

한국형 신형원자로 CP-1300의 개념 설계

노 희 천

한국과학기술원 원자력공학과 교수



한국형 원자로를 개량, 2001년부터 건설될 제2세대 원자로의 뒤를 이을 제3세대 원자로인 한국형 신형 원자로 CP-1300의 개념 설계가 최근 마무리되었다.

CP-1300은 혁신적인 피동 설계 개념을 이용하여 안전도를 대폭 향상시킨 원자로이다. 즉 무거운 것은 아래로 내려가고 가벼운 것은 위로 올라간다는 불변의 자연 법칙을 이용하여 각종 안전 장치를 설계함으로써, 설령 지진이나 폭격 등의 원인으로 발전소에 이상이 생길지라도 안전 장치가 운전원이나 전기 장치의 도움 없이 작동할 수 있도록 한다는 것이다. 피동 설계 개념은 발전소의 안전성 향상 뿐만 아니라 경제성에도 크게 기여할 것으로 기대된다.

94 년 여름 북한이 국제원자력기구(IAEA)의 정기 사찰을 거부하면서부터 시작된 북한의 핵무기 개발 의혹이 모든 언론 매체를 통하여 연일 보도되더니, 최근에는 한반도에너지개발기구(KEDO)와 한국형 경수로라는 단어가 일간지에 자주 나타난다.

이로 인해 많은 사람들이 원자력발전소의 존재와 중요성을 인식하게 되었다.

70년대 후반 이 땅에 원자력발전소가 처음 운전되어온 이래 한국의 원자력발전소에 이처럼 많은 사람이 관심을 보였던 적이 그 동안 몇 번 있다. 바로 두 차례의 오일 쇼크와 걸프전 때였다.

오일 쇼크는 지금까지 주기적으로 나타나면서 전세계를 긴장시켰는데, 석유 지하 자원이 전혀 나지 않는 우리 나라의 경우에는 그 영향이 매우 커서 그 때마다 에너지 수급 자립 정

책을 강력히 추진하게 되었다.

한편 석유·석탄 등 화석 연료는 연소할 때 배출하는 일산화탄소 및 이산화탄소와 아황산 가스 때문에 대기 오염을 일으키는 지구 온난화 현상의 주요인으로 지목되고 있다.

최근 각 국가의 이산화탄소 배출량을 규제하려는 세계 강대국의 움직임을 고려할 때, 석탄 매장량이 무한정 있다 하여도 우리나라의 에너지 수요 증가에 맞추어 제대로 공급하기 어려



한국표준형 원자로인 울진 3호기 원자로 본체

위 보인다.

이러한 점을 고려할 때에 현재 국내 전력 총생산량의 약 50%를 담당하고 있는 원자력 발전은 환경과 수급 문제를 동시에 해결할 수 있는 현실적인 대안이라고 여겨진다.

그러나 원자력 발전이 우리에게 큰 이익을 주고 있음에도 불구하고 아직도 많은 일반 대중은 원자력발전소의 안전성에 우려를 나타내고 있음을 안면도 사태나 영광의 시위에서 알 수 있다.

이들은 원자력 발전 이외의 다른 뚜렷한 대안이 없다는 점을 인정하면서도 안전성에는 우려를 나타내고 있다.

이러한 현상은 정도의 차이가 있을 뿐 원자력을 주에너지원으로 하는 대부분의 국가에서 나타나고 있다.

현재 전세계적으로 일반 대중의 안

전성에 대한 불안을 불식시키기 위한 안전성이 뛰어난 신형 원자로 개발이 활발히 추진되고 있다.

신형원자로 CP-1300

국내의 장기 전원 개발 계획을 보면 고속증식로가 도입될 것으로 기대되는 2025년~2030년 이전까지 가압경수로(PWR)를 주종 노형으로, 가압중수로(CANDU)를 보완 노형으로 건설하는 노형 전략을 갖고 있다.

가압경수로의 경우, 2004년까지 필요시 점진적인 설계 개선을 피하면서 울진 3·4호기와 같은 1,000MWe급 한국형 가압경수로(KSNPP)를 건설하며, 2005년 이후에 상업 운전을 개시할 원전에는 G-7 프로젝트로 개발 중인 차세대 경수로(KNGR), 즉

1,300MWe급 개량형 경수로가 채택될 예정이다.

차세대 경수로로는 System 80+의 NSSS 설계를 기본으로 하면서도 이중 콘크리트 격납 용기 및 일부 피동설계 개념을 도입하는 한국 고유 모델이 될 것이다.

그런데 급속한 기술 진보 속도를 생각할 때 KNGR이 고속증식로 도입 이전까지 20년 이상 반복적으로 건설될 것으로 기대하기는 어려우며, 2015년경부터는 차세대 가압경수로를 개량한 노형이나 피동형 가압경수로가 도입될 것으로 예상할 수 있다.

이러한 관점에서 신형원자로연구센터(CARR)는 안전성과 경제성이 향상된 21세기형 신형 원자로인 CP-1300(Carr Passive-1300) 개발을 목표로 국내 8개 대학 40명의 교수와 1백여 명의 석박사 과정 학생이 참여하여 91년부터 신형 원자로 개발에 필요한 핵심 기술 개발과 학술적인 기초 연구에 힘쓰고 있다.

센터의 설립 목적임과 동시에 소속 연구원들이 가장 중요시하는 CP-1300의 개발이다.

CP-1300은 혁신적인 피동 설계 개념을 이용하여 안전도를 대폭 향상시킨 원자로이다.

즉 무거운 것은 아래로 내려가고 가벼운 것은 위로 올라간다는 불변의 자연 법칙을 이용하여 각종 안전 장치를 설계함으로써, 설령 지진이나 폭격 등의 원인으로 발전소에 이상이 생길지

라도 안전 장치가 운전원이나 전기 장치의 도움 없이 작동할 수 있도록 한다는 것이다.

