를 가끔 응용한다. 그밖에 반응도 제어는 재순환유량을 제어하므로서 가능하다. 정상운전시 재순환「펌프」는 전유량(Full Flow) 근처에서 운전되고 부하 변동에 따라

「터빈」속도 Error Signal에 의하여 자동적으로 유량이 제어 된다.

급격한 부하변동은 재순환「펌프」가 담당하고 안정된 후는 제어봉 위치를 수동으로 조작하여 원상으로 회복시킨다.

위에서는 일반적인 반응도 제어형태와 제어기구에 대하여 설명하였거니와 실제 노심 설계시 파잉반응도 설계기준을 보면 BWR에서는 아래와 같다.

ΔK Requirements	% Excess Reactivity
① Cold to Hot Swing(Moderator Temp. Change):	2~4%
② Doppler Effect(Fuel Temp. Change):	1%
③ Void	: 4~5%
③ Xe and Sm Buildup	: 3.7%
④ Fuel Depletion	: 8%
⑤ Calculational Bias	: 3%
Total	: 21.7%~24.7%

Typical한 PWR의 노심파잉반응도 설계 예를 표 1에, BWR의 예를 표 2에 표시한다. 또한 제어봉의 반응도 제어기의 설계에서는 어느 경우든 한개의 가장 강력한 제어가(Control Worth)를 가지는 제어봉이 노심에서 인발된 상태에서 정지여유(Shutdown Margin)가 적어도 1% ΔK 가 되어야 한다. 제어봉의 제어가 범동율(Reactivity Insertion or Withdraw Rate) 또한 제한되는데 BWR의 예를 보면 정상적인 인발순서에 있는 제어봉의 최대 제어가(Max. Control Worth of Rod in Normal Sequence)는

표 1. PWR 노심파잉반응도 설계예

구 분	파잉반응도(%)
① Temperature Variation, Cold to Hot;	3.6%
② Hot Zero Power to Hot Full Power :	2.1%
③ Xe and Sm at 100 MWD/MTU :	3.3%
④ Fuel Depletion :	13.4%
Total :	22.4%

표 2. BWR 노심파잉반응도 설계예

구 분	파잉반응도(%)
① Cold to Hot Standby(Temp. Change):	1.0
② Hot Standby to Power (Void) :	3.0
③ Xe and Sm (Poison Overcome):	2.0
④ Fuel Depletion :	16.0
⑤ Margin (One Rod Stuck) :	2.0
Total :	24.0%

0.01 Δk , 평균제어가는 0.005 Δk 로 제한된다. 한 Notch 조작하는데 대한 최대제어가는 단지 0.002 Δk 에 불과하며 만일 0.025 Δk 이상으로 제어가 변동

이 발생할 경우는 Rod Worth Minimizer(RWM)가 Rod Block Signal을 발하여 제어봉의 동작을 방지한다.

E. 핵계장(Nuclear Instrumentation) 및 원자로 보호(Reactor Protection)

PWR에서는 Out-core Neutron Monitoring System을, BWR에서는 In-core Neutron Monitoring System을, 각각 채택하고 있다. 일반적으로 핵계장계통은 Source Range로부터 120%(PWR의 경우)~125%(BWR) 출력 범위까지 노출력을 감시하게 된다. 세분하면 이것은 Source Range Monitor(SRM), Intermediate Range Monitor(IRM) 및 Power Range Monitor(PRM)로 구분할 수 있다. 또한 핵계장계통의 교정을 위하여 언제나 긴밀한 관계를 가지고 운영되고 노내 중성자속분포를 점검하는 Incore Calibration System을 함께 생각할 수 있다.

(a) 핵계장(Nuclear Instrumentation)

① Source Range Monitor (SRM)

PWR에서는 2개의 SRM Channel이 있는데 검출기는 비례계수계로 이루어지며 원자로 외측 일차차폐부근, 원자로심 수평단면 양쪽 평탄부, 노심높이의 중간지점에 수직으로 고정된 Nuclear Instrument Well에 설치된다. 검출기의 신호는 현장부근에 있는 Pre-amp를 거쳐 제어실 Cabinet Drawer에 있는 Main Amp 및 Discriminator에 송신되고 지시 및 기록계에 연결된다. 또한 SRM Channel은 원자로 보호계통에 Alarm 및 Trip Signal을 발신한다. BWR에는 4개의 Fission Chamber형의 SRM 검출기가 있고 이들은 노심내를 상하로 이동하게 되어 있다. SRM은 최소 1~2 CPS 이상 검출하여 보통 10^6 CPS까지 측정하게 된다.

