2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

KALIMER 의 용량격상에 따른 피동안전계통 성능 평가

Assessment of the Passive Safety System Capability for the Scaled-up KALIMER Capacity

장원표, 하귀석, 정해용, 허 선, 이용범

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

본 연구는 600 MW(e), 소듐냉각재, 금속핵연료로 특정지어지는 용량격상 KALIMER 의 피동잔열계통 성능을 평가하는 것이다. 이전에 설계된 PVCS 는 열출력 1,000 MW(t) 이하에서만 적용될 수 있는 한계를 가졌으므로, 600 MW(e)의 새로운 개념설계에서는 피동안전계통인 PDRC 가 추가로 설계 되었다. 본 연구에서는 적용범위가 확대된 SSC-K 해석코드를 이용하여 PDRC 역할이 상대적으로 중요한 사고중 하나에 대해 그 적합성을 평가하는 것에 초점을 맞추었다. 또한 계통의 설계 단순화 노력으로 PVCS 의 제거 가능성에 대한 예비 분석도 일부 수행하였다.

Abstract

This study has been carried out to assess the decay heat removal capability of the passive safety systems adopted in a conceptual design of the 600 MW(e), sodium cooled, metallic fuel loaded KALIMER. Since the applicability of the PVCS has a limit to the reactor capacity of 1,000 MW(t) or less, another passive loop, PDRC, is conceptualized for the scale-up capacity. The SSC-K has already been upgraded to be capable of simulating such passive systems, and thus it is applied to the assessment of the PDRC capability for one of accidents where the passive safety systems relatively play an essential role. Besides, a feasibility analysis has also been conducted to eliminate the PVCS for the design simplification.

1. 서 론

한국원자력 연구소에서 개념설계된 150 MW(e), 소듐냉각 액체금속로인 KALIMER 는 고유 안전성과 함께 노심 과열이 예상되는 사고 시 노심잔열 제거를 위해 원자로 용기 외부 벽면을 대기의 공기 자연순환으로 냉각하는 방식인 PVCS(Passive Vessel Cooling System)를 설치하였다. (한도희외, 2002, Chang et al, 2002) 그러나 이 설계는 열출력이 1,000 MWt 용량 이하의 원자로에만 적용 가능한 개념이다. (Eoh et al., 2002) 최근의 원자력 환경은 여러 이유로 대용량의 원자로를 선호하고 있기 때문에 기존 설계만으로는 요구조건들에 부합되지 않는다. 이런 배경에서 KALIMER 용량을 600 MW(e)로 격상하기 위한 신개념을 구상하게 되었다. 신개념 설계에서는 용량의 격상에 따라 PVCS(Passive Vessel Cooling System)만으로는 충분한 열제거가 가능하지 못하므로, 그 외에도 소듐-소듐 열교환기인 PDRC (Passive Decay heat Removal Circuit)를 추가로 설치할 필요성이 제기되었다. 이 방식은 1,000 MWt 이상의 대용량 풀형 원자로에 주로 사용되는 데, 대표적인 원자로는 불란서의 Super Phenix(SPX)와 EFR(European Fast Reactor) 등이 있다. (Farrar, et al, 1999)

피동열제거 계통(PSDRS, Passive Safety Decay heat Removal System)은 PVCS 와 PDRC 로 구성되어 있는데 이중 PDRC 는 소듐자연순환 회로로써 그림 1 에서 보듯이 원자로 용기 내의 고온풀 외부에 설치되며, DHX(Decay Heat Exchanger), AHX(Air Heat Exchanger), 유로관 등의 부품으로 구성되어 있다. 소듐-소듐 열교환기 DHX(Decay Heat Exchanger)는 펌프정지와 같은 과도기 시 고온풀의 소듐 팽창으로 소듐이 저온풀로 넘칠 경우, 고온풀의 소듐이 DHX 외부(Shell Side)로 통과하면서 붕괴열을 제거하도록 설계되었다. 그림에서와 같이 소듐-소듐 열교환기인 DHX 는 성능 측면에서 기본적으로 KALIMER 의 IHX 설계와 유사한 방식으로 DHX 에서 열을 흡수하여 AHX 를 통해 대기로 방출한다. AHX 는 열량을 효율적으로 대기로 방출하기 위해 EFR 의 경우와 유사하게 Helical 형태로 설계하여 동일한 높이에서 전열관 길이를 최대한 늘릴 수 있도록 하였다.