피동 설계 개념은 발전소 안전성의 대폭적인 향상 뿐만 아니라 발전소 단 순화에도 크게 기여하여, 건설비와 함께 운전·보수 비용도 크게 줄여 발전소의 경제성에도 크게 기여할 것으로 예상된다.

CP-1300의 개념 설계 방향

CP-1300을 개발하기 위한 개념 설계 연구 방향 설정에서는 다음 상황이 고려되었다.

- ① 국내 발전소 부지 부족 문제와 용량 증대에 따른 건설비 감소 효과를 고려할 때 대용량이 유리하다.
- ② 학계에서는 산업체보다는 장기적인 관점에서 피동형이나 혁신형 개념을 중점 연구하는 것이 바람직하다.
- ③ 국내에서 확보하고 있는 기술을 최대한 활용한다는 측면에서 KSNPP 또는 KNGR의 원자로 계통(NSSS)과 격납 용기 설계를 유지한다.

이상의 배경을 종합적으로 고려하여, CARR에서는 당분간 집중적으로 연구할 CP-1300의 개념은 한국형 표준 경수로의 NSSS 설계를 기반으로 한 대용량 피동형 가압경수로인 것으로 평가되었다.

용량은 1,300MWe급으로, 안전 기능 만큼은 피동 안전 계통만으로 달성 가능하도록 하고, 콘크리트 격납 용기

계통의 개념을 유지시키는 것이 기본 방향으로 설정되었다.

설계 개념 고찰

1. 원자로 및 원자로 냉각재 계통

원자로는 KSNPP형 원자로심을 채택하되, 출력 밀도를 낮추기 위해, 핵연료 집합체의 수를 1,300MWe급의 경우 241개에서 249개로 증가시킨다.

그리고 원자로 냉각재 계통은 KSNPP 및 System 80+에서와 같은 2(고온관), 4(저온관)형태(2-loop)를 채택한다.

대용량 canned motor pump도 기술적으로 가능한 것으로 판단되지만, 과도한 개발 비용이 수반되고 신뢰성 문제의 불확실성 때문에 기존의 밀봉 펌프를 사용한다.

따라서 CP-1300의 원자로 냉각 계통 배열은 KNGR과 동일하다.

밀봉 펌프를 사용하는 경우 펌프 정지시 유량 감소가 느리다는 장점이 있는 반면, 모든 소내의 전원 상실 사고가 일어날 때, 밀봉 냉각재 사고가 일어날 수 있다는 단점이 있기 때문에 2차 응축 계통이 밀봉 냉각재 사고가 일어나기 전에 충분한 감압·감온시키는 것을 확인할 필요가 있다.

2. 피동 잔열 제거 계통

문헌 조사 결과와 전년도까지의 연구 결과를 종합할 때, CP-1300에서

는 3가지 정도의 잔열 제거 계통(PRHR) 개념이 유망한 것으로 평가되고 있다.

① 1차측 자연 순환에 의해 격납 용기내 핵연료 교환 용수 저장 탱크(IRWST)에 잠긴 열교환기를 통해 붕괴열을 제거하거나(PRHR)(Option A),

② 증기발생기 2차측에 독립적인 비등 응축 자연 순환 회로를 두어, 증기발생기 보다 높이 위치한 격납 용기 외부 수조 내의 응축기(secondary condenser)를 통해 붕괴열을 제거하거나(Option B),

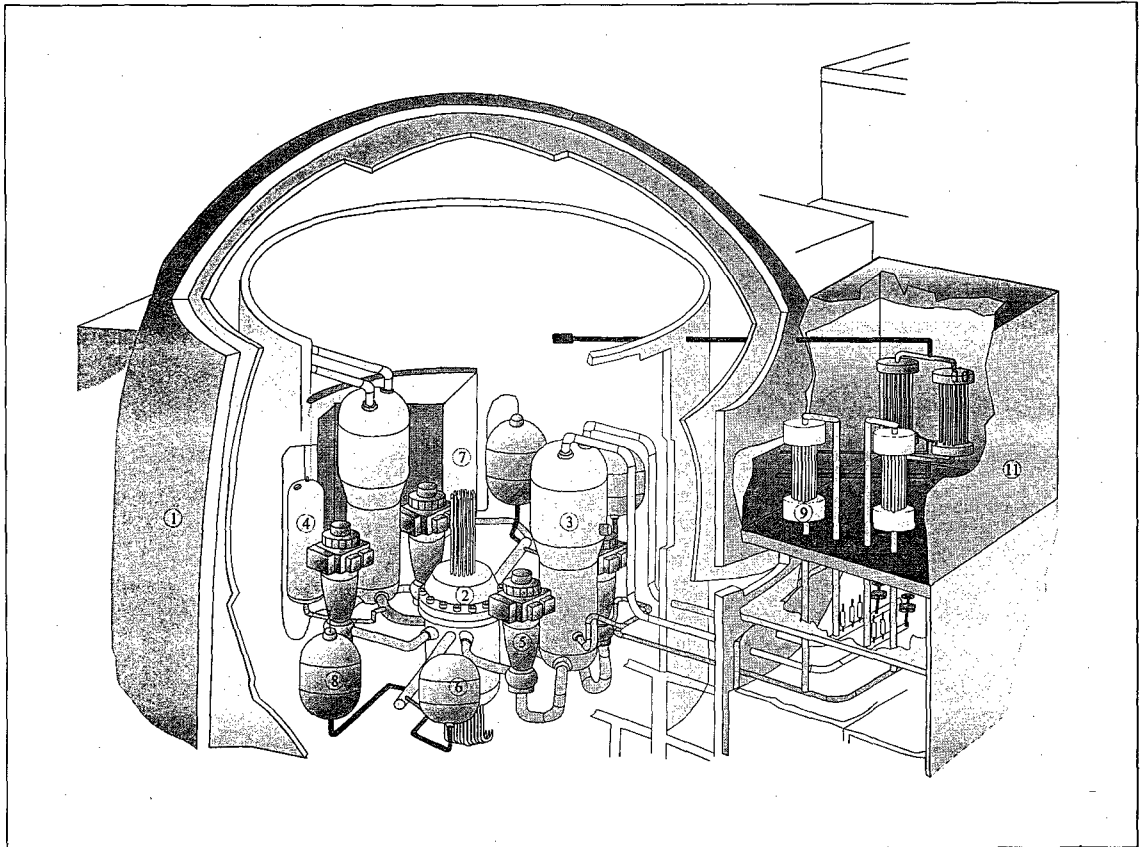
③ 증기 발생기의 2차측에 중력에 의해 주입된 냉각수를 비등한 후 대기로 방출시키는 방법 등이 있다(Option C).