원자로 정지시에는 노심내로 완전 삽입된 위치에서 대략 10^3 CPS 정도를 지시하며 기동하면서 SRM Drive로 인발하여 기동 후는 완전 인발된 위치에서 10^6 CPS를 지시하게 된다. PWR에서는 원자로 초기 기동시에 한개의 가정계수율을 사용한다.

② Intermediate Range Monitor (IRM)

PWR의 IRM은 보상형「이온」상 2개로 되어 있고 SRM의 일부분부터 120%출력까지 광범위하게 동작되며 IRM에 지시가 나타나면 SRM의 High Voltage Source를 단절하고 IRM만으로 감시하게 된다. BWR에는 8개의 IRM Channel이 있고 검출기로는 Fission Chamber가 사용되며 SRM과 마찬가지로 노심내 상하이동식이다. 송신방법은 SRM과 동일하

며 BWR의 IRM은 PWR보다 중첩범위(Overlap Range)가 좁고 SRM은 IRM의 지시와 관계없이 독립되어 항상 지시한다. PWR의 IRM 검출기는 SRM과 같은 Well 속에 설치되며 SRM과 동양으로 원자로 보호계통에 Alarm 및 Trip Signal을 발한다.

③ Power Range Monitor (PRM)

PWR에서는 원자로심 높이와 같은 4개의 보상형「이온」상(각각 $1/2$ 높이의 비보상형 이온상으로 되어 있음)이 원자로심 수평단면의 네모퉁이에 설치된다. 증폭기를 거쳐 나오는 신호는 지시 및 기록을 동시에 할 수 있으며 출력운전시 평균온도제어, 제어봉 정지 신호, 및 원자로 Trip Signal 등을 발한다.

BWR에는 16개의 Local Power Range Monitor(LPRM)가 있어 4개의 LPRM을 평균하여 1개의 APRM(Average Power Range Monitor)을 이룬다. 그러므로 APRM은 4개의 Channel이 되며 LPRM은 Saturated Ion Chamber Region에서 동작하는 Miniature Fission Chamber로서 노심내에 고정되어 있다.

이상의 Nuclear Instrument는 모두 원자로 보호계통과 연계(Interlock)되어 있어 안전한 운전이 가능하게 되어 있으며 비정상적인 경우는 High Flux Alarm 또는 Rod Stop 혹은 Hi-Hi Flux Trip Signal을 발한다. 표 3에 Nuclear Instrument의 측정범위를 비교하였다.

표 3. Nuclear Instrument 측정범위 비교

	BWR		PWR	
	개수	측정범위(nv)	개수	측정범위(nv)
SRM	4	Source~ 10^8	2	Source~ 8×10^4
IRM	8	$10^8 \sim 10^{12}$	2	$2.5 \times 10^2 \sim 2.5 \times 10^{10}$
PRM	4	$10^{10} \sim 10^{14}$	4	$2.5 \times 10^6 \sim 2.5 \times 10^{10}$

단 PWR은 Detector 위치에서 측정한 값으로 Out-core Detector이기 때문에 BWR보다 Flux Level이 낮다.

(b) 원자로보호계통(Reactor Protection System)
보호 Channel은 최소한 2중으로 되어 있으며 Reactor Scram Mode는 PWR에서는 Two Out of Three 또는 Two Out of Four를, BWR에서는 one out of Two Twice 또는 One out of Four Twice 등 다중으로 하고 각 Channel은 독립된 Sensor를 가지며 운전중에 어느 한 Channel을 Bypass시켜 놓고 수리 및 점검작업이 가능하다. 정상

운전중에 Reactor Scram은 Coincident Circuit에 의하여 연료교환작업과 같이 최대의 안전을 요할때는 Non-coincident Circuit로 간단히 변경사용이 가능하다. 다음에 Reactor Scram 요소를 표 4 및 표 5에 열거한다.

