

모듈식 증기발생기를 사용한 일체형 원자로의 예비 개념설계

김종인*, 김궁구, 김용완, 이두정, 장분희

한국원자력연구소

요 약

일체형 원자로는 증기발생기 및 가압기를 압력용기 내에 설치한 것으로서 연결배관이 없기 때문에 배관의 파단에 의한 대형 냉각재 상실사고를 근원적으로 배제하고 전체계통을 단순화 시킬 수 있다. 증기발생기는 대부분 관류식으로서 일체식과 모듈식이 사용되고 있다. 본 연구에서는 모듈식 나선형 증기발생기를 사용한 일체형 신형경수로의 예비 개념설계를 수행하였다. 가압기는 원자로 내에 별도의 용기를 설치하는 내장형 자기가압기를 채택하였다. 제어봉 구동장치는 핵분열 반응열을 이용한 원자로 기동을 위하여 반응도를 미세하게 조정하는 것이 가능하고 지진하중과 같은 동하중의 영향을 최소화하기 위하여 원자로용기 외부로의 돌출부분을 최소화하는 설계개념을 채택하였다. 냉각재 펌프는 Canned Motor Pump를 원자로용기 상부에 수직으로 직접 부착하는 개념을 사용하였다.

1. 서 론

일체형 원자로(Integral Reactor)는 하나의 원자로 압력용기 내에 증기발생기 및 가압기를 포함시킨 원자로로서 증기발생기는 노심지지원통과 원자로 압력용기 사이에서 노심 상부의 환형공간(Annular Space)에 위치하고 있으며, 가압기는 원자로 압력용기의 상부 플레넘을 사용한다. 일차냉각수는 원자로 압력용기 내에서만 순환되므로 주냉각재 배관이 필요없어 대형 냉각재 상실사고(LBLOCA)를 근본적으로 제거할 수 있다. 일체형 원자로는 모든 주기가 원자로용기 내에 포함되기 때문에 제작성 및 수송능력을 고려하여 일반적으로 600 MWe 이하의 중소형 원자로에 적합한 것으로 알려져 있다.

최초로 실용화된 일체형 원자로는 독일의 화물선 Otto Hahn[1]의 추진에 사용된 것으로서 성공적인 운전을 마치고 해체되었다. 표 1은 대표적인 일체형 원자로의 현황을 나타낸 것이다. 이들 중 NHR-5는 중국의 칭화대학에서 1990년부터 운전중에 있으며 이의 경험을 바탕으로 개발된 NHR-200은 내년에 건설이 시작될 예정이고, 러시아의 AST-500은 현재 건설이 완료된 상태이다. 러시아의 쇄빙선에 사용되어 탁월한 성능이 입증된 KLT-40 원자로[2]는 증기발생기가 원자로 용기안에 배치되어 있지는 않으나 무봉산 노심이나 관류식 증기발생기 사용 등 대부분의 설계특성이 일체형과 동일하다. KLT-40 증기발생기 용기의 설계압력은 원자로 압력용기와 동일하고 증기발생기와 원자로 용기의 연결부는 배관으로 설계되지 않고 압력용기로 설계되어 이 연결부의 파단은 원자로 압력용기의 파손처럼 설계기준사고에서 배제되어 있어 통상적으로 일컫는 분리형 원자로와는 개념이 완전히 다르기 때문에 엄격한 의미에서는 일체형으로 분류가 가능하다. 이와 같이 일체형 원자로는 이미 검증된 기술(Proven Technology)이며 계통이 단순하고 고유안전성이 뛰어나기 때문에 경제성 및 유리한 사회적 수용성 등으로 인하여 피동 안전개념을 접목시켜 현재 세계 각국에서 상용 발전용 원자로로서 뿐만 아니라 인구밀집 지역과 가까운 곳에 위치해야 하는 지역난방로 및 적은 공간의 활용을 요하는 선박용 원자로 등에 다각적으로 개발이 추진되고 있다[3].

현재 한국원자력연구소에서 개발을 추진하고 있는 열병합 원자로는 일체형을 채택하였으며

기 발표된 예비 개념설계는 일체식 나선형 증기발생기를 사용하였다[4-6]. 그러나, 일체식 증기발생기는 단위 무게가 무겁고 부피가 커서 교체시 매우 큰 차폐용기와 크레인이 필요하고 관막음 여유를 초과하는 다수 전열관의 파손시에는 증기발생기 전체를 교체해야 하기 때문에 비경제적일 뿐만아니라 작업 또한 어렵다.