95년도 안전 해석 결과, 2차측 급수 상실 사고시 Option A보다는 Option B가 1차 계통 압력을 더욱 효과적으로 감압시킨다는 사실을 보였다.

그래서 CP-1300에서는 격납 용기 내부 구조를 단순화하고 유지·보수가 편리하면서도 안전성 측면에서도 뛰어난 Option B를 기본 개념으로 채택하였다.

이 개념은 본질적으로 비등경수로에서 널리 사용되고 있는 isolation condenser와 같은 개념이다.

그리고 NPI(Nuclear Power International)에서 유럽형 가압경수로(European Pressurized Water Reactor, EPR)에 대한 개념을 정립



- | | | | |
|--------------|---------|---------------|------------------|
| ① 콘크리트 격납 용기 | ④ 가압기 | ⑦ 재충수 저장 탱크 | ⑩ 피동 격납 용기 냉각 계통 |
| ② 원자로 | ⑤ 냉각 펌프 | ⑧ 노심 보충수 탱크 | ⑪ 응축 수조 |
| ③ 증기 발생기 | ⑥ 축압기 | ⑨ 피동 2차 응축 계통 | |

〈그림 1〉 CP-1300 개념 설계도 주요 구성 부분

할 때 채택 여부를 신중하게 고려하였으며, 한국의 차세대 경수로 개발에 능동 계통을 보완하는 피동 계통으로 유력시되고 있다.

EPR의 개념은 Option C를 채택하였으며 응축기를 수조 안에 위치시키지 않고 안전 응축기 사용을 고려하였다.

즉 증기 발생기 2차측에서 발생한 증기는 안전 응축기 튜브 내부로 하강하면서 응축되고, 외부 탱크로부터 중력에 의해 주입된 냉각수가 튜브 바깥쪽으로 상승하면서 비등을 일으킨다.

그러나 Option B보다 계통이 복잡하다는 단점이 있다.

Option B의 피동 2차 응축 계통은

원자력발전소의 사고시, 방사성 물질의 외부 누출을 차단함과 동시에 피동적인 수단으로 잔열 제거를 할 수 있을 것으로 주목받고 있다.

〈그림 1〉과 같이 피동 2차 응축 계통은 기존의 가압경수로에 2차 응축기(secondary condenser)와 응축 풀을 격납 용기 외부에 설치한 형태이

다.

각 증기 발생기당 1개씩 2개의 독립된 냉각 회로를 가지며, 각 냉각 회로에는 두 개의 주증기관으로부터 증기 주입관들이 각각의 응축기 다발들에 연결되어 있다.

피동 2차 응축 계통의 증기 주입관과 응축수관은 격납 건물 관통부를 추가 설치하지 않기 위하여 격납 건물 외부인 주증기 밸브실 내에서 각각 주증기관과 주급수관과 연결된다.

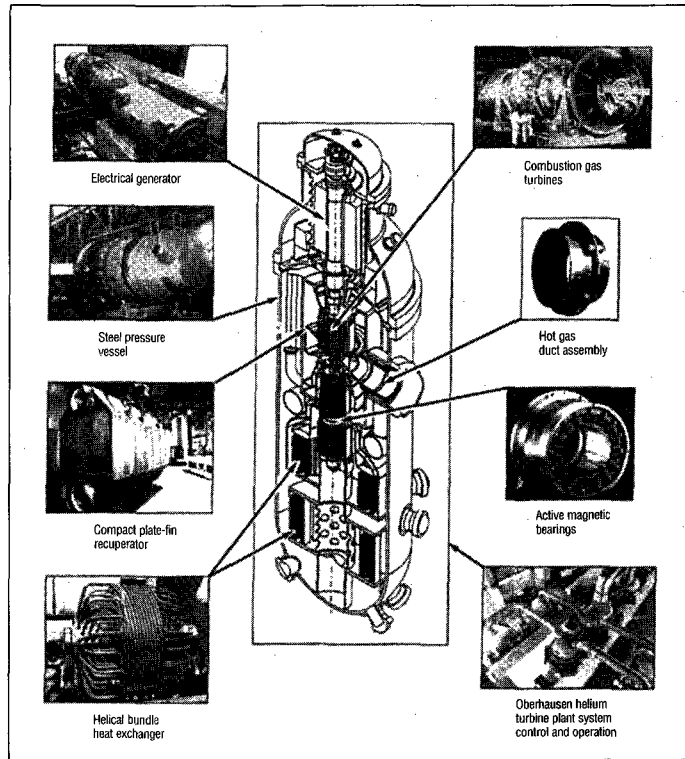
피동 2차 응축 계통 작동 밸브는 증기 주입관과 2차 응축기 사이에 위치하게 되는데, 정상시에는 잠겨 있다가 작동 시점에 열림으로써 주증기관으로부터 증기가 유입하게 된다.

이때 응축수관과 주급수관 사이의 밸브는 정상 상태는 열려 있어, 2차 응축 계통의 급격한 압력 변화를 방지할 수 있다.

피동 2차 응축 계통은 사고시 증기 발생기에서 발생하는 증기를 응축 풀속에 위치한 2차 응축기에서 냉각하여 열을 격납 용기 외부로 전달하게 된다.

이때 응축된 응축수는 2차 계통의 증기 주입관들에 위치한 증기와 응축수관을 차지한 응축수의 수두 차이에 의한 자연 대류에 의하여 증기 발생기로 되돌아가게 된다.