본 논문에서는 이전 연구에서 개발된 PVCS 및 PDRC(장원표 외, 2003, 장원표 외,

2004) 모델을 결합한 SSC-K(Chang, et al., 2002)를 이용하여 PDRC 성능을 평가하였는 데, 대상은 피동잔열제거가 상대적으로 중요한 역할을 하는 비보호열침원사고 (ULOHS)를 선택하였다. 따라서 이 논문은 해석에 사용된 사고의 시나리오를 포함하여 해석결과를 제시하고, 이들 결과로부터 얻은 결론과 함께 향후 연구방향에 대해 기술한다.

2. 본론

가. ULOHS 사고 시나리오

신개념 계통에서도 기존 KALIMER 와 마찬가지로 증기발생기 관 누설에 의해 물이 IHTS 로 누출되면 물-소듐의 화학반응 전파를 억제하기 위해 중간계통(IHTS)을 격리시킨다. 그 외 IHX 세관 파열, 혹은 IHTS 의 파열판이 열렸을 경우에도 IHTS 는 격리된다. ULOHS 사고해석은 이와 같은 원인으로 IHTS 냉각재 유량이 완전히 상실되어 IHTS 에 의한 열제거가 전혀 이루어지지 않고, 노심출구 고-온도 등의 신호에 의해 작동되는 원자로보호계통이 작동 불능되어 원자로 트립 신호도 발생하지 않는 가상 시나리오를 설정한다.

또한, 이 해석에서는 IHTS 내의 자연대류 가능성도 배제하고, 일차계통 2 대의 펌프는 원자로 조건이 펌프 보호계통 설정치에 도달하여도 보호계통이 동시에 작동되지 않고 항상 정상 운전을 유지한다고 가정한다. 결과적으로 능동 열제거 가능성이 모두 배제되어 노심과 펌프에서 발생되는 에너지는 원자로 용기 내에 저장되게 된다. 사고 기간 동안 노심에서 발생된 열이 적절히 제거되지 못할 경우, 일차계통의 과열에 따라 심각한 노심 손상을 불러올 수 있으며, 경우에 따라서는 방사성 물질이 외부에 누출될 위험성도 존재한다. 이의 방지를 위해 신개념 KALIMER-600 에서는 피동적인 잔열제거 방법으로 기존의 PVCS 외에도 추가적으로 앞에서 언급된 PDRC 가 설계되어 있다. ULOHS 사고해석의 핵심은

노심 고유안전성과 함께 사고 시작 후 72 시간까지 운전원 조치 없이 안전목표를 달성할 수 있는지 평가하는 것이다. 따라서 피동 잔열제거 계통만으로 사고 후 소듐 비등을 피하며, 핵연료 및 구조물에 대한 안전성을 확인하는 것이 필요하다.

나. 사고해석의 기본가정

열제거원상실사고 시 PVCS 와 PDRC 는 노심 붕괴열을 제거할 수 있는 안전등급의 계통이므로, 이 계통들의 성능을 분석하는 것은 신개념 설계의 안전성 평가를 위해 매우 중요하다. 이들 계통에서 공기 흐름차단이나 회로 내 소듐누설 등과 같은 부분적 손상을 고려할 수도 있으나, 본 계산에서는 사고 기간 동안 100 % 성능을 발휘한다고 가정하였다. ULOHS 는 발생확률이 매우 희박한 사고이지만 설계의 불확실성과 계통의 신뢰도가 아직 충분히 입증되지 않았기 때문에 원자로의 안전성 확보를 위해 평가되어야 한다.

본 해석에 사용된 기본 가정은 다음과 같다.

ⓐ ULOHS 사고는 0 초에 순간적인 IHTS 유동정지에 따라 정상적인 열제거원이 완전히 상실되면서 시작한다고 가정한다.

ⓑ 원자로 보호계통은 작동하지 않는다. 또한 일차계통 전자펌프는 사고 전 기간 동안 정격운전 된다.

