

GE社의 1,300MWe(순전기출력)급 개량형비등경수로(ABWR, Advanced Boiling Water Reactor)와 동종의 소형 640MWe급 간소화비등경수로(SBWR, Simplified Boiling Water Reactor)는 비등형경수로(BWR)의 개량기술기반을 공유하고 있다.

ABWR을 개발하는데 국제적으로는 BWR 제작업체들이 참여하고, GE社가 주도하는 연구팀은 핵

연순환기술을 도입함으로써 안전성, 성능 그리고 경제성을 더 한층 향상시킬 수 있다.

냉각재순환

BWR 개량기술이 ABWR과 SBWR에도 적용되고 있기 때문에 설계에는 공통점이 많다. 이들 사이에 유일하고 본질적인 차이점이라면 출력, 노심냉각수순환, ABWR

의 감소, ISI 도중에 원전근무자의 피폭량 감소, 시스템건전성 재고 그리고 자본비용을 현저하게 절감시킬 수 있다.

ABWR의 내부펌프는 무밀봉습식모터설계의 개량형태이다. 이들 펌프의 중요한 경험은 많은 유럽형 BWR에 축적되어 있다. 또한 이런 형태의 펌프는 수십년동안 고압보일러순환펌프설계에 주로 사용돼 왔다고 GE社는 말하고 있다.

BWR에서 자연순환기술이 새로운 것은 아니다. GE社에 따르면 네덜란드의 Dodewaard 발전소는 84%의 진수명설비이용률로 운전했다고 한다. 소형 SBWR은 이런 특성을 이용할 수 있다. 대형 BWR(특히 Leibstadt, Vermont Yankee)은 자연순환 모드에서 50% 출력으로 운전해 옴으로써 SBWR의 자연순환특성을 입증했다.

ABWR과 SBWR 모두 충분히 인가받은 원자력등급재료, 미세동작 전기수압식제어봉구동장치, 고체소자디지탈제어감응시스템, 다기능과 이버로프틱계측제어네트워크(C&I), 수평배출장치부 압력밀폐격납용기 등을 갖추고 있다. 이 두 원자로는 또한 원형보강콘크리트격납건물과 공학적 운전과 보수특성, 피동적중대사고완화능력, 신고연소연료, 개량터빈발전기와 개량방사성폐기물 처리시스템을 갖고 있다. 2차계통은 미국의 규제요건에 따라 원자로 건물과 일직선으로 배치되어 있다.