이러한 폐회로의 형성을 통하여 2차 계통의 압력과 물 보유량을 유지하면서 1차 계통의 잔열을 안전하게 제거할 수 있다.



Option C를 채택한 EPR의 동력전환시스템

하지만 증기 발생기 세관 파손이나 여타 사고에 의하여 2차측에 불응축성 기체가 포함될 수 있다.

이러한 불응축성 기체의 존재는 2차 응축 계통의 작동이 계속됨에 따라 응축기 하단에 축적이 된다.

이러한 응축기 내부에 불응축성 기체가 축적되면 응축 성능의 현격한 저하를 초래하여 2차 응축 계통의 기능의 마비로 이어지게 된다.

따라서 2차 응축 계통에서는 불응축성 기체를 격납 용기로의 배출을 통하여 응축기 성능 저하를 방지할 수 있게 하였다.

3. 피동 안전 주입 계통

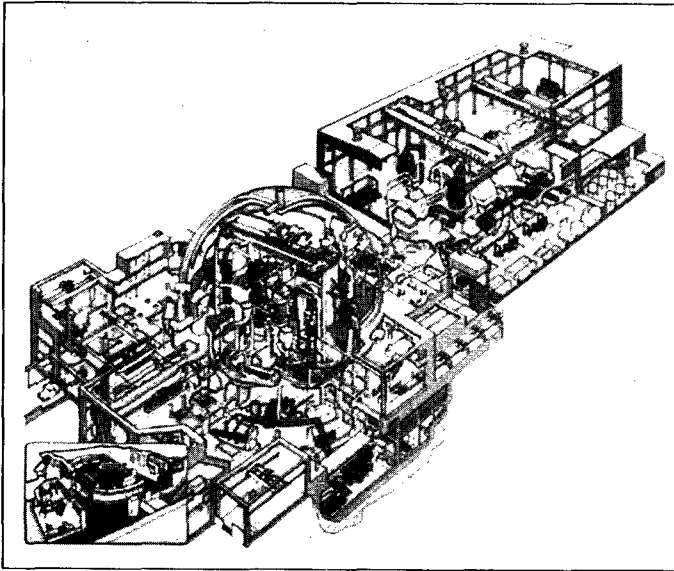
차세대 경수로(KNGR)에서는 고압 주입은 고수두 저유량 펌프, 중간압은 질소 기체에 의해 가압된 축압기, 저압 주입은 저수두 고유량 펌프에 의해서 이루어진다.

CP-1300에서도 중간압을 위한 축압기는 유지하고, 저압 주입은 IRWST의 핵연료 용수를 중력의 수두에 의해서 노심으로 주입한다.

IRWST 용수의 효과적인 노심 주입을 위해서는 1차 계통의 감압에 의해서 자동 감압 계통(Automatic Depressurization System, ADS)이 구비되어야 한다.

고압 안전 주입 장치로는 스파저를 설치한 노심 보충수 탱크를 이용한다.

AP-600의 노심 보충수 탱크는 저온관 압력 균형관을 이용해서 LOCA 시 저온관으로부터 더운 물이 노심 보충수 탱크 상부로부터 채워지고, 노심 보충수 탱크 주입관에서 들어온 물만큼 빠져나가는 자연 순환 기간을 유지하다가, 파단면에서 계속 물이 유출되므로 저온관에 물이 빠져나가면 그때부터 자연 순환 기간은 중지되고, 노심 보충수 탱크의 수위가 감소하는 노



시스템 80+ 표준원전의 구조도

심 보충수 탱크 주입 기간이 된다.

AP-600의 설계는 노심 보충수 탱크로부터의 안전 주입은 용이하게 하나, 정상 운전시에 저온관과 노심 보충수 탱크 사이에 차단 밸브가 없기 때문에, 노심 반응도 조절을 위한 노심 보충수 탱크의 보른 함유수의 농도가 저온관과 노심 보충수 탱크 상부의 내부 자연 순환으로 인해서 희석이 될 우려가 있다.

그래서 CP-1300에서는 AP-600의 저온관 압력 균형관 대신에 가압기 압력 균형관을 이용하고 있다.

사고시 노심 보충수 탱크의 상부로 흘러 들어오는 가압기로부터의 증기와 노심 보충수 탱크의 과냉각수와와의 급격한 응축이 노심 보충수 탱크의 주입을 지연시킬 우려가 있기 때문에, 이것을 막을 수 있도록 노심 보충수 탱크의 상부에 스파저를 설치하였다.

4. 피동 격납 용기 계통

피동 개념을 도입한 격납 용기 냉각 계통으로는 기존의 AP-600의 PCCS 개념 등이 있다.

AP-600 등에서 채택하고 있는 철제 격납 용기의 경우, 격납 용기 벽면을 통한 열 제거에 의존하고 있다.

이때 출력이 증대되면 격납 용기 체적은 그것에 거의 비례하여 증가되나 표면적은 그렇지 못하다는 단점이 있기 때문에, 열 용량이 커짐에 따라 철제 격납 용기는 증가된 붕괴열을 제거하기 위하여 대폭 크게 설계되어야 한다.

따라서 용량이 증가함에 따라 격납 용기 제작 및 건설 공정이 어려워지고, 건설비가 상당히 상승할 것으로 예상된다.

또한 안전성을 높이기 위해 이중 격납 용기가 요구되는 경우에는 채택될 수 없는 약점이 있다.

기존의 가압경수로에 사용되는 콘크리트 격납 용기를 그대로 이용하면서 피동적인 냉각을 시킬 수 있는 경우에는 여러 가지 이점이 기대된다.

기존의 가압경수로에 사용되고 있으므로 건설 및 운전에 많은 경험이 있으며, 용량 격상이 용이하고 철제 격납 용기에 비해 큰 설계 압력을 가질 수 있다.