본 연구에서는 취급 및 교체가 일체식에 비하여 용이한 모듈식 증기발생기를 사용하여 용량 330 MWt 일체형 원자로의 주요 부품의 크기, 상대적인 위치 및 기능 등에 대한 예비 개념설계를 수행하였다.

표 1. 일체형 가압경수로 개발현황

원자로 명	출 력	개발국	용 도	비 고
SIR[7]	320 MWe	영국	발전로	개발 중
VPBER-600[8]	600 MWe	러시아	발전로	개발 중
SPWR[9]	600 MWe	일본	발전로	개발 중
UNITHERM[10]	1.5~6.5 MWe	러시아	소형발전로	개발 중
CAREM[11]	27 MWe	아르헨티나	소형발전로	개발 중
ABV-6[12]	6 MWe	러시아	열병합발전	개발 중
MRX[13]	100~300 MWt	일본	선박로	개발 중
Otto Hahn[1]	38 MWt	독일	선박로	퇴역
NHR-5[14]	5 MWt	중국	난방로	운전 중
NHR-200[15]	200 MWt	중국	난방로	개발 중
AST-500[16]	500 MWt	러시아	난방로	건설완료

2. 원자로집합체의 예비 개념설계

일체형 원자로에서는 노심, 내부구조물, 가압기, 증기발생기, 냉각재 순환펌프, 제어봉 구동장치 등의 주요기기가 하나의 원자로 압력용기에 내장 또는 부착되어 있기 때문에 이를 통틀어 원자로집합체라고 부른다. 그림 1은 본 연구에서 예비 개념설계된 모듈식 나선형 증기발생기를 사용한 일체형 원자로집합체이다. 원자로 압력용기는 상부헤드, 환형덮개(Ring Cover) 및 원통셀로 구성되는데 상부헤드의 위에는 제어봉 구동장치(CEDM) 및 가압기 개스의 차단밸브가 설치되고 아래에는 가압기 용기가 용접되어 있다. 환형덮개의 상부에는 주냉각재 펌프와 급수/증기헤더가 설치되고 하부에는 증기발생기 모듈이 매달리는 형태로 지지 되어있다. 일차측의 설계압력은 17 MPa이며 원자로의 내경은 4.35 m, 전체 높이는 11 m이다. 상부헤드와 환형덮개는 원주방향의 환형 키로 체결되고 접합면은 밀봉용접 된다. 환형덮개와 원통셀은 외부에 오메가 밀봉 용접을 한 후 스테드 볼트로 체결하도록 하였다.

2.1 노심설계

핵연료는 성능이 검증된 국산 핵연료집합체 KOFA를 그대로 사용하되 출력에 맞도록 노심 유효길이를 2.0m로 줄여서 사용하였다. 노심의 장전모형에 대칭성을 유지하고 출력을 맞추기 위해서는 노심 중앙에 핵연료집합체(FA)의 중심이 위치하는 57FA 또는 69FA의 장전형태를 취할 수밖에 없다. 57FA 노심의 Packing Ratio(유효 노심 면적/최소 Barrel 면적)는 0.808로 69FA의 0.829와 비교하여 떨어지기 때문에 노심 외곽으로 증성자 누출이 증가하여 증성자 손실이 큰 반면 69FA의 노심은 상대적으로 노심 크기가 커져 많은 핵연료 집합체를 장전하여야 한다. 표 2는 이들 장전형태에 따른 각 노심의 주요 설계변수를 나타낸 것이다.

이 표에서 보는 바와 같이 57FA의 노심은 중성자 누출 면에서 불리한 점이 있으나 노심에 장전되는 핵연료집합체의 수를 줄일 수 있기 때문에 유리하다. 그러나, 본 연구에서는 경제적인 면에서는 다소 불리하나 차후 설계최적화를 통한 출력증강 가능성과 원자로의 안전성을 고려하여 69FA의 노심을 채택하였다. 노심출력밀도는 AP600의 78.8kW/l와 비교하면 두 경우 모두 충분한 열적 여유도가 확보될 것으로 예상된다. 그림 2는 채택된 노심 장전모형 및 핵연료집합체의 단면을 나타낸 것이다.

