

피동형원자로의 안전설비 설계인자 및 캔드모타 펌프 관성 변화에 따른 민감도 분석

최철진, 정법동, 김성오, 황영동, 장문희

한국원자력연구소

요 약

가압경수형 피동형 원자로의 대표적인 노형인 미국 westinghouse사의 AP600을 참조발전소로 하여 피동형기기 용량 및 캔드형 원자로냉각재 펌프의 관성에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 분석결과 축압기 및 노심보충수탱크는 용량을 20% 감소시킨 경우에 대해서도 핵연료 피복재온도는 설계기준치를 충분한 여유도를 가지고 만족하고 있는 것으로 분석되었으며, 중력과 밀도차이에 의하여 형성되는 자연대류를 이용하는 피동잔열제거계통의 성능은 초기조건보다는 기기의 용량과 위치에 더 큰 영향을 받는 것으로 나타났다. 또한 원자로냉각재 펌프의 관성이 증가함에 따라 DNB 여유도가 증가하며 저관성일 경우 trip system의 지연시간이 중요한 것으로 나타났다.

1. 서 론

피동형 원자로는 능동형 원자로와는 달리 사고시에 중력과 밀도차이에 의해 작동되는 자연대류 방법과 압축공기와 같이 외부전원이 필요 없는 계통과 기기로 구성되었기 때문에 계통의 반응이 느리고 계통 및 기기간의 상호 의존성이 크다. 능동형 원자로의 경우에는 각 안전설비의 특성이 비교적 원자로의 특성과 독립적으로 유지되므로 용이하게 안전설비의 작동특성을 설정할 수 있으나 피동형 원자로의 경우 안전설비의 작동특성은 안전설비를 구성하는 각 기기들의 용량, 설치위치, 원자로의 상태 및 격납용기의 온도/압력 등의 변화에 크게 영향을 받는다. 따라서 피동형원자로 계통의 설계인자를 설정하기 위해서는 피동형원자로의 안전성에 중요한 영향을 미치는 주요기기들에 대한 민감도 분석이 수행되어 피동개념 및 피동기기들의 성능이 원자로의 안전성에 미치

는 영향이 평가되어야 한다.

본 연구에서는 피동형원자로의 설계변수설정을 목적으로 가압경수형 피동형원자로의 대표적인 노형인 Westinghouse사의 AP600을 참조노형으로하여 최적평가 열수력해석 전산코드인 RELAP5/MOD3 Version 3.1.2를 사용하여 축압기, 노심보충수탱크, 피동잔열제거계통 및 캔드모터 펌프의 관성영향에 따른 민감도 분석을 수행하였다.

2. 피동형 기기 용량 및 원자로냉각재 펌프의 관성변화에 따른 민감도 분석

2.1 해석 모델

피동형원자로의 안전설비 설계인자 및 원자로냉각재 펌프의 민감도 분석을 위해 참조노형인 AP600을 그림 1과 같이 모델하였다. 일차계통, 이차계통 및 피동안전계통은 고온관, 증기발생기, CMT, 축압기 및 두개의 저온관과 두개의 펌프로 각 루프에 모델 하였으며, 증기발생기는 출구측 플레넘을 둘로 나누어 각각 캔드모터를 사용하는 펌프의 입구측과 연결하였다. 루프1에는 가압기와 가압기에 연결된 1단계부터 3단계까지의 자동감압밸브계통을 모델링 하였으며 4단계 자동감압 밸브계통은 루프 1, 2의 고온관에 연결되고, 가압기 방출관과 DVI 라인 사이에 IRWST를 모델링 하였다. 가압기 상부와 CMT 사이의 압력 균형관은 AP600의 최근 설계변경에서 제거되었기 때문에 모의하지 않았다. 원자로용기는 하부 플레넘, 노심, 반사체, 핵연료 안내관, 상부 플레넘 및 원자로 헤드를 각각 모델 하였으며 Downcomer는 주입된 냉각수의 우회현상과 이에 따른 냉각수의 노심내 주입량의 감소를 고려하기 위하여 원주형 방향으로 8개의 Section을 도입하고 서로 Cross Flow Junction으로 연결하였다. 핵연료 및 IRWST의 열교환기는 물론 주요 기기를 구성하는 열 구조물도 함께 모델 하였다.