이러한 이점을 살리는 피동 격납 용기 냉각 계통의 한 개념으로 SBWR의 격리 응축기를 이용하는 방법이 제시되었다.

그러나 SBWR의 격리 응축기 개념을 가압경수로의 피동 격납 용기 냉각 계통으로 사용할 경우, 높은 공기 질량 분율을 가지는 격납 용기 내부의 증기-불응축성 기체 혼합물을 응축시킬 때 축적되는 불응축성 기체를 제거할 억제 탱크(suppression tank)가 존재하지 않으므로 축적되는 불응축성 기체를 제거할 방법이 요구된다.

축적되는 불응축성 기체를 제거하는 방법으로는 증기 구동 배출기가 사용된다.

즉 격리 응축기 내부에 축적되는 불응축성 기체를 고압의 증기 발생기 증기를 이용하여 격리 응축기 내부로부터 격납 용기 안으로 다시 뽑아내는 것이다.

〈그림 1〉은 CP-1300의 개념 설계도로서 위의 격리 응축기를 이용한 피동 격납 용기 냉각 계통을 포함하고 있다.

LOCA시 방출된 증기가 격납 용기의 내부 압력을 증가시킬 때, 격납 용기 내부의 증기-불응축성 기체 혼합물은 격리 응축기로 유입되어, 그 중 증기가 응축됨으로써 격납 용기 내부의 압력이 감소, 격납 용기의 손실로 인한 외부로의 방사능 누출을 방지할 수 있는 것이다.

응축기 내부에 축적되어 증기의 응축을 방해하는 불응축성 기체는 공기 배출기를 이용하여 격납 용기 내부로 다시 복귀되고, 응축된 증기는 응축수 회수관을 통해 격납 용기로 되돌아간다.

감소되는 증기발생기 2차측 물 재고량을 보충기 위해 보충수를 제공할

수 있는 증기발생기용 보충수 탱크가 증기발생기에 연결되어 있다.

설계 개념에 대한 안전 해석

최적 해석 코드인 RELAP5를 이용한 CP-1300의 안전 해석을 위해서는, 코드가 CP-1300에서 새롭게 추가되는 장치에서 일어나는 현상에 대한 모델링이 되어 있는지 확인하고, 만약 들어있지 않다면, 실험이나 기존의 실험식을 이용한 코드 개선이 반드시 필요하다.

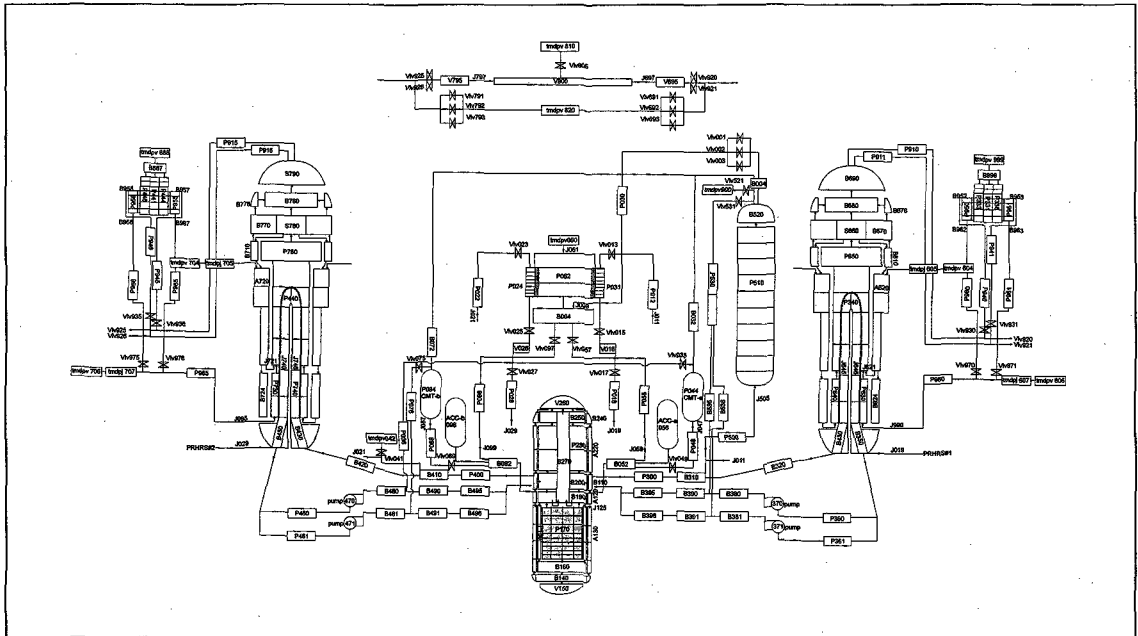
CP-1300에서 대표적으로 추가되는 장치는 스파저를 이용한 노심 보충수 탱크와 2차 응축 계통이다.

스파저를 이용한 노심 보충수 탱크에서는 증기관 입구에서 증기 제팅과 같은 급격한 응축 등의 현상이 예상되나, RELAP5/MOD3.1에는 이러한 응축 모델은 없는 것으로 알려져 있다.

최근에 한국과학기술원 원자력공학과에서는 노심 보충수 탱크 실험 데이터를 이용해서, 스파저를 설치한 노심 보충수 탱크 해석용 RELAP5를 개발하였다.

2차 응축 계통에서 예상되는 주요한 현상은 비응축 기체 존재시의 막응축이다.

현재 RELAP5는 막응축시에 Nusselt의 상관식을 사용하고 있는



〈그림 2〉 CP-1300의 RELAP5/CP의 노드화

데, 이 상관식은 종류 유동시에 적용되는 것인데, 실제 응축기에서는 주로 난류 유동이 예상된다.

그리고 이 상관식은 노드 크기의 1/4에 반비례하는 경향을 보이기 때문에 노드 수와 노드 크기에 따라서 전혀 다른 결과가 생긴다.

2차 응축 계통의 안전 해석을 위해서는 RELAP5의 막응축 모델의 개선이 필수적이다.