다. 사고해석 결과

ULOHS 사고는 0 초에 발생하며, 그림 2 는 이때의 노심 출력과 유량 변화를 나타낸다. 사고 발생 후 500 초 이내에 순 음의 반응도(Total Negative Reactivity) 효과로 출력은 정격출력의 6.6 %까지 급격히 떨어진다. 사고 후 약 1,000 초경에 출력이 약간 증가했다가 감소하는 거동은 반응도 궤환효과의 결과이다. 그림 3 에서 보여지듯이 초기에는 양의 소듐기화 반응도와 음의 반경방향 노심 팽창 반응도가 반응도 궤환을 주도하는 한편, Doppler, 핵연료 팽창 및 CRDL 효과는 상대적으로 큰 영향을 미치지 않는다. 출력이 재

증가하는 시간에는 소듐밀도 증가로 인해 일시적으로 양의 반응도가 반경방향 팽창을 포함한 음의 반응도를 압도하여 순 반응도가 증가세로 돌아선다. 이 후부터는 전반적으로 일차계통 내의 소듐 온도가 증가하면서 반경방향 노심팽창, Doppler 효과, 축 방향 핵연료 팽창에 의한 음의 반응도가 소듐 기화반응도를 포함한 양의 반응도에 비해 효과가 크므로 순반응도는 음이 된다. 그러나 초기 약 1,000 초 이후는 반응도와 상관없이 붕괴열에 의해 출력이 서서히 감소한다.

본 계산에서는 원자로 보호계통이 작동하지 않음에도 불구하고 반응도 궤환효과에 의해 원자로는 충분히 정지될 수 있는 것을 확인하였다. 출력이 붕괴열 수준으로 감소하며 음의 반응도가 계속 유지되므로, 1,000 초 이후부터의 출력은 붕괴열 곡선을 따라 감소한다고 볼 수 있다. 출력 변화와는 달리 노심 유량은 펌프가 운전되기 때문에 초기에 약간 감소하지만 전 과도기 동안 초기 유량의 거의 97 %를 계속 유지하고 있다.

그림 4 는 풀의 온도를 나타내는 데 약 600 초 이후에는 고온풀과 저온풀의 값이 서로 일치함을 알 수 있고, 또한 소듐 비등과 피복재 파손 온도 보다는 약 200 °C 이상의 여유도를 가지고 있음이 확인된다. 그림 5 는 풀의 소듐수위 변화에 대한 계산 결과이다. 사고 후 초기 200 초 근처에서 고온 풀에서 저온 풀로 Overflow 가 발생하고, 이로 인해 저온 풀의 수위가 급격히 상승하여 최종적으로 고온 풀 수위와 일치한다. 따라서 이후에는 한 개의 소듐 풀 수위만 존재한다. 그림 5 는 집합체 냉각재, 피복재, 그리고 핵연료 온도를 보여주는데, 시간이 경과하면서 금속핵연료의 특성 때문에 모두 유사한 거동을 나타내고 피복재와 냉각재 사이의 온도차는 4.0 K 를 넘지 않는다. 소듐 냉각재가 비정상적인 반응을 보이지 않는 점과 노심 출력에 대한 유량비가 충분함을 감안할 때 1,000 초 이후에 노심이 재가열되지는 않을 것으로 예상한다. 그림 6 는 PVCS 와 PDRC 에 의해 제거되는 열제거율 변화를 보여주는 데, 피동계통 열제거율 결과에서 보면 열제거율이 약 20 MWt 로 거의 일정하게 유지함을 볼수 있다. 본 계산에서 펌프는 계속 운전되므로 한대 당 1.78 MWt 의 발열량을 계산에 고려하였다.

그림 7 은 원자로 내 소듐유량을 나타내는 데, PDRC 의 열제거량은 Overflow 양이 성능기준 유량을 항상 초과하기 때문에 현재 설계로는 성능 이상의 충분한 열량을 제거할 수 있다. 거의 모든 온도가 500 초 내에 급격히 상승하며, PDRC 의 소듐 유량(그림 41)도 증가한다.