노심설계

모든 비등형경수로(BWR)와 같

GE社의 ABWR과 SBWR

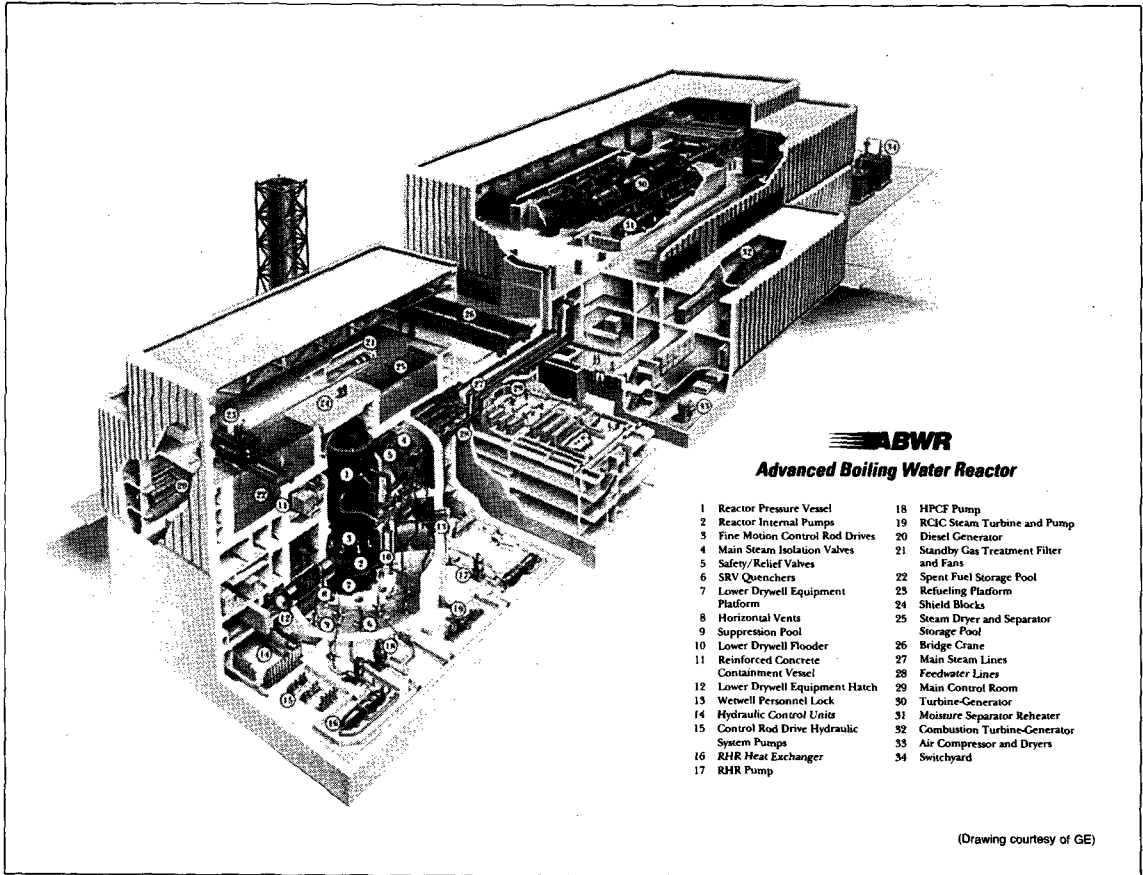
신적인 설계와 시스템을 가지고 전 세계의 전력회사 고객들의 관심을 끌고자 했다. 동 연구팀은 유럽, 日本 그리고 미국에서 가장 잘 입증된 BWR 설계특성들을 결합시키고 최첨단기술의 전자공학, 컴퓨터, 터빈 그리고 원자연료기술을 이용했다.

따라서 ABWR과 SBWR 설계는 현재 이용되고 있는 BWR에 비해 발전비용, 건설공기, 방사선피폭 및 방사성폐기물을 줄임과 동시에 이 용률, 안전성 및 신뢰성에 대한 개선사항을 보여줄 것으로 기대된다고 GE社는 말하고 있다.

부품, 시스템 그리고 구조물의 설계를 단순화하고 안전계통에 자

의 10개 내부펌프, SBWR의 자연순환 그리고 안전계통에서 피동적 설비에 대해 능동적설비를 어느 정도 사용했느냐이다. GE社에 따르면 ABWR과 SBWR의 노심은 설계 기준사고시에 결코 노출될 일이 없다.

ABWR과 SBWR 모두 외부재순환파이프를 제거함으로써 격납용기 설계를 소형으로 할 수 있고 노심 아래에 있는 대형 압력용기노즐도 모두 제거할 수 있다. 따라서 보다 경제적인 긴급노심냉각장치의 설계가 가능하게 된다. 외부재순환파이프의 제거와 원형용기의 사용으로 용접을 50% 이상 줄일 수 있고 1차계통 압력경계의 자동중검사(ISI)



〈그림 1〉 개량형비등수형원자로(GE社 제공)

이 ABWR과 SBWR은 최신형 개량 원자연료와 노심설계의 특성을 이용할 수 있다. 최근 원자연료의 개량된 예로는 지르코늄 방벽판 연료봉과 농축 및 가돌리늄의 상하방향 변화, 고연소도, 최소한의 제어관과 냉각수유량에 따른 중성자분포전이 등이다. 18개월 내지 24개월에 걸쳐 원자연료운전정지 없이 운전이 가능하다.