한국과학기술원 원자력공학과에서는 CP-1300의 2차 응축 계통 안전 해석을 위하여 개선된 막응축 모델을 가진 RELAP5를 개발하였다.

개선된 RELAP5는 계산된 결과가 노드 수나 노드 크기에 무관한 것으로 나타났으며, 난류 유동에도 적용할 수 있는 상관식을 사용하였다.

이것으로 CP-1300의 안전 해석을 위해서 노심 보충수 탱크 모델과 개선

된 막응축 모델을 가진 RELAP5가 개발되었으며, 이것을 RELAP5/CP라 명명하였다.

CP-1300의 개념 설계를 바탕으로 RELAP5/CP의 노드화도 아울러 개발하였다.

〈그림 2〉는 CP-1300의 RELAP5/CP의 노드화이다.

RELAP5/CP를 이용해서 LOCA 중에 가장 심각한 사고인 직접 원자로 용기 주입관(DVI line)의 양단 파단 사고를 해석하였는데, 그 결과 CP-1300은 침투 피복관 온도가 IRWST가 주입되기 전까지 2,200°F를 초과하지 않아서 안전한 것으로 결과가 나왔다.

아울러 소내의 전원 상실 사고시에 CP-1300의 2차 응축기 계통과 AP-600의 PRHRS의 성능을 비교하기 위해 소내의 전원 상실 사고의 안전

해석을 수행하였다.

RELAP5/CP를 이용한 안전 해석 결과는 〈그림 3〉에 나타나 있다.

〈그림 3〉은 SC의 응축기와 PRHRS의 열교환기의 봉괴열을 제거할 수 있는 능력을 나타낸 것이다.

이 결과는 AP-600의 PRHRS보다 CP-1300의 SC가 봉괴열을 훨씬 잘 제거할 수 있다는 것을 보여주고 있다.

설계 개념에 대한 실증 실험

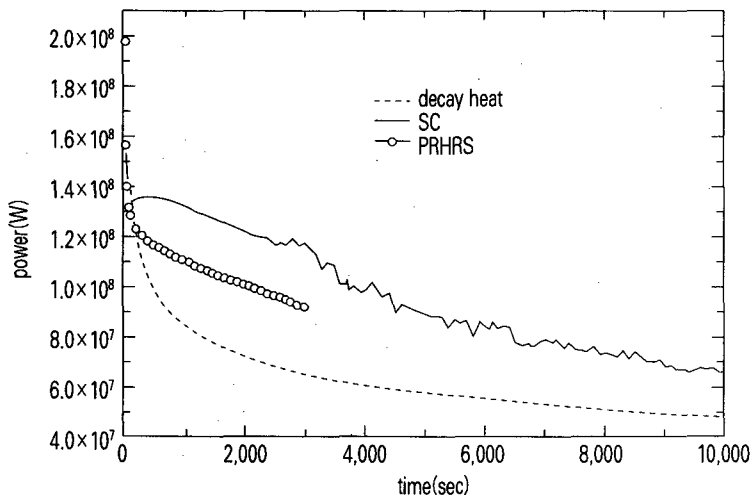
1. 피동 안전 주입 계통

CP-1300의 피동 안전 주입 계통에서 축압기와 IRWST는 차세대 원자로(KNGR)의 것과 같은 설계 개념을 가지고 있기 때문에 설계에 필요한 데이터는 확보할 수 있을 것으로 기대한다.

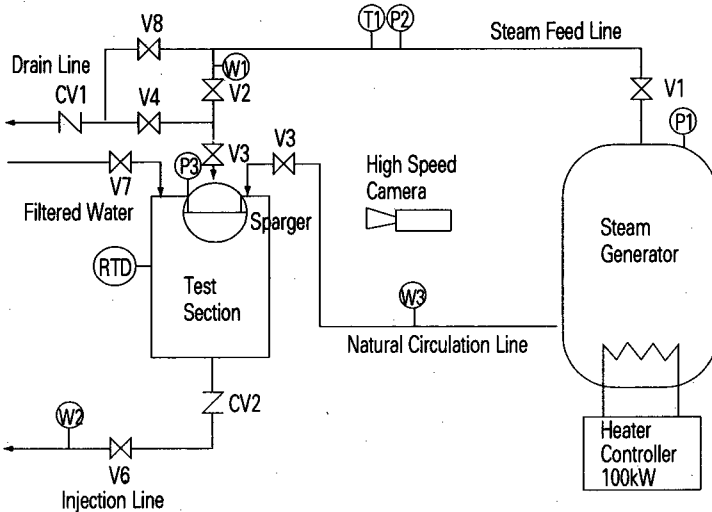
IRWST의 주입을 위한 자동 감압 장치(ADS)에 대한 실험은 이탈리아의 ENEA에서 현재 수행중이므로 이것 역시 데이터를 확보할 수 있으리라 생각된다.

그러나 스파저를 설치한 노심 보충수 탱크는 CP-1300의 고유한 개념이기 때문에 실증 실험이 필요하다.

한국과학기술원에서는 현재 저온·저압 노심 보충수 탱크 실험 수행을 마쳤으며, 이 실험을 토대로 스파저를 설치한 노심 보충수 탱크의 열수력학적 특성을 고찰하였고, 안전 해석을 위한 RELAP5/MOD3.1의 응축 모델을 개선하였다.



〈그림 3〉 RELAP5/CP를 이용한 CP-1300의 SC와 AP-600의 PRHRS의 열전달률 비교



(그림 4) 저온·저압 노심 보충수 탱크 실험 장치

(그림 4)는 저온·저압 노심 보충수 탱크 실험 장치이다.

본 실험의 결과에 의하면, 사고시 노심 보충수 탱크의 주입 밸브를 열면, 가압기의 뜨거운 증기와 노심 보충수 탱크의 과냉각수가 직접 만나 급격한 응축이 유발되어 상부의 압력이 급격히 감소하고, 가압기와의 압력차로 인해서 노심 보충수 탱크의 상부 증기관 입구에서는 증기 제팅 같은 현상을 관찰할 수 있었다.