(4) 장기냉각 능력 분석

ULOHS 해석의 주요 관심은 단기적 안전성 확보 외에도 피동계통을 사용하여 장기적인 잔열제거 능력을 평가하는 것이다. 그러나 현재 수준의 초기 신개념 설계자료를 사용하여서는 이에 대한 실효성 있는 결과를 얻을 수는 없다. 그러나 ULOHS 시 사고 특성과 모의 계산한 20,000 초(약 5.6 시간)까지의 계산결과를 토대로 개략적으로 장기적인 계통거동을 이해할 수도 있다. (장원표 외, 2000) IHX 의 냉각능력 상실로 인해 시간이 지나면서 노심 붕괴열의 발생은 감소하는 반면, 소듐 냉각재 온도가 계속 증가하기 때문에 피동열제거율이 노심 열발생을 초월하게 된다. (그림 8) 그러나 그림 9 와 10 에서 보여지듯이 소듐온도와 핵연료 및 피복재 온도는 계속 증가하여 거의 17,000 초 근처에서야 감소하는 경향을 나타내는데, 이것은 약 2 대의 펌프열발생 7.12 MW 에 기인한다. 그림 8 을 참고로 할 때 이 열은 온도감소를 약 4 시간 반 이상 늦추는 효과가 있다.

그림 9 의 결과는 PVCS 없이 PDRC 만으로 냉각할 때 결과인데, 열발생과 열제거가 균형을 이루는 시점은 PVCS 가 있을 경우에 비해 약 3.5 시간 지연된다. 그림 10 의 소듐 온도는 시간당 약 19.0 K 로 증가하므로, 이 지연시간에 따른 과냉각 여유도 및 냉각재 온도제한에는 큰 영향이 없을 것으로 예상된다. 그러나 그림 11 에 나타난 피복재 온도는 시간당 약 52.8 K 로 증가하기 때문에, 붕괴열과 피동 열제거가 균형을 이룬 후 약 1.5 시간 경과 이전에 피복재 제한온도를 넘어서게 될 것으로 예측된다. 따라서 PVCS 의 제거는 현상태로는 어렵다고 판단된다. 실제 그림 12 의 열제거율을 결과에서 PVCS 열제거율이

38 % 정도 차지함을 감안할 때, 이의 역할이 피복재 안전에 상당한 영향을 미친다고 볼 수 있다. 그림 13 에서 소듐 기화 반응도는 다른 경우와는 달리 강한 양(+)의 소듐반응도를 나타내지만, 순 반응도는 항상 음(-)의 값을 유지하고 있다.

3. 결론 및 향후 연구

본 연구에서 목표한 피동계통 모델 개발과 예비안전성 분석은 목표를 달성했다. PVCS 모델은 가장 큰 가정이 저온풀의 소듐과 원자로 용기 벽면 사이의 열전달 계수인 데, 실제 저온풀에는 소듐 유동이 존재한다. 그러나 본 모델에서는 Re 수가 일정 값 이하에서는 Nu 값이 일정한 것으로 가정한 SSC-K 의 상관식이 적용되었다. 따라서 저온풀내에 소듐유동이 있더라도 저온풀의 체적이 크고, 소듐과 원자로 용기 벽면사이의 열전달계수는 Re 에 덜 민감하기 때문에 저온풀내 소듐정체 가정은 유동모의와 비교하여 실제 차이는 크기 않을 것이라 사료된다. 또한 열전달계수가 실제 보다 작게 책정되었다면 PVCS 의 제거열량이 감소되어 사고시 저온풀의 소듐온도는 오히려 높게 계산될 것이기 때문에 안전해석과 관련해 사고해석 시 오히려 보수적인 가정이 된다.

PDRC 모델에서 가장 비현실적인 점은 정상상태 시 열복사에 의한 소듐 Freezing 을 막기 위해 필요한 열전달이 이루어지느냐는 것이고, 이에 대한 DHX 및 AHX 의 열전달 면적이 적합하게 설계되었냐는 것이다. 이에 대한 연구는 계속되고 있고, AHX 2 차측의 경우 벽면마찰계수와 열전달계수는 보다 상세한 해석이 요구된다.

예비안전해석 결과 설계기준사고의 해석결과로는 현재의 PSDRS 의 성능은 잔열제게에 적합한 것으로 나타났으나, 설계초과 사고인 ULOHS 사고의 경우에는 장기냉각을 위해 PVCS 의 필요성은 계속남아 있음을 알 수 있다. 이 해석 외에도 PVCS 의 제거하기

위해서는 일차유량이 상실하고 열침원이 상실할 경우에도 노심의 자연순환 유로가 확보될 수 있는 지에 대한 연구도 필요하다.