C&I 설계는 계통운전중 시스템의 중복성과 내고장성가동 및 자가 검색기능이 있다. 이러한 특징들은 최신디지털기술의 광범위한 활용으

로 가능하다.

예를 들자면 다중송신 C&I 시그널은 파이버로프틱네트워크를 따라 전달되므로 발전소의 동케이블의 양을 현저히 감소시키고 건설비용도 절감시킨다. 이러한 개량디지털 장비기술의 적용으로 C&I 설계는 가동성과 이용성을 현저하게 향상시키고 건설공기도 단축시킨다.

최신기술의 이용 예는 ABWR과 SBWR의 배전반에도 볼 수 있다. 배전반의 크기는 축소되고 배치도 유연형이다. 운전원은 발전소 운전상태를 그림으로 보여주는 대형 디

스플레이를 통해 발전소를 감시한다. CRT 디스플레이, 자동장치, 매뉴처리장치, 컴퓨터모니터는 운전원이 사용하기에 용이한 기술사양 때문에 단 1명의 운전원으로도 ABWR이나 SBWR의 운전이 가능하다.

미세동작제어봉구동장치(FMCRD)는 수십년동안 유럽형 BWR의 운전에 사용된 CRD의 개량형태이다. FMCRD는 정기유지보수를 줄일 수 있도록 설계됐고 그에 따라 근무자의 방사선피폭량도 또한 줄일 수 있도록 설계됐다. FMCRD는

Control Blade가 정상운전중 電氣적으로 작동된다는 점에서 현재 모든 GE社 플랜트에서 사용되고 있는 Locking Piston과 다르다.

이러한 특성으로 작은 출력변화를 허용하고 기동시간과 출력조정을 향상시켰다. 그러나 전기모터가 추가로 있는 FMCRD는 주수압계 통고장시 Control Blade를 노심쪽으로 작동시켜 긴급정지 없이 예상되는 천이를 추가로 방지한다.

GE社는 전력회사들과 긴밀한 협조를 통하여 기자재설계, 건물배치를 유지보수의 필요성이 최소화되도록 하고 필요한 경우라도 바른 절차로 장비를 사용하여 차폐를 할 수 있어 비용과 공기 및 유지보수 기간중 근무자들의 방사선피폭량을 최소화하도록 하고 있다. 특히 고도로 자동화된 장비가 1차 압력계 용접부위에 대한 가동중검사를 하는 것과 같이 내부펌프와 FMC RD를 위해 개발되었다.

ABWR과 SBWR의 현황

ABWR은 10년내에 상업운전에 들어갈 차세대경수로를 대표한다. 東京電力(TEPCO)은 최초의 ABWR 2기를 日本 가시와자키가와발전소 부지에 건설중에 있다.

1991년 5월15일 日本 通商産業省(MITI)은 東京電力이 가시와자키가와 6, 7호기를 건설할 수 있도록 설치허가(미국의 설계증명서와 동등)를 주었다.

이러한 획기적인 허가로 日本에 있어서 성공적인 안전성검토가 절정을 이루었고 ABWR 2기 건설을

위한 방향을 분명히 설정했다. 동 발전소는 GE社와 Hitachi社, Toshiba社와 합작으로 기자재를 공급하고 있다. GE社는 2기 모두에 핵증기공급계통, 원자연료, 터빈 및 발전기를 공급한다. 가시와자키가와 6호기는 1991년 9월에, 7호기는 1992년 2월에 착공됐으며 상업운전은 6호기의 경우 1996년에, 7호기는 1997년에 각각 개시될 예정이다.