이 증기 제팅은 노심 보충수 탱크 내의 물을 상하로 순환시켜서 노심 보충수 탱크 전체의 물 온도를 증가시켜, 노심 보충수 탱크 전체가 일정한 온도가 될 때까지 증기 제팅은 계속 일어나게 되고, 노심 보충수 탱크 주입은 지연된다.

스파저의 역할은 이 증기 제팅을 스

파저 상부까지 제한하여, 스파저 상부 물이 일정한 온도까지 증가하게 되면 주입이 되도록 하는 것이다.

저온·저압 실험 장치는 주로 열수력학 현상을 관찰하는 데 사용되고, 실제 설계 데이터를 얻으려면 고온·고압 실험이 반드시 필요하다.

고온·고압 실험은 98년경에 행해질 계획이다.

2. 2차 응축 계통

2차 응축 계통에 관한 연구는 전세계적으로 다양하게 진행되고 있다.

특히 BWR에서 채택하고 있는 격리응축기(isolation condenser) 계통은 2차 응축 계통과 많은 연관성이 있으며 이미 상당한 기술 개발이 이루어졌다.

또한 우리 나라에서도 차세대 경수

로(KNGR)의 피동 잔열 제거 계통으로 비안전성 2차 응축 계통이 검토되고 있다.

현재 한국전력기술(KOPEC)에서는 2차 응축 계통에 대한 설계가 진행되고 있으며, 한국과학기술원에서는 KOPEC의 설계와 보조를 맞추어 2차 응축 계통의 설계와 검증에 필요한 코드 해석 체계를 구축하고 있다.

현재까지의 2차 응축 계통에 관한 전 세계적인 연구가 진행되고 있어 2차 응축 계통에 관한 기술의 빠른 개발이 필요한 실정에 있다.

이러한 상황에서 2차 응축 계통의 코드 체계의 개발에 필요할 뿐만 아니라, 설계에 필요한 실험 결과를 얻는 것이 무엇보다도 중요하다.

따라서 한국과학기술원에서는 2차 응축 계통에 대한 실험 데이터를 확보하기 위하여 축소된 규모의 실험을 수행할 계획이다.

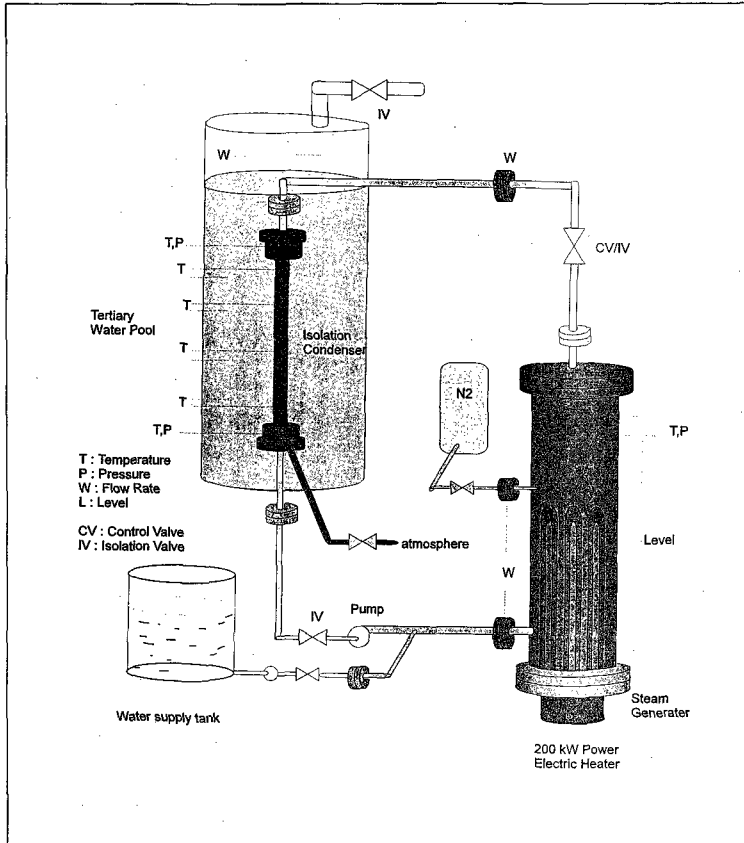
실제 사용될 수 있는 데이터를 확보하기 위하여 실제 발전소의 2차 계통과 동일한 고압의 압력 조건(7.5 MPa)하에서 실험을 수행하게 된다.

수행될 실험은 풀에서 응축기의 성능에 관한 실험으로서 실제 설계에 사용될 응축기와 동일한 응축기관을 사용한다.

(그림 5)는 현재 제작중인 2차 응축 계통 실험 장치이다.

실험 장치는 응축풀·응축기·증기 발생기로 구성된다.

본 실험을 통하여 얻을 수 있는 결



(그림 5) 2차 응축 계통 실험 장치

과로서는 응축기에서의 응축 열전달 및 비등 열전달 계수, 응축기에서 응축에 의한 압력 강하가 있다.

또한 응축기에서 발생할 수 있는 CHF에 관한 연구와 응축기 내부에 불응축성 기체의 존재시 열전달 계수 감소에 관한 연구를 수행할 수 있어 고압에서의 응축기에 대한 성능을 파악할 수 있게 된다.

또한 실험을 통한 데이터뱅크의 구축은 2차 응축 계통의 설계와 해석에

많은 기여를 하게 될 것이다.

현재 2차 응축 계통의 실험 장치의 설계와 제작이 진행중에 있다.

2차 응축 계통 실험 장치는 (그림 5)와 같다.

실험에 사용될 응축기는 실제 사용될 크기와 동일한 길이 1.8m, 직경 50.8mm 스테인리스 스틸관이 사용된다.

1개의 응축기관에서의 열전달 용량을 고려하여 실험에 필요한 증기발생

기의 용량은 200kW로 설정하였다.