해석결과로부터 음의 반응도 궤환효과로 인해 원자로가 노심 붕괴열 수준으로 감소할 수 있음도 보였다. 그럼에도 불구하고 가장 불확실성이 큰 변수는 역시 노심의 반응도 계산이라 여겨진다. 계산된 음의 반응도가 실제 노심에서 재현되는냐는 것에 대해 타당성을 가지기 위해서는 실험 혹은 간접적 방법으로 반응도에 대한 검증이 요구된다. 또한 이번 연구를 통해 피동계통 모델이 연결된 SSC-K 는 향후 설계의 진전에 따른 사고해석에도 심각한 문제는 발생하지 않을 것으로 판단된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력 연구.개발사업의 일환으로 수행되었다.

참고문헌

[1] 한도희 외, “KALIMER 개념설계보고서”, KAERI/TR-2204/2002, 2002.8

[2] W.P. Chang, “Model Development for Analysis of the Korea Advanced Liquid Metal Reactor”, Nuclear Engineering and Design, 217, 2002, pp. 63-80

[3] B. Farrar, et al.,”Fast reactor decay heat removal: approach to the safety system design in Japan and Europe.”

[4] 장원표 외, “소듐 냉각재 자연순환 폐쇄회로 과도기 계산모델 개발,” KAERI/TR-2565/2003

[5] 장원표 외, “소듐 KALIMER-600 의 피동안전계통 성능 평가,” KAERI/TR-2689/2004

[6] Eoh J. H. et al., "Feasibility Study on Enhancement of Decay Heat Removal Capacity in LMR using Radiation Structures," Proceedings of the KNS(Korean Nuclear Society), Yong-Pyung, Korea (October 2002)

[7] 장워표 외, “ KALIMER 열제거원 상실사고시 장기냉각 능력 평가모델 개발.” ’00 춘계 학술발표회 논문집, 2000 년 10 월, 대전