미국에서 ABWR과 SBWR은 미국 전력회사가 필요로 하므로 미국 전력연구소(EPRI)의 개량형경수로의 요구조건에 따라 채택됐다. ABWR은 현재 미국원자력규제위원회(NRC)의 검토를 받고 있으며 미국 에너지성의 ABWR 설계인증프로그램에 따라 예비승인된 미국 표준설계로서 동 인증서 취득이 가장 유망하다. 최종승인은 1992년에 있을 것으로 기대되며 설계인증은 1993년에 받을 수 있을 전망이다. SBWR의 표준안전성분석보고서(SSAR)가 1992년에 제출되면 1993년에 NRC의 설계인증을 받을 것으로 예상된다.

개량형비등형경수로 ABWR

ABWR의 발전단 출력이 1,356MWe 이상이므로 열출력은 3,926MW이다. 원자로 노심에는 50kW/liter의 출력밀도에서 운전되는 872개의 원자연료다발을 갖고 있다.

1. ABWR 원자로용기

원자로압력용기(RPV)의 직경은 7m이며 높이는 21m이다. 이는 다

음 2가지 항목은 제외하고는 표준 비등수형원자로용기 설계와 같다.

(1) 원자로압력용기 Shroud와 용기벽 사이에 공간을 넓게 함으로써 10개의 내부재순환펌프 장착가능

(2) 표준원형용기 지지 Skirt를 원뿔형 Skirt로 변경함으로써 또다시 10개의 내부재순환펌프 이용가능

원자로압력용기는 펌프설치노즐을 위한 Forged Ring을 하나 갖고 있다. Forged Ring은 또한 용기의 노심부분을 설치하는데도 사용된다.

GE社에 따르면 원자로 조립설계는 또한 다음 사항을 가능하게 한다.

(1) 격납용기내 방사선준위가 기존 발전소에 비해 1/2 이상 감소

(2) 정격출력시 10% 이상 여유유량

(3) 재순환급수펌프 출력감소

(4) 제어봉구동장치(CRD)의 유지보수 감소

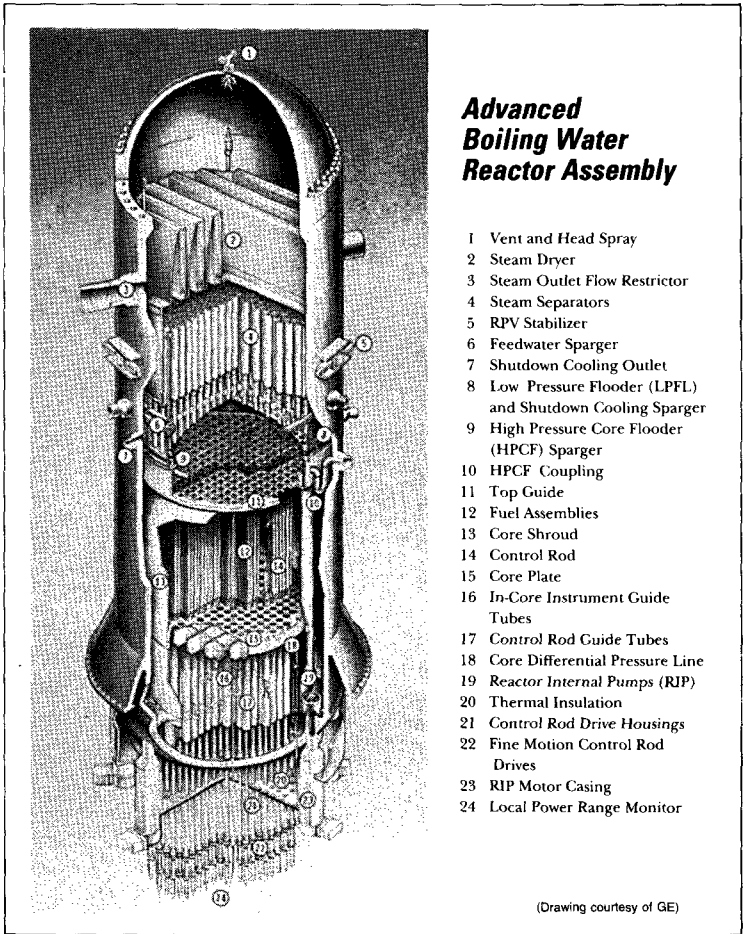
(5) 전기적 작동 CRD

(6) 다양한 CRD 삽입능력

2. 중대사고 완화

ABWR은 과압으로부터 격납용기를 보호하기 위한 피동적중대사고완화설비를 보유하고 있다. ABWR의 중대원자로사고를 방지하고 극히 드물게 발생된 중대사고에 견딜 수 있는 능력은 개연적 위험도 측정으로 평가됐다.