본 실험에 관한 연구는 95년에 시작되어 96년까지 실험 장치의 제작을 완료하게 된다.

2차 응축 계통에 관한 실험과 이를 통한 해석 코드 체계의 개발은 98년에 완료될 예정으로 진행중에 있다.

3. 피동 격납 용기 냉각 계통

피동 격납 용기 냉각 계통 설계 개념을 신형 원자로에 실현하기 위하여 실험과 더불어 이론적인 해석을 행하고 있다.

PCCS 작동시의 격납 용기 내부 상태의 분석이 요구되었고, 스켈링을 통해 PCCS 실증 실험 실험 조건과 중요 설계 변수가 결정되었다.

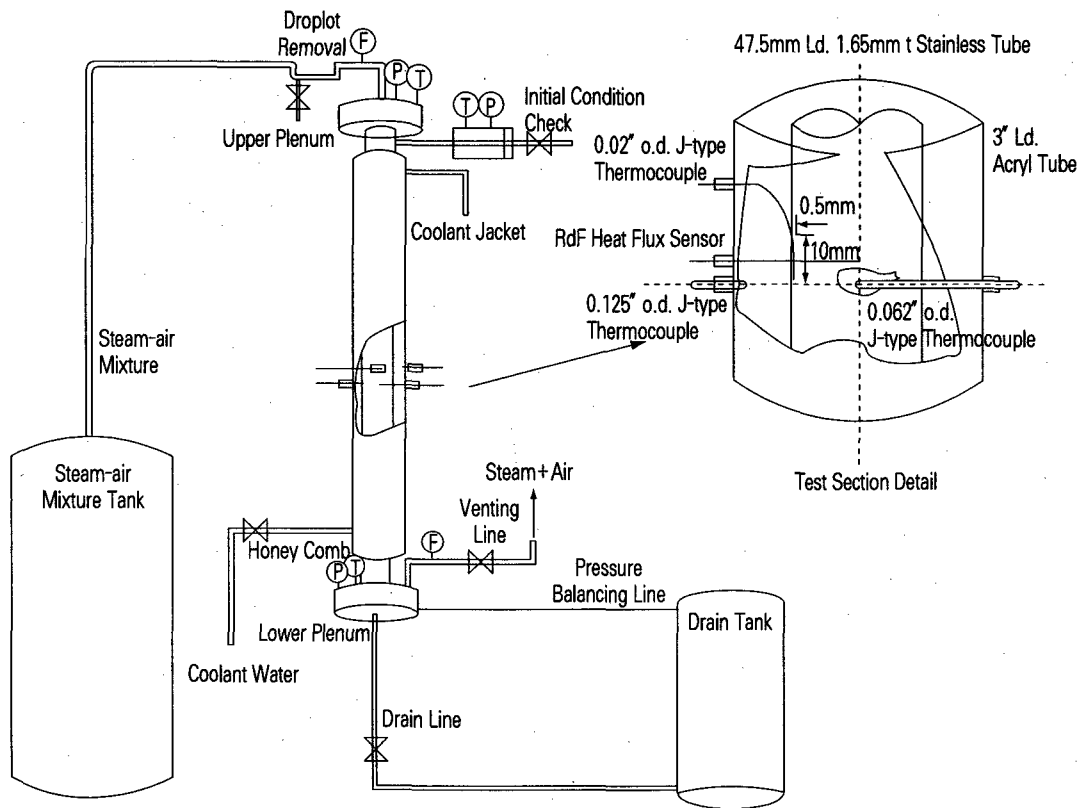
실험 장치를 RELAP5/CP로 모사하여 열전달 실험을 예측하였다.

RELAP5/CP 모사 결과와 기존의 연구 결과를 바탕으로 실험 장치를 설계하고 제작한다.

응축 열전달 데이터베이스를 구축하고 있으며, 또한 기존의 응축 열전달 계수 상관식을 고찰하고, 이론적 해석을 시작할 예정이다.

피동 격납 용기 냉각 계통 실험 장치는 (그림 6)에 나타나 있다.

이 실험에서는 증기의 응축을 방해하는 불응축성 기체의 영향을 살펴보고, 수직관 내부의 국부적인 열전달 계수 및 열유속 등을 측정함으로써 격리 응축기 내부 응축 현상을 이해하고 설계 코드 검증 실험을 수행하고자 한다.



(그림 6) 피동 격납 용기 냉각계통 실험 장치

맺는말

한국형 차차세대 경수로에 해당하는 CP-1300의 개념 설계 연구는 92년부터 시작되어 그 동안 여러 가지 대안에 대한 설계 계산, 안전 해석, 장단점 비교 분석 등이 수행되었으며, 그 결과 기본 개념과 피동 안전 장치들에 대한 예비 설계 변수들이 도출되었다.

현재 CP-1300의 안전 해석을 노심보충수 탱크 모델과 개선된 막음축 모

델을 가진 RELAP5/CP를 개발하였다.

RELAP5/CP를 이용한 직접 원자로 주입관의 양단 파단 사고와 소내의 전원 상실 사고 해석을 해본 결과, CP-1300의 안전성이 입증되었다.

97년 이후에는 추가적인 안전 해석과 함께 설계를 계속 개선해 나가면서, 확률론적 안전성 평가, 경제성 평가, 새로운 부품에 대한 고압 실증 실험 등도 수행할 예정이다.

또한 수행해야 될 중요한 연구는

2000년대 이후에 행해질 CP-1300의 종합적 실증 실험을 위한 스켈링 방법론을 개발하는 것이다.

본 연구 개발의 궁극적인 목표는 노형 선정에 위한 타당성 평가에 필요한 기본적인 안전성 및 경제성 평가를 99년말까지 완료하여, 매력적인 CP-1300 개념을 우리 원자력 산업계에 제시함으로써, 안전성 뿐만 아니라 경제성을 대폭 향상시킨 한국형 신형 원자로 개발에 적극적으로 기여하는 것이다. ☞