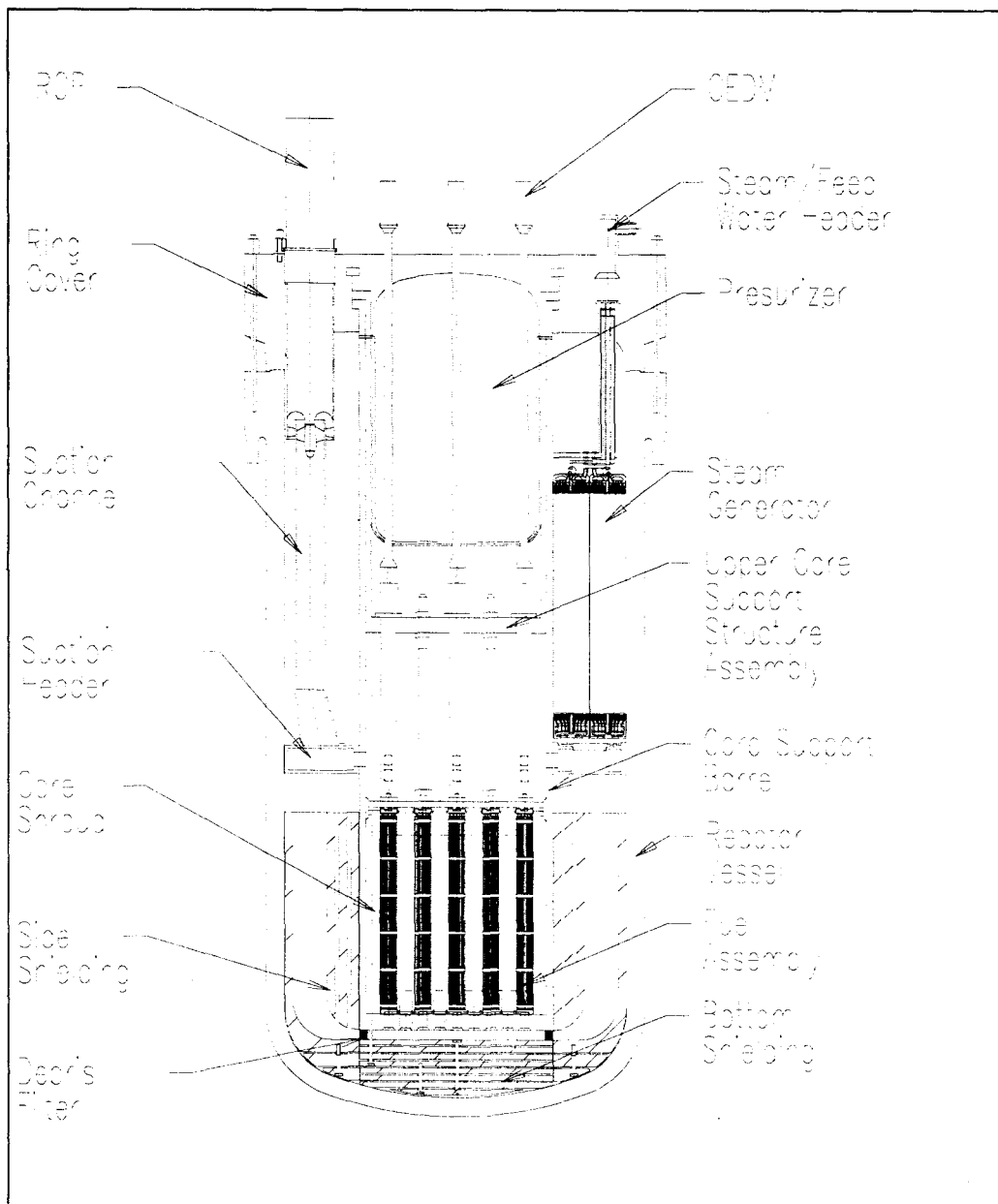
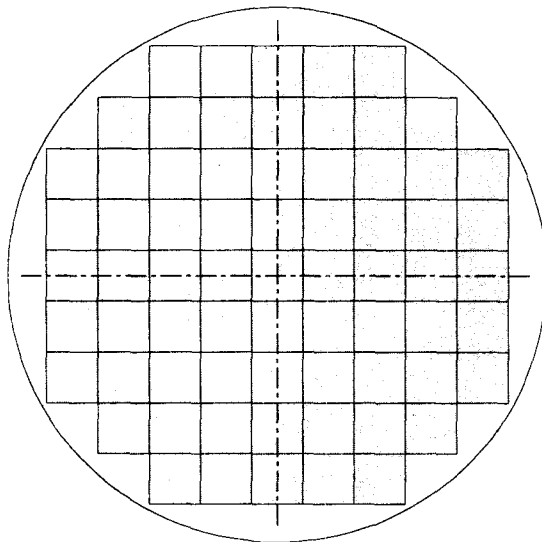