GE社에 따르면 동 평가로 원자로 노심손상으로 오는 사고는 극히 드물고, 그러한 사고가 발생될 것으로 가정한다 해도 피동적사고완



Advanced Boiling Water Reactor Assembly

- 1 Vent and Head Spray
- 2 Steam Dryer
- 3 Steam Outlet Flow Restrictor
- 4 Steam Separators
- 5 RPV Stabilizer
- 6 Feedwater Sparger
- 7 Shutdown Cooling Outlet
- 8 Low Pressure Flooder (LPFL) and Shutdown Cooling Sparger
- 9 High Pressure Core Flooder (HPCF) Sparger
- 10 HPCF Coupling
- 11 Top Guide
- 12 Fuel Assemblies
- 13 Core Shroud
- 14 Control Rod
- 15 Core Plate
- 16 In-Core Instrument Guide Tubes
- 17 Control Rod Guide Tubes
- 18 Core Differential Pressure Line
- 19 Reactor Internal Pumps (RIP)
- 20 Thermal Insulation
- 21 Control Rod Drive Housings
- 22 Fine Motion Control Rod Drives
- 23 RIP Motor Casing
- 24 Local Power Range Monitor

(Drawing courtesy of GE)

〈그림 2〉 개량형비등수형원자로 구성도(GE社 제공)

화설비로 발전소 외부로의 방사능 누출을 억제함으로써 공중이나 지역주변에의 영향을 경미하게 한다. 통상의 운전시스템에 덧붙여 노심손상을 방지하는 ABWR의 주요 특성은 고압 또는 저압 등 3가지 방법으로 긴급노심냉각장치(ECCS)를 주입하여 노심 전체를 안전하게 하고 또 잔열을 제거시키는 것이다. 이들 각 장치에는 디젤발전기가 있다. 긴급노심냉각장치(ECCS)에는 교류전원을 필요로 하지 않는

원자로증기구동터빈펌프가 있다. 이러한 특성은 전기구동 ECCS를 위한 교류전원가스터빈발전기 및 디젤엔진에 의해 직접 구동되는 펌프로 원자로용기에 화재방지용 급수장치 또는 소방차에 의해 보완된다. 원자로 노심을 손상시킬 수 있는 내부사고의 빈도는 미국원자력규제위원회의 NUREG-1150에 따라 평가한 최우수 발전소보다 10배나 적은 것으로 산정됐다. 또한 몇몇 ABWR 피동적설비는

발생될 수는 있지만 극히 희박한 중대사고의 결과를 완화시킨다. 어떤 계통의 고장으로 하부 Drywell이 침수되면 노심용융과편과 콘크리트의 어떤 반응도 방지하기 위해 노심을 냉각시킨다. 더욱이 비압축 가스의 발생을 억제하고 과다압력에 의한 격납용기 건전성상실의 위험도 감소시킨다. 이 장치는 노심용융과편으로 인해 야기된 하부 Drywell의 고온에 의해 가동된다는 점에서 완전 수동식이다.

수조(Suppression Pool)에는 방취장치가 있어 설령 격납용기가 과다압력이 된다 해도 물속에 있던 대부분의 핵분열생성물이 주위에 방출되지 않도록 하고 있다. 격납용기에는 피동적과다압력방지장치가 있어 Rupture Disk가 열리면서 수조속에 대부분의 핵분열생성물질을 저장하고 있는 격납용기의 잔열과 압력을 제거할 수 있도록 한다.