2.2 축압기 (Accumulator) 용량 민감도 분석

피동형원자로의 경우 대형 냉각재 상실사고시 축압기의 냉각수가 고갈되기 전에 노심이 재관수되어 핵연료가 냉각되어야 하므로 축압기로부터의 냉각수 주입이 매우 중요한 역할을 한다. 저온관 양단파단사고는 노심에서의 유동정체화를 야기하여 핵연료가 가열될 수 있는 가장 심각한 결과를 보일 수 있으므로 저온관이 완전파단되는 대형 냉각재 상실사고를 설계기준사고로 설정하여 축압기의 크기 변화에 따른 냉각수 주입량의 변화에 대한 민감도 분석을 수행하였다.

그림 2는 가압기 상부 및 증기발생기에서의 압력거동에 대한 해석결과로서 일차측 압력은 파단 발생후 급격히 감소하여 가압기 저압력 신호에 의하여 원자로가 트립되고 동시에 CMT 주입라인의 밸브가 개방되어 CMT로부터 냉각수 주입이 시작되었다. 그러나 이 주입유량은 파단부위를 통

한 냉각재 유출에 비하여 매우 작아 노심의 냉각을 유지하기에는 충분하지 않았다. 노심에 기포가 발생하기 시작하면 압력감소는 다소 둔화되나 지속적인 유출로 인하여 압력이 계속 강하되어 결국 축압기로 부터의 냉각수 주입이 시작된다. 일차측 압력이 격납용기 압력 수준까지 떨어지게 되면, 축압기로부터 주입된 냉각수는 노심을 다시 채우기 시작하여 핵연료를 냉각상태로 상태로 회복시킨다. 이차측 압력은 일차측으로 부터의 열전달에 의하여 파단직후 약간 상승하여 일정한 압력을 유지한다. 따라서 일차측 압력이 이차측 압력 보다 낮게된 후부터는 증기발생기가 초기의 열 제거원에서 열제공원으로 바뀌게된다.

그림 3은 축압기 크기의 20% 증감에 따른 결과로서 축압기 크기를 20% 감소시킨 경우 재관수 시 노심의 혼합수위가 낮게 예측되었으나, 핵연료의 가열정도는 미미하게 상승하여 규정치인 1477.6K (2200°F) 보다 매우 낮아 현재의 설계에서도 20% 정도의 축압기 크기 감소에 대한 여유가 있음을 알 수 있었다.

2.3 노심보충수탱크 (CMT) 민감도 분석

소형 냉각재 상실사고는 CMT에 의한 냉각수 주입으로 노심의 노출 및 가열을 방지할 수 있는 경우로, 일차계통내의 열수력학적 현상이 천천히 변화하여 액체와 기체의 분리가 발생한다. 안전주입관의 파단은 피동안전계통으로부터의 냉각수 주입이 한쪽 회로에서만 가능하게되어 가장 심각한 결과가 예상되므로 DVI 관 양단이 완전 절단된 경우를 선정하여 분석하였다.

그림 4는 일차측 및 이차측 압력거동으로서, 사고가 발생하면 DVI 관의 파단부위를 통한 냉각재 방출로 일차측 압력은 급격히 감소하며 이차측 압력은 다소 증가한 후 일정압력을 유지한다. 가압기 저수위 설정치에 의해 원자로가 정지되고 동시에 주급수 격리밸브가 닫히고 CMT 격리밸브가 열리기 시작하며 원자로 냉각재 주펌프가 Coastdown 한다. CMT의 격리밸브가 열리면서 파단루프의 CMT 냉각수는 파단부위를 통하여 격납용기로 방출되고 건전루프의 CMT 냉각수가 소량 주입되기 시작한다. 일차측 압력이 계속 감소하면 냉각재가 포화상태로 되고 방출유동도 이상 유체로 되어 유량이 감소한다. 이때 일차측 압력은 정체상태를 보인다. CMT로부터의 주입에 따라 CMT의 수위가 감소하여 1단계에서 3단계까지의 자동감압계통 밸브가 차례로 개방되기 때문에 다시 압력이 감소하기 시작한다. 자동감압계통의 밸브가 차례로 개방되는 동안 일차측 압력이 축압기 압력에 도달하게되면 축압기로부터 다량의 냉각수가 주입된다. 축압기로부터의 안전주입이 끝나고 CMT의 수위가 25%까지 떨어지면 4단계 자동감압계통 밸브가 개방되어 냉각재를 격납용기 내부로 방출하기 시작한다. 일차측 압력이 계속 감소하여 IRWST로부터 수두에 의하여 냉각수가 주입할 수 있게 되면 노심은 자연순환에 의해 냉각상태를 계속 유지하게 된다.