그림 1. 일체형 원자로집합체의 예비 개념설계

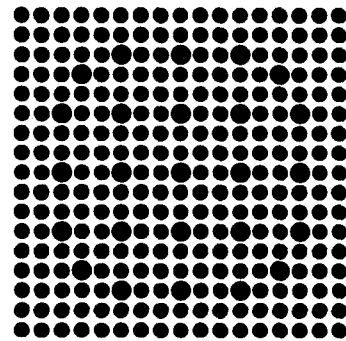
표 2. 핵연료 장전형태에 따른 주요 노심 설계변수

장전형태	노심 유효 반경 (cm)	최소 배럴 직경 (cm)	노심 유효 길이 (cm)	노심 유효 부피 (m3)	Packing Ratio	평균 출력 밀도 (kW/l)	평균 선출력 밀도 (kW/m)	평균 연소도 (MWD/MTU)
57 FA 노심	182	203	200	5.22	0.806	63.2	11.0	34200
69 FA 노심	201	220	200	6.66	0.829	52.2	9.1	28300



Nominal Thermal Power: 300MWt
 Number of Fuel Assembly: 69
 Effective Core Diameter: 2m

(a) 노심 장전모형



Envelope: 214 mm
 Rod Pitch: 12.6mm
 No. of Rod Position: 289
 No. of Fuel Rod: 264
 No. of GT for CR: 24
 No. of Instrument Tube: 1

(b) 핵연료집합체 단면

그림 2. 노심 장전모형 및 핵연료집합체 단면

2.2 원자로 내부구조물

원자로 내부구조물은 핵연료집합체를 지지 및 보호하고 적절한 냉각재 흐름경로를 제공하며, 중성자 제어봉집합체가 핵연료집합체 내에 원활하게 삽입될 수 있도록 적절한 보호 및 안내를 하며, 필요한 계측장비의 안내 및 보호경로를 제공하는 구조물로서 하부 노심지지집합체, 상부 노심 지지집합체, 열차폐체, 냉각재 흡입헤더 및 펌프 흡입관, 계측기 안내관 등으로 구성되어 있다.

하부 노심지지집합체는 300계열의 스텐리스강으로 제작되며 노심보호체, 노심지지원통, 하부노심지지판, 이물질 여과장치 등으로 구성되어 있다. 이물질 여과장치(Debris Filter)는 washer 형의 원판을 일정한 간격으로 포갠 구조로서 하부노심지지판에 볼트로 고정된다. 이

장치는 핵연료의 손상을 유발시킬 수 있는 일차냉각수 내의 이물질이 노심내로 유입되는 것을 방지하는 기능을 수행하고 동시에 Downcomer를 통하여 하강하는 냉각재의 분포를 균일하게 하는 부수적인 기능도 수행한다.

상부 노심지지집합체는 상부노심지지원통, 핵연료 정렬판, 제어봉집합체 보호관, 연결봉 등으로 구성되어 있다. 상부노심지지원통은 상부지지판, 원통부 및 플랜지로 구성되어 있으며 상부지지판과 원통부는 핀으로 연결되고 부분용입 밀봉용접되며 원통부와 플랜지는 완전용입 용접된다. 모든 상부 내부구조물은 상부지지판에 매달려 있는 형태로 설계되어 있으며 원통부와 플랜지를 통하여 환형덮개에 하중이 전달된다. 원통부의 상부 측면에는 노심지지원통과 동일한 위치에 가압기와 냉각재의 유통을 위한 경로가 제공된다.

열차폐체는 원자로 높이를 줄이기 위하여 평편한 구조로 설계되어 노심과 상당히 가까워진 압력용기 하부 헤드에의 중성자 조사량을 줄이기 위한 하부 열차폐체와 증기발생기 아래의 원통형 공간(Annulus Downcomer)에 설치된 측면 열차폐체(Side Thermal Shield)로 구성되어 있으며 재질은 300계열의 스테인리스강을 사용한다. 하부 열차폐체는 하부노심지지판에 볼트로 고정되고 열팽창을 고려하여 운전중 하단이 압력용기 하부헤드와 일정한 간격이 유지되도록 한다. 측면 열차폐체는 원자로 압력용기 내벽에 용접된 원주방향의 키에 고정되고 압력용기 내벽과의 사이는 우회유로가 형성되어 냉각이 가능하도록 5mm 정도의 간격을 둔다.