이러한 노심손상방지과 피동적중대사고완화장치의 효과는 이미 알려진 노심손상빈도에 덧붙여 여러 가지 상이한 방법으로 측정됐다. 25렘을 초과하는 방사선량이 발전소 외부로 누출될 확률은 2×10^{-9} 이 될 것으로 산정됐다. GE社측에 따르면 국민 한 사람이 1Reactor Year에 사망할 위험은 NRC NUREG-1150에 따라 평가된 우수발전소보다 1천배나 적은 것으로 나타났다.

간소화비등형경수로 SBWR

최근 전력회사들의 관심을 가지고 있는 것은 소형이며 보다 간소

화되고 더욱 피동적안전특성을 결합시킨 미래의 원자력발전방식이라고 GE社는 말한다. 이러한 관심은 전세계적인 전력수요성장률의 둔화로 더 적은 용량의 발전소를 추가 건설하고 건설공기단축의 필요성에 대한 동기를 제공하여 보다 소규모의 원전이 경제적 이익과 함께 단순화 가능성이 높다는 인식에 기인하고 있다.

1. SBWR의 목표

이러한 관심에 부응하기 위해 GE社는 1982년 600MWe급 비등형 경수로(BWR)에 대해 간소화된 발전소, 안전성 및 열제거설비에 대한 연구를 시작하고 그러한 새로운 설계를 위해 다음과 같은 기본목표를 수립했다.

- (1) 석탄보다 저렴한 발전비용
- (2) 현행 설계보다 단순화된 발전소 안전설비
- (3) 기존 기술에 근거한 설계
- (4) 더욱 단축된 건설공기
- (5) 600MWe급 정격출력

노심출력밀도 42kW/liter에서 노심에 냉각수를 주입시키기 위해 자연순환방식을 채택함으로써 SBWR의 목적을 만족시키는데 많은 도움이 됐다. 기존의 강제순환방식 발전소에 비하여 자연순환방식의 SBWR은 저렴한 원자연료주기비용, 더 적은 운전전원, 발생예상천이를 위한 열적여유(Thermal Margin)를 더욱 증가시켰다. 더욱이 재순환루프, 펌프 그리고 강제순환에 필요한 제어장치를 제거시킴으로써 설계를 근본적으로 단순화시키고 있다.

격리복수기 Pool에는 격리복수기(이전의 많은 BWR 설계에 사용됨)가 있는데 원자로용기와 터빈복수기가 격리되면 격리복수기는 원자로용기에서 유체를 제거할 필요없이 자동적으로 원자로압력을 제어한다. 따라서 원자로용기의 증기를 수조로 내보내기 위해 개폐되는 전통적 BWR의 안전방출밸브가 SBWR에서는 필요없게 된다.

펌프 또는 디젤발전기를 제거함으로써 노심냉각설비는 간단하게 노심을 긴급히 냉각시킬 수 있다.

원자로가 매우 낮은 압력으로도 감압될 수 있고 높은 위치에 있는 중력에 의한 냉각장치로부터 중력에 의한 유체흐름이 노심의 밀봉을 유지시키기 위해서는 노심상부의 원자로용기내에 더 많은 냉각수와 감압내구력이 더욱 필요하게 된다.

그러나 노심 높이가 부근 또는 하부에 있는 원자로용기에 설치되는 대형파이프가 없으므로 설계는 노심의 모든 설계기준사고에 대해 충분히 방어할 수 있다. 또한 추가급수에 의해 천이중 압력감소율과 동시다발사고 시나리오에서 노심노출 이전에 충분히 더 많은 시간을 확보하는 것과 같은 이점도 있다.

2. SBWR의 2차계통

SBWR의 2차계통은 1개의 고압 터빈과 52인치 마지막단 Bucket이 있는 2유로저압터빈을 내재하고 있다. 이러한 배열은 저압터빈의 회전자와 외각을 제거시킨다. 이렇게 함으로써 열성능의 저하 없이 건물 크기를 현저히 축소시키고 보다 단순한 복수기와 배관설치를 할 수

있게 된다.