소형 냉각재 상실사고에서는 CMT의 기능이 핵연료의 가열을 방지하기 위하여 중요한 역할을 하므로 CMT의 크기에 따른 사고 거동을 파악하기 위하여 20%의 크기 증감에 따른 계산을 수행하였다(그림 5). CMT의 크기 변화에 따라 사고 거동은 노심노출이 발생하지 않았기 때문에 큰 차이를 보이지 않았으며 단지 노심내 수위와 축압기 및 IRWST로부터의 냉각수 주입시기에 약간의 변동이 있었다. 따라서 소형 냉각재 상실사고에서 노심이 포화상태의 유체로 유지되어 핵연료 피복재의 가열이 발생하지 않는다면 CMT의 크기 변화는 중요한 일차계통내 유체의 열수력학적 천이거동에 큰 영향을 끼치지 않음을 알 수 있었다.

2.4 피동잔열제거계통(PRHR) 민감도 분석

피동잔열제거계통은 비냉각재상실사고시 2차측을 통한 노심잔열제거기능이 상실되었을 경우 노심의 잔열을 제거하는 계통으로 2차측의 열침원이 상실되고 PRHR가 작동하는 모의사고를 가정하여 성능해석을 수행하였다.

피동잔열제거계통의 열교환기에서 발생하는 열전달 현상은 일차측에서는 단상의 대류열전달이 발생하고 이차측에서는 대류열전달과 상변화에 의한 열전달이 발생한다. PRHR 열교환기 해석에는 W/H사의 피동잔열제거 열교환기의 열전달 실험결과에 의한 핵비등 영역의 열전달 상관식을 사용하였으며, Rohsenow & Griffith의 임계 열유속 상관식, Henry의 최소막비등 열속상관식, Bowering의 천이비등 상관식 및 Berenson의 막비등 열전달 상관식을 사용하여 분석하였다.

피동잔열제거계통의 설계요건의 만족여부를 검토하기 위하여 모의시간을 72시간으로 하였고 모의 시작 시점은 원자로정지 후 1000초가 경과된 시점으로 정하였다. 분석결과 PRHR 작동 후 약 2000초부터는 초기조건의 영향은 없는 것으로 나타났다[5].

PRHR 성능에 영향을 미치는 설계인자 중 자연순환유량에 영향을 주는 열교환기의 중심높이 변화에 따른 특성분석을 수행하였다. 열교환기의 중심높이를 높임에 따라 PRHR의 냉각능력이 증가함을 보여 주었는데 중심높이를 원래의 4.6m에서 약 1 m(22%) 증가시켰을 때 작동 72시간 후에 약 3 °C 더 냉각되었다.

열교환기의 튜브수의 변화에 대한 민감도 분석결과로서 튜브 갯수를 25% (100개)증가 시켰을 때 계통작동 72시간 후에 약 5 °C 냉각효과를 가져왔다[5]. 이러한 결과로부터 피동잔열 열교환기는 열교환기의 위치와 열교환기 열전달 면적의 영향을 지배적으로 받는 것을 알 수 있으며 초기 조건의 영향은 무시될 수 있는 것으로 판단된다.