흡입헤더는 펌프를 두대만 사용함으로써 유량이 펌프 흡입구로 집중되어 노심을 통과하는 냉각재의 유속분포가 불균일하게 되는 것을 최소한으로 줄이기 위한 것으로서 펌프 흡입관 주위에서는 노심지지원통에 작은 유로를 형성하고 먼곳에는 큰 유로를 형성하는 개념으로 설계된다. 유로형성은 펌프가 한대만 작동하더라도 출력운전이 가능하도록 설계된다. 노심을 통과한 냉각재는 제어봉집합체 보호관 및 연결봉 하단의 유로를 지나 노심지지원통의 측면 구멍을 통과하여 증기발생기 바로 아래에 설치된 도우넛 형의 냉각재 흡입헤더에 모여진 후 펌프 흡입관을 통하여 증기발생기의 상부로 배출되어 열을 전달하고 하강유로를 경유하여 다시 노심으로 들어가는 순환회로를 형성한다. 펌프 흡입관에는 유체의 유동에 의하여 피동적으로 닫히는 Flip Valve를 설치하여 한 대의 펌프만 작동하거나 자연순환 운전모드에서 이곳을 통하여 역류가 형성되는 것을 방지한다.

2.3 증기발생기

일체형 원자로에서는 대부분 관류식 증기발생기(Once-through Steam Generator)가 사용되며, 이차냉각수가 전열관 내에서 완전히 증발되어 과열증기가 되므로 증발구역에서 급수중의 불순물이 전열관 내벽에 부착(Crud Build-up)되거나 및 부식을 유발하기 때문에 전열관 재질의 선택 및 급수의 순도조절이 매우 중요하게 된다.

관류식 증기발생기는 크게 구성형태에 따라 모듈식(Modular)과 일체식(Mono Block)으로 구별되며, 모듈식은 전열관의 배열형태에 따라 다시 직관형(Straight Tube Type)과 나선형(Helically Coiled Tube Type)으로 구분된다. 일체식은 모두 전열관을 나선형으로 감는 배열을 채택한다. 일체식은 노심지지원통과 원자로용기 사이의 환형공간에 하나의 증기발생기를 설치하는 개념이고, 모듈식은 이 환형공간에 서로 독립적인 여러개의 증기발생기를 배치하는 개념이다. 일체형원자로의 증기발생기 설계개념을 보면 SIR 및 ABV-6에서는 모듈식 직관형 증기발생기를 사용하며, SPWR 및 MRX에서는 일체식 나선형 증기발생기를 사용하고 있고, UNITHERM 및 KLT-40에서는 모듈식 나선형 증기발생기를 채택하고 있다.

모듈식은 일체식에 비하여 단위 부피가 현저히 작고 파손시는 해당 모듈만을 교체하면 되므로 작업도 용이하고 경제적이다. 모듈식 증기발생기를 사용할 경우는 전열관이 파손되어 누설이 되더라도 원자로를 정지하지 않고 해당 모듈만을 격리시키고 출력운전을 계속할 수 있다. 직관형은 나선형에 비하여 설계 및 제작은 비교적 용이하나 증기발생기의 길이가 길어지며 일차계통 유량의 불균일한 분포 때문에 전열관 간의 열팽창의 차이로 피로에 의해 수명이 단축되는 단점이 있다. 이러한 점을 고려하여 본 개념설계에서는 모듈식 나선형 증기발생기를 채택하였다.

증기발생기의 필요한 전체전열면적은 2080m^2 으로서 24개의 모듈을 사용하였다. 전열관은 외경이 10mm인 Inconel 690을 사용하였으며 반경방향 및 축방향 피치는 각각 14mm이며 각

모듈당 전체 전열관의 수는 562개 썩이다. 전열관을 나선형으로 감는 방법은 여러가지가 있으나 균일한 전열관의 배열을 유지하면서 나선상으로 감게 되면 나선반경이 작은 내부원통 쪽에서 감긴 전열관의 길이와 나선반경이 큰 외부원통 쪽에서 감긴 전열관의 길이 차이가 커져서 이차측 압력강하의 차이를 유발 할 수 있다. 이를 방지하기 위해서 본 개념설계에서는 반경방향으로 가면서 각 열의 전열관 수를 점차 증가 시킴으로써 전열관 길이의 차이를 최소화하는 개념을 채택하였다[6]. 그리고 각열은 서로 반대방향으로 감음으로써 열하중으로 인한 비틀림을 방지하였다. 모듈내에서는 전열관을 다시 몇개의 그룹으로 나누어 서로 독립적으로 연결하고 전열관 파손시는 개개 전열관을 관막음하는 것이 아니라 그 전열관이 속해있는 그룹을 격리시킨다.