50% 효율의 가열기를 이중배열하는 전통적 설계에 비해 100% 효율의 급수가열기개별우회방식에 의한 단일배열방식이 입증된 최신 급수가열기의 고신뢰도에 입각하여 채택됐다. 이렇게 함으로써 히터, 밸브 그리고 제어를 50%나 줄이게 된다.

더 한층 설계를 단순히 함으로써 SBWR 2차측에는 재가열과정이 없다. 대형 습분분리재가열기는 컴팩트형 고속분리기로 교체됐으며 그 성능도 프랑스에서 사용함으로써 입증됐다. 재가열 없이 고압흡수가열기 Drain에서 물을 뽑아 원자로 급수계통으로 주입시키면 열효율은 현저하게 향상되지 않는다. 따라서 고압배수장치에서 물이 저압가열기로 쏟아져야 한다. 이렇게 함으로써 펌프, 밸브와 전기제어장치가 제거된다.

SBWR 급수계통에는 3개의 변속 급수펌프가 있는데 각 펌프의 용량은 33% 내지 50%이며 1개의 펌프가 운전중 상실되어도 긴급정지나 출력감소가 되지 않는다. 이들 펌프는 증기구동터빈이나 유량제어밸브가 있는 항속모터가 필요 없이 변속구동장치에 의해 작동된다.

3. SBWR의 사고대응

SBWR은 피동적 긴급사고대응을 위해 수조, 중력에 의한 Cooling Pool, 격리복수기 그리고 피동적격납용기냉각시스템(PCCS)을 사용하고 있다. 모든 사고의 경우 격리복수기와 피동적격납용기냉각장치는 격납용기가 가열되지 않은 상태에

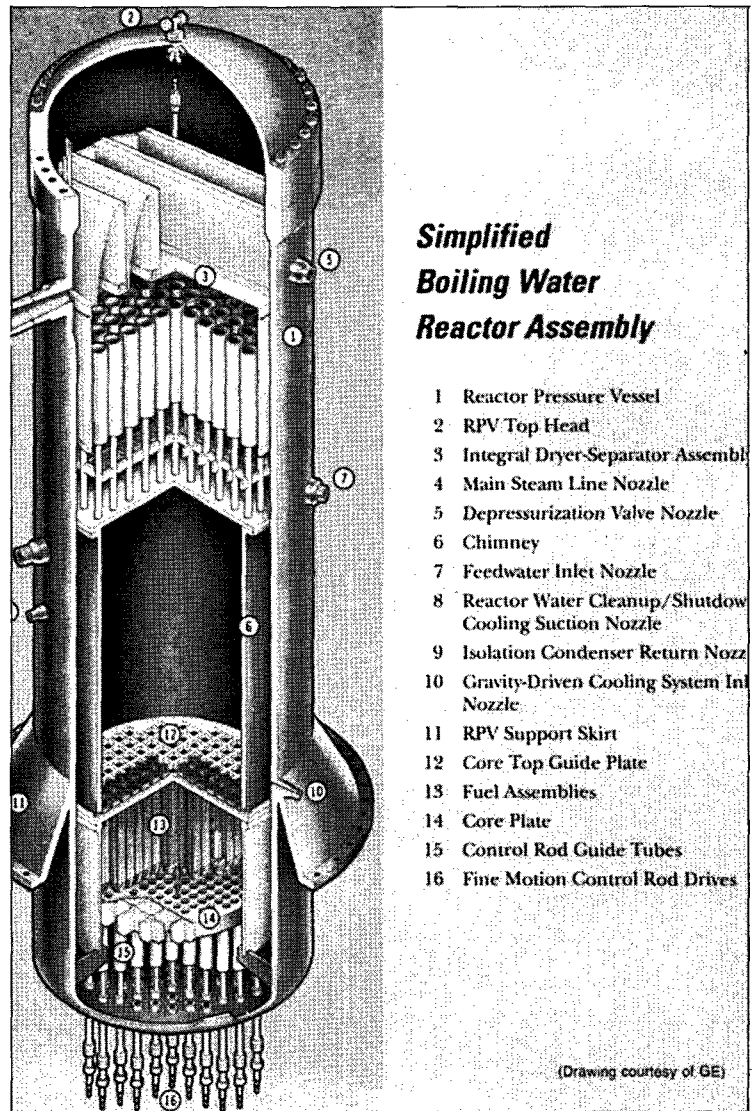
서 피동적으로 잔열을 대기로 방출 시켜버린다.