2.5 펌프관성도 및 설계변수의 민감도 분석

냉각재 완전유동상실사고를 대상으로 펌프관성도에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 보호계통의 작동은 일차냉각재 저유량신호 및 펌프 저회전 신호에 의한 원자로 정지만을 고려하였고, 가압기 과압 후 원자로 정지 시작시간까지는 2초간의 계측기 응답 지연 시간을 고려하였다. 제어봉 삽입 시간은 2.5초, 제어봉가는 Bottom skewed neutron flux에서의 보수적인 curve를 사용하였다.

완전 유동상실 때의 대표적인 경우로 펌프 관성도를 5000 lb-ft², Doppler 및 MTC 영향은 0.0, 그리고 정지신호의 시간적 지연은 0.767초로 택하였다. 노심입구의 유량의 변화는 펌프 관성도가 적을수록 심하게 되어 저관성인 경우 (I= 2000) 2 초내에 유량이 50%에 이른다. 노심출력은 저관성일 경우가 Reactor coolant under speed에 가장 먼저 도달하므로 다른 경우에 비하여 가장 먼저 원자로가 정지한다. 가압기의 압력증가는 모든 경우에 PZR 고압력 정지신호 (16.55 Mpa)에 도달하지 않으며, 과압 안전벨브도 작동하지 않는다. 펌프 관성에 따른 DNB의 영향은 관성이 증가함에 따라 DNB 여유도가 증가함을 알 수 있다. 그리고 관성이 가장 낮은 경우에도 MDNBR이 1.8 정도로 약간의 여유가 있음을 알 수 있다. DNB계산에 사용된 model로는 AECL Look-up Table을 사용하였다.

Doppler효과가 미치는 영향은 미미한 것으로 밝혀졌으며 MTC효과는 원자로 정지 전의 출력변화에 상당한 영향을 미치며 이에 따라 DNB도 증가하는 추세를 보인다. 원자로 정지시간 지연에 따른 효과는 DNB에 상당한 영향을 미치기 때문에 sensor 와 Trip system design에 이를 반영하여야 할 것이다.

CHF 상관식에 따른 DNB의 영향을 기준관성(I=5000 lb-ft²)에 대하여 영향을 구하였다. 비교된 상관식은 WRB-2 상관식과 유사한 KAERI에서 개발된 K110 상관식[6]으로 이 식의 적용을 위하여 RELAP5/MOD3.1.2에 CHF계산을 위한 부 프로그램을 수정하였다.

본 해석 결과를 종합하여 나타내면 그림 6 과 같다.

3. 결 론

피동형 원자로의 대표적인 노형인 WH사의 AP600을 참조발전소로하여 피동형 기기인 축압기, 노심보충수 탱크, 피동잔열제거계통의 용량 및 위치변화에 따른 영향과 원자로냉각재 펌프의 관성 변화에 따른 DNB 민감도 분석을 수행하여 이들 변수가 피동형원자로의 안전성에 미치는 영향을 평가하였다.

피동형원자로는 대형 냉각재 상실사고시 사고초기에 노심보충수탱크로부터 중력에 의해 주입되는 냉각수만으로는 노심을 충분히 냉각할 수 없기 때문에 축압기로부터의 냉각수 주입이 매우 중요한 역할을 한다. 축압기 크기를 20% 감소시킨 경우에 재관수시 노심의 혼합수위가 낮게 예측되었으나, 핵연료의 가열정도는 미미하여 설계제한치에 충분한 여유도를 가지고 있는 것으로 분석되었다.

CMT의 크기 변화에 따라 사고 거동은 노심내 수위와 축압기 및 IRWST로부터의 냉각수 주입 시기에 약간의 변동이 있었으나 CMT의 크기 변화는 일차계통내 유체의 열수력학적 천이거동에 큰 영향을 미치지 않았다. 또한 피동간열제거계통의 성능은 기기의 용량과 위치에 큰 영향을 받는 것으로 나타났다.

펌프 관성에 따른 DNB의 영향은 관성이 증가함에 따라 DNB 여유도가 증가하였으며 Doppler 효과가 미치는 영향은 미미한 것으로 밝혀졌다. MTC효과는 원자로 정지 전의 출력변화에 상당한 영향을 미치며 이에 따라 DNB도 증가하는 추세를 보였다.