각 모듈마다 배관이 환형덮개를 통과할 경우 그 수가 매우 많아지므로 여기서는 3개의 모듈을 한 section으로 묶어서 취급할 수 있게 하였으며 모두 8개의 관통구가 환형덮개에 형성되고 주급수관의 바깥에 증기관이 있는 형태의 이중배관 개념을 사용하였다. 각 모듈에서 주급수는 증기발생기 모듈의 중앙으로 하강하여 아래의 급수헤더에서 개개의 전열관 내부를 상승하면서 증발하여 과열증기가 된 후 상부의 증기헤더에 모이게 된다. 일차측은 상부에서 유입되어 하단의 출구로 나가는 형태가 되므로 증기발생기의 셸(shell)은 단지 유로만 형성할 뿐 내외압의 차이가 없기 때문에 압력용기로 설계되지 않는다.

관류식 나선형 증기발생기는 유체기인진동이 중요한 설계인자인데 유체기인진동을 유발하는 유체의 진동수 및 임계속도로 부터 전열관의 진동수를 멀리하기 위해서는 지지간격을 좁혀서 전열관의 고유진동수를 높이는 것이 바람직하다. 그러나 반경방향지지 방법이 너무 견고하면 원주형태로 감겨 있던 전열관이 열팽창 후에는 지지점 사이에서는 바깥으로 휘고 지지점 부위에서는 안쪽으로 볼록해지는 Bear-hug 현상이 발생하므로 열팽창 측면에서는 반경방향 지지판을 적게 사용하는 것이 바람직하다. 이 문제점을 해결하기 위해서 본 연구에서는 강성이 큰 반경방향 지지판을 사용하지 않고 전열관 사이에 상하의 튜브시트에 용접된 비교적 유연한 strap을 전열관 사이에 수직으로 배치하여 열팽창시 전열관은 변형되지 않고 이 strap이 다소 변형이 됨으로써 전열관을 지지하여 유동기인 진동을 줄여주는 방법을 택했다.

2.4 제어봉구동장치 (CEDM)

일체형 원자로에서는 원자로 기동시 중성자 제어봉을 바로 인출하면서 핵분열 반응열을 이용하여 일차계통의 온도를 올리기 때문에 CEDM은 반응도의 미세한 조절이 가능해야 하며, 지진과 같은 동하중에 대한 구조적 건전성 때문에 원자로에 설치시 최소한의 높이가 되어야 하고, 일차냉각수에 의한 윤활이 가능하도록 설계되어야 한다.

이러한 요건을 감안할 때 CEDM의 구동기구로는 볼너트-나사형(Ball Nut - Lead Screw)이나 랙-피니언형(Rack & Pinion)이 적합할 것으로 판단되며, 여기서는 구동기구의 부피가 작은 볼너트-나사형을 채택하였다. 원자로 압력용기 외부로의 돌출부분을 최소화하여 내진성능을 향상시키고 설치공간의 최적화를 위하여 구동기구를 원자로 내부에 설치하였다. 그림 3은 이러한 개념을 도입한 CEDM의 설계개념도이다. 이 CEDM은 자기코일(Lift Magnet)로 분할 볼너트를 들어 올려서 제어봉집합체 연장봉의 나사부분 구동축(Lead Screw)과 체결시킨 후 구동전동기(Driving Motor)를 이용하여 볼너트를 회전시킴으로써 연장봉의 하단에 집게(CEA Gripper)로 연결되어 있는 제어

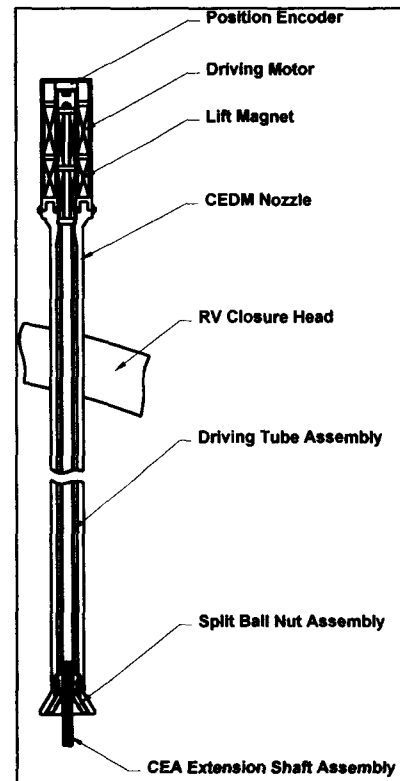


그림 3. 볼-너트 나사형 제어봉 구동장치 설계개념도

봉집합체(CEA)를 인출 또는 삽입하여 원자로의 출력을 조절한다.