사고대응을 위하여 피동적 격납 용기냉각장치는 자연대류방식을 사용함으로써 격납용기를 장기간 피동적으로 냉각시키는 기능이 있다. 잔열은 격리복수기 Pool로 가서 대기로 방출된다. 열제거를 위한 능동적 펌프나 디젤발전기가 필요없으며, 따라서 적어도 3일간은 운전원이 취해야 할 조치는 없게 된다.

3일이 지나면 냉각수가 보충되고 그밖에 운전원이 취할 단순한 조치만이 피동적냉각작용을 지속시키는데 필요한 전부이다. 이러한 특성으로 설계기준상 Drywell의 침수 및 중대사고와 함께 설계기준사고 또는 중대사고로 인한 현장 방사능 누출의 가능성을 허가제한검토시 거의 무시해도 좋을 정도로 하고 있다.

냉각재상실사고(LOCA) 방지를 위해 수조는 원자로냉각파이프를 갑자기 파열시킬 힘을 흡수하고, 원자로는 감압장치에 의해 감압되며, 중력에 의한 냉각장치는 원자로를 침수시키고 격리컨테이너는 잔열을 제거한다. 핵분열생성물은 수조에 보존되고 또 다중방사선장벽에 의해 핵분열생성물이 발전소 내부에 차폐되도록 한다.

대부분의 냉각재상실사고의 경우 격납용기침수는 없다. SBWR의 저위치에서의 냉각재상실사고와 중대사고에의 대응으로 하부 Drywell이 침수되도록 한다. ABWR과 같이 중대사고의 경우 SBWR 역시 노심용융파편과 콘크리트의 반응시 생성되는 비압축가스발생을 방지하기



〈그림 3〉 간소화비등수형원자로 설계도(GE社 제공)

위해 냉각수로 Drywell이 침수가 되도록 하는 피동적시스템으로 되어 있어 초과압력으로부터 격납용기의 기능정지를 방지하고 격납용기의 건전성을 유지한다.

피동적격납용기냉각장치를 사용함으로써 피동적중력에 의한 노심

Simplified Boiling Water Reactor Assembly

- 1 Reactor Pressure Vessel
- 2 RPV Top Head
- 3 Integral Dryer-Separator Assembly
- 4 Main Steam Line Nozzle
- 5 Depressurization Valve Nozzle
- 6 Chimney
- 7 Feedwater Inlet Nozzle
- 8 Reactor Water Cleanup/Shutdow Cooling Suction Nozzle
- 9 Isolation Condenser Return Nozzle
- 10 Gravity-Driven Cooling System Inlet Nozzle
- 11 RPV Support Skirt
- 12 Core Top Guide Plate
- 13 Fuel Assemblies
- 14 Core Plate
- 15 Control Rod Guide Tubes
- 16 Fine Motion Control Rod Drives

(Drawing courtesy of GE)

냉각장치와 피동적자연순환공조설비는 제어반 근무자들의 근무여건을 개선하고, 긴급 디젤발전기, 노심냉각펌프 및 열제거펌프를 제거시킴으로써 궁극적으로 발전소설계와 허가조절차를 단순화시키고 발전소비용도 절감시키게 된다.■