참고 문헌

1. K. E. Karlson et. al., "RELAP5/MOD3 Code Manual", NUREG /CR5535, June, 1990.
2. J. E. Fisher, "Large Break LOCA Calculations for the AP600 Design," pp. 54 - 59.
3. WCAP-14202 Rev. 1, "AP600 Plant Description Document", AP600 DOC. #GW GO 001, March, 1994.
4. PWR Passive Plant Heat Removal Assessment, EPRI NP-7080-M, Electric Power Research Institute, March 1991.
5. 장문희 등, "신형원자로 계통분석기술연구", KAERI/RR-1496/94, 한국원자력연구소, 1995
6. 황대현, "신형로 노심 임계열속 해석체계 개발", RN1-711-004 Rev.0, 한국원자력연구소, 1993

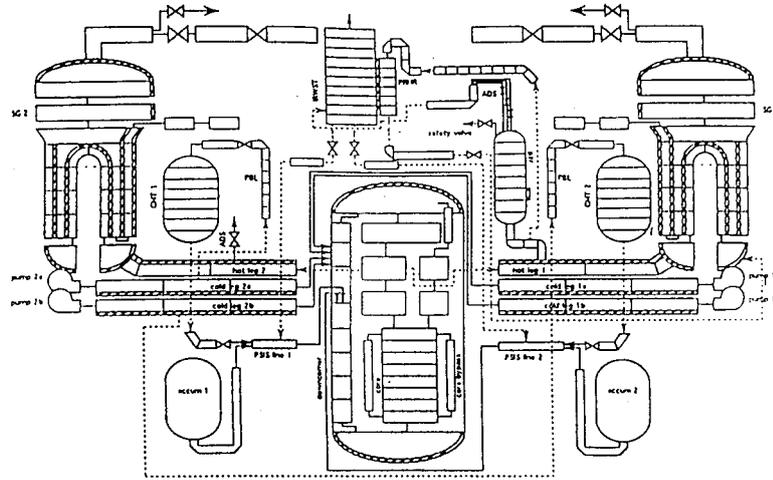


그림 1. AP600에 대한 RELAP5 Nodalization Scheme

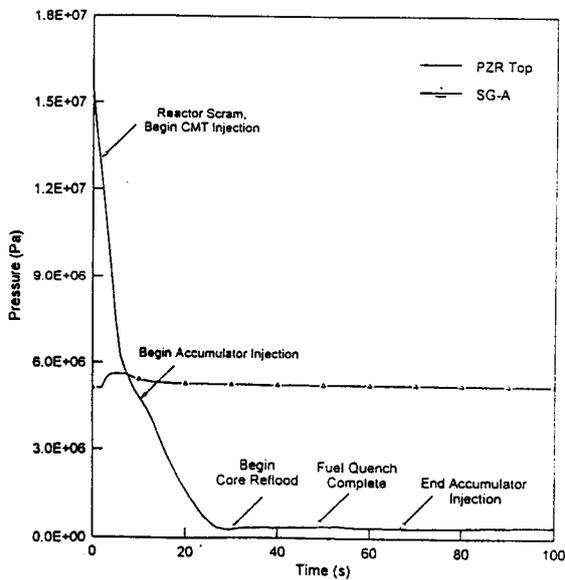


그림 2. Pressure Responses at Primary and Secondary Systems for Double Ended Cold Leg Break