구동전동기는 수치제어(NC) 공작기계, 산업용 로봇 등에서 최근 널리 사용되고 있는 Brushless DC Servo Motor를 채택하였다. Rotor는 영구자석을 사용하며 효율을 개선하기 위하여 보자력이 강한 Nd-Fe계나 Re-Co계의 희토류 영구자석을 사용한다. 자기코일과 구동전동기는 원활한 유지보수를 위하여 원자로 압력용기 외부에 설치하였다.

2.5 가압기

일체형원자로에 사용되는 가압기에는 외장형과 내장형이 있다. 외장형은 가압기가 원자로의 외부에 설치되고 배관을 통하여 연결되며 주로 질소개스 가압기가 많이 사용된다. 가압기가 배관으로 연결되기 때문에 이 배관의 파단을 설계기준사고에 포함시켜야 하고 관련 안전계통이 필요하다. 따라서, 이러한 원자로는 준일체형이라고 분류할 수 있으며 러시아의 ABV-6 및 KLT-40이 이에 해당한다. 내장형은 원자로 내부의 상부 플레넘에 기체공간을 두어 가압기 역할을 하도록 한 것으로서 SIR이나 MRX와 같이 별도의 가열장치가 있는 가압기와 Otto Hahn, CAREM, UNITHERM과 같이 별도의 가열장치가 없는 가압기로 분류된다. 따라서 내장형 가압기를 사용하는 원자로의 내부는 정상운전시 완전히 물로 채워지는 것이 아니고 상부플레넘은 수증기와 질소가스로 채워진다. 외장형에서는 가압기내의 물의 온도는 질소개스의 용해도가 최저가 되는 80°C 정도이기 때문에 연결배관에 큰 온도구배가 형성되어 구조적 건전성을 유지하는 것이 가장 큰 난제이고, 내장형에서는 원자로내에 액체/기체 경계면이 존재할 경우 중성자분해(Radiolysis)에 의해 생성된 수소개스가 이 경계면을 통하여 가압기내로 분출되어 축적되기 때문에 이에 대한 영향을 분석평가하는 것이 관건이다.

본 연구에서는 개념적으로는 단순한 별도의 가열장치가 없는 내장형 가압기를 채택하였다. 그러나, 가압기는 별도의 용기를 형성하여 상부덮개에 용접하였으며 일차냉각재와의 유통은 이 용기 내부에 설치된 배관을 통하여 이루어 지도록 하였다. 배관의 입구는 일차냉각재의 상단부에 위치하고 출구는 가압기 내의 최하단으로 한다. 이렇게 함으로써 일차냉각재와 기체(질소개스+수증기) 사이의 경계면을 축소하여 중성자분해에 의해 생성된 수소개스가 기체영역에 포집되는 것을 최소한으로 줄일 수 있으며 배관을 통하여 가압기 속으로 들어가지 못한 수소개스는 냉각재와 함께 재순환 되면서 용존산소와 재결합하여 다시 물로 환원될 수 있는 확률이 높아지게 된다. 원자로의 기동시에는 가압기에 연결된 개스배관을 통하여 질소개스를 주입하여 가압기 내의 물이 배관을 통하여 모두 일차측으로 밀려나가게 한 후 제어봉 인출에 따라 팽창에 의하여 냉각재가 가압기로 재유입되어 정상운전시 수면이 가압기의 중간정도에 오도록 가압기의 용량을 결정한다. 이 가압기에는 수위측정 장치가 설치된다.

3. 결 론

모듈식 증기발생기를 사용한 일체형 신형원자로의 예비 개념설계를 수행하였다. 모듈식 증기발생기를 사용함에 따라 냉각재 순환펌프는 원자로용기 상부에 수직으로 설치하는 개념을 채택하였다. 가압기는 원자로 내에 별도의 용기를 사용하는 가열장치가 없는 내장형을 채택함으로써 대형 LOCA를 유발할 수 있는 일차측 배관계통이 제거되었다. 제어봉 구동장치는 핵분열 반응열을 이용한 원자로 기동에 알맞도록 제어봉 위치의 미세조정이 가능하도록 설계되었으며 내진성능의 향상을 위하여 원자로 외부로의 돌출부를 가능한 짧게 하였다. 앞으로는 일차적으로 해석적인 방법을 통하여 설계개념을 계속 검증보완할 예정이다.