표 4. PWR의 Scram 요소(Mihama 1)

	<i>Trip Setting</i>
a. Manual Scram:	—
b. Nuclear Instrumentation:	
1) SRM High Level:	10 ⁵ cps
2) IRM High Level:	25% of Full Power
3) PRM, Low Range,	
High Level:	25% of Full Power
4) PRM, High Range,	
High Level:	108% of Full Power
c. Safety Injection:	
1) Pressurizer Coincident	
Low Pressure and Level	
Low Level:	5% of Span
Low Pressure:	120kg/cm ² (1706 psig)
2) Low Steam Line Pressure	
Low Pressure:	36.0 kg/cm ² (511.9sig)
Lead Time Constant:	12sec
Lag Time Constant:	2 sec
3) Automatic Reset of Manual	
Block on High Pressurizer	
Pressure:	140 kg/cm ² (1991 psig)
4) Containment High Pressure:	
	0.24 kg/cm ² (3.4 psig)
d. ΔT :	~ 28.3°C(51°F) at Taveg
	298.3°C(569 F)
e. Overtemperature:	—
f. High Pressurizer Pressure:	
	167.7 kg/cm ² (2385 psig)
g. High Pressurizer Water Level:	
	90% of Span
h. Low Pressurizer Pressure	
Trip Setpoint:	134kg/cm ² (1905.5 psig)
Lead Time Constant:	10 sec
Lag Time Constant:	1 sec
i. Loss of Primary Coolant Flow:	
1) Low Flow:	90% Loop Flow
2) Low Frequency:	58.2 Hz(RCP)
3) Low Voltage	75% of Noimal(RCP)
4) Low Voltage Time Delay:	0.5sec(or less)

j. Loss of Feedwater:

- 1) Low-Low Steam Generator

Water Level:	10% of Span
--------------	-------------
- 2) Coincident Low Level and

steam/Feedwater Flow Mismatch	
Low Level:	40% of Span
Mismatch:	0.20×10 ⁶ kg/hr

k. Seismic Trip:

- 1) Horizontal: 200 gal
- 2) Vertical: 100 gal

l. Turbine-Generator Trip

표 5. BWR의 Scram 요소 (Tsuruga 1)

	<i>Trip Setting</i>
a. Manual Scram:	—
b. High Reactor Pressure:	74.2 kg/cm ² a
c. High Drywell Pressure:	0.141 kg/cm ² g
d. Lowr low Reactor Water	
Level:	470in above Vessel Zero
e. High Water Level in Scram	
Discharge Volume:	75.6 liter
f. Low Condenser Vacuum	584 mm Hg Vac.
g. High Radiation in Main Steam	
Tunnel:	10× Normal background
	at Rated Power
h. APRM High Flux:	120% Rated Flux
i. IRM Hi-Hi Flux:	15% Rated Flux
j. Main Steam Isolation	
Valve Closure	10% Valve Closure
k. Turbine StopValve	
Closure:	10% Valve Closure
l. Turbine Control Valve:	Fast Closure
Fast Closure	Solenoid actuation
m. Reactor Mode Switch in	
Shutdown Position :	—
n. Seismic Detection Scram.	—

참고로 표 6에 BWR의 Rod Block Interlock을 열거한다.

표 6 BWR의 Rod Block Interlock 종류

	<i>Setting</i>
a. SRM Upscale:	5×10 ⁵ CPS
b. SRM Downscale:	100 CPS
c. IRM Upscale:	108%/125% Full Scale
d. IRM Downscale:	5%/125% Full Scale
e. APRM Upscale:	—

- f. APRM Downscale: 2%/125% Full Scale
- g. RBM(Rod Block Monitor) Upscale: —
- h. RBM Downscale: 2%/125% Full Scale

(c) In-core Flux Calibration System

평상시는 노심외에 인출되어 있다가 필요시 구동기구(Drive Unit)로 노심내 선정된 지점에 삽입하여 중성자속분포를 점검하여 핵계기를 교정하며 적정한 운전조건을 찾아내는데 In-core Flux Calibration System을 사용한다. PWR에는 3개의 Drive

Unit와 33개의 Guide Tube로 된 Miniature Detector System이 있는데 각 Drive는 Cross Calibration이 가능하다. BWR에서는 Traversing In-core Probe (TIP) System이라 하여 2개의 Drive Machine과 17개의 Guide Tube로 되어 있고 역시 Cross Calibration이 가능하다. Calibration된 Flux 분포는 위치를 선택하는데 따라 자동적으로 제어실에서 연속적으로 기록된다.

PWR은 그밖에 연료「채널」출구 온도를 측정하는 K-type In-core Thermocouple이 설치되어 열수로의 분석에 응용된다. (계속)