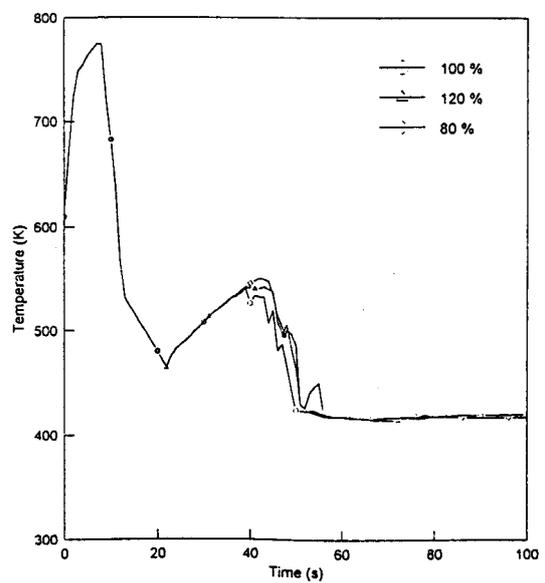


그림 3. Cladding Surface Temperature Responses for Different Accumulator Sizes

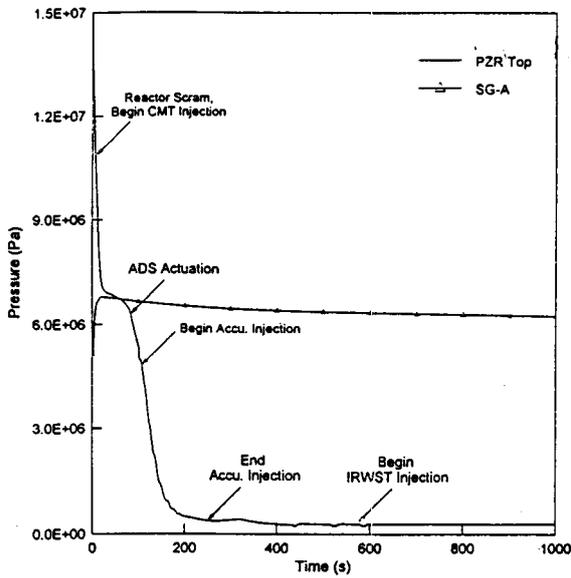


그림 4. Pressure Responses at Primary and Secondary Systems for Double Ended DVI Line Break

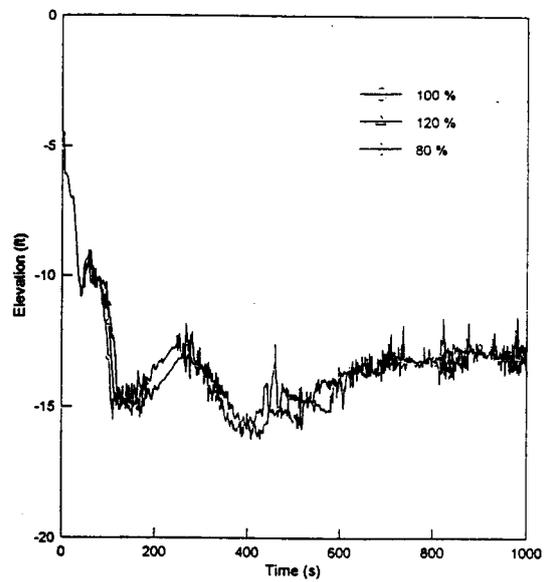


그림 5. Core Collapsed Liquid Level Relative to Hot Leg Centerline for Different CMT Sizes

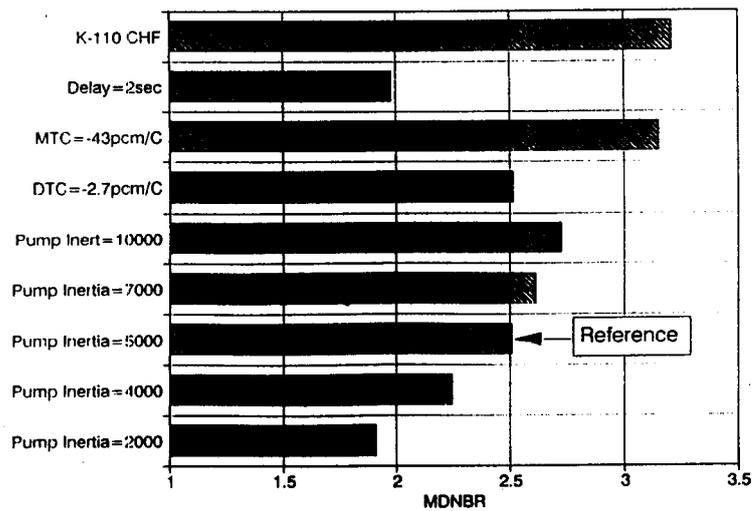


그림 6. 펌프 관성변화에 따른 DNBR 민감도 분석 결과