4. 참고문헌

- [1] H. Fock and E. Schwieger, "Experiences with Otto Hahn under Specific Operation Conditions", *Proceedings of the Symposium on the Safety on Nuclear Ships*, pp.705-714. Hamburg, 5-9 december, 1977.
- [2] V.L. Polunichev, "Enhanced Safe Reactor Plant KLT-40 for Nuclear Ships and Power - Desalination Complexes", the 11th KAIF/KNS Annual Conference, Seoul, April 11-12, 1996.

- [3] 김용완, 이두정, 장문희, “신형원자로로서의 일체형 가압경수로 설계특성 분석”, pp.269-279, 한국원자력학회지 제27권 2호, 1994년 4월.
- [4] D.J. Lee, J.I. Kim, K.K. Kim, M.H. Chang, K.S. Moon, “An Integral Reactor Design Concept for Nuclear Co-generation Plant”, *IAEA Technical Committee Meeting on Integral Reactor Design Concepts*, Obninsk, Russia, October 9-12, 1995.
- [5] 김지호, 김용완, 김궁구, 김종인, 문갑석, “일체형 신형원자로의 기계구조 예비개념 설계”, pp.741-746, 한국원자력학회 ‘95 추계학술대회 논문집, 서울, 1995년 10월 28일.
- [6] 김용완, 김지호, 윤주현, 김주평, 김종인, “일체형 신형원자로의 증기발생기 개념 설계”, pp.735-740, 한국원자력학회 ‘95 추계학술대회 논문집, 서울, 1995년 10월 28일.
- [7] Bradbury, J. Longo, R. Strong, M. Hayns, "The Design Goals and Significant Features of the Safe Integral Reactor," *ANS '89 Annual Meeting*, Atlanta, Georgia, June 4-8, 1989.
- [8] F.M.Mitenkov, N.N. Ponomarev-Stepnoy, G.M. Antonovskiy, V.S.Kuul, N.E. Kukharkin, Y.G. Nikiporets, Y.K.panov, O.B. Samoylov, L.N. Flerov, "VPBER-600 Passive Safety Reactor Plant for Medium PPS of New Generation," *IAEA Technical Committee Meeting on Integral Reactor Design Concept*, Obninsk, Russia, May 16-20, 1994.
- [9] K.Sako, T. Oikawa, and J. Oda, "SPWR (System-integrated PWR)," *IAEA Technical Committee Meeting on Integral Reactor Design Concept*, Obninsk, Russia, May 16-20, 1994.
- [10] L.A.Adamovich, G.I.Grechko, V.V.Rumyantsev, V.K.Ulasevich, V.A.Shishkin, "Autonomous Nuclear Power Plant with Integrated Nuclear Steam Supply System Designed for Power and Heat of Remote Difficult-to-get Areas," *IAEA Technical Committee Meeting on Integral Reactor Design Concept*, Obninsk, Russia, May 16-20, 1994.
- [11] J.P. Ordonez, "CAREM: Operational Aspects, Major Components, Maintainability," *IAEA Technical Committee Meeting on Integral Reactor Design Concept*, Obninsk, Russia, May 16-20, 1994.
- [12] Mitenkov, O.B. Samoylov, Y.K. Panov, Y.P. Fadeyev, B.A. Averbakh, Y.A. Sergeyev, O.A.Morozov, "ABV-6 Small Power Reactor Plant," *IAEA Technical Committee Meeting on Integral Reactor Design Concept*, Obninsk, Russia, May 16-20, 1994.
- [13] K. Sako et al., "Advanced Marine Reactor MRX," *International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants Proceedings*, October 25-25, Tokyo, Japan, Vol.1. pp.6.5-1-6.5-7, 1992.
- [14] Z.Dafang, D.Duo, S. Qingshan, "5MW Nuclear Heating Reactor," *IAEA Technical Committee Meeting on Integral Reactor Design Concept*, Obninsk, Russia, May 16-20, 1994.
- [15] Xue Dazhi, Li Jicai, and Chang Dafeng, "An Integral Design of NHR-200," *IAEA Technical Committee Meeting on Integral Reactor Design Concept*, Obninsk, Russia, May 16-20, 1994.
- [16] L.V.Gurejeva, V.V. Egorov, V.A. Malamud, O.B. Samoilov, "AST-500 Reactor Plant with Low-Potential Integral Reactor, Development and Creation Experience," *IAEA Technical Committee Meeting on Integral Reactor Design Concept*, Obninsk, Russia, May 16-20, 1994.