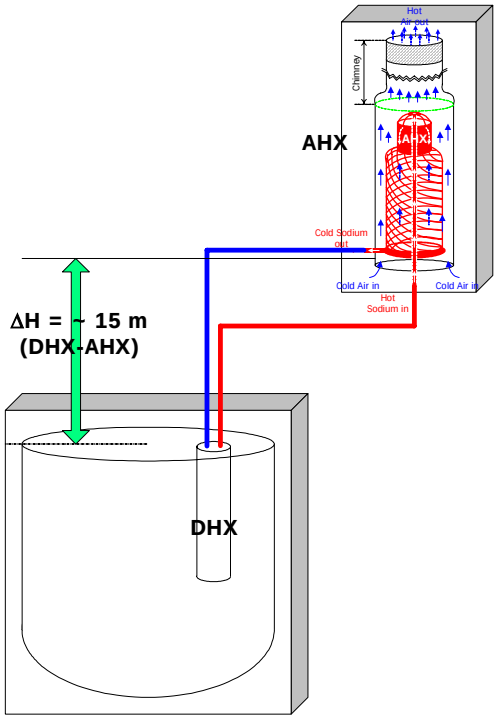

그림 1 PDRC 계통의 원자로 내 배치

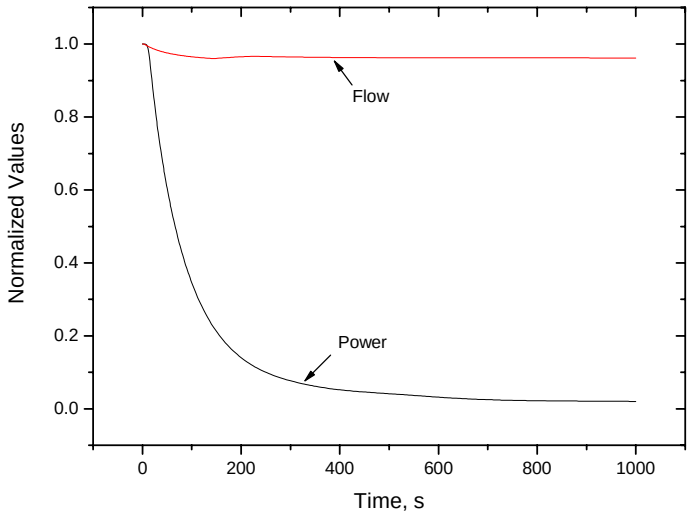

그림 2 ULOHS 시 열출력 및 일차냉각재

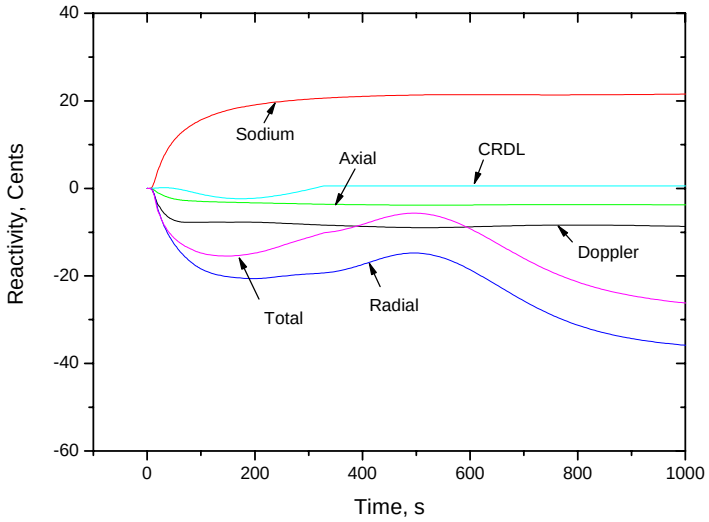

그림 3 ULOHS 시 반응도 궤환 효과(1,000 초)

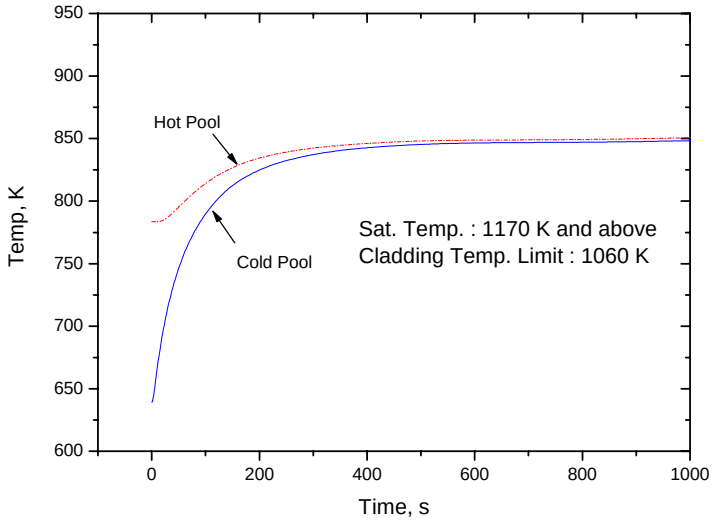

그림 4 ULOHS 시 풀 온도 변화(1,000 초)

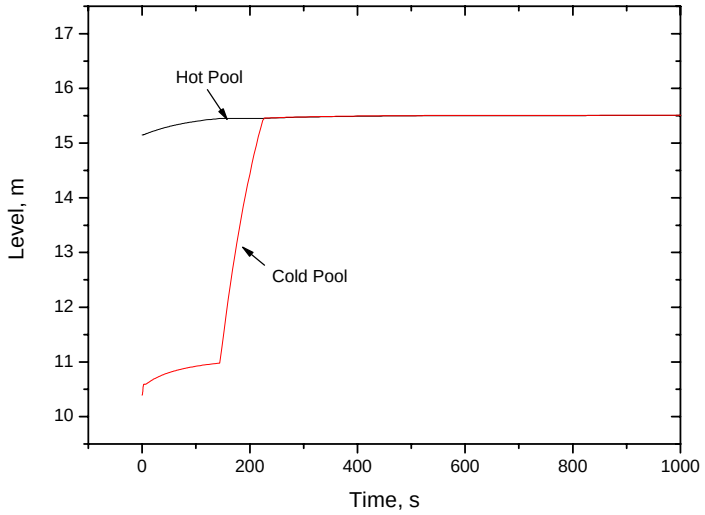

그림 5 ULOHS 시 풀 액위 변화(1,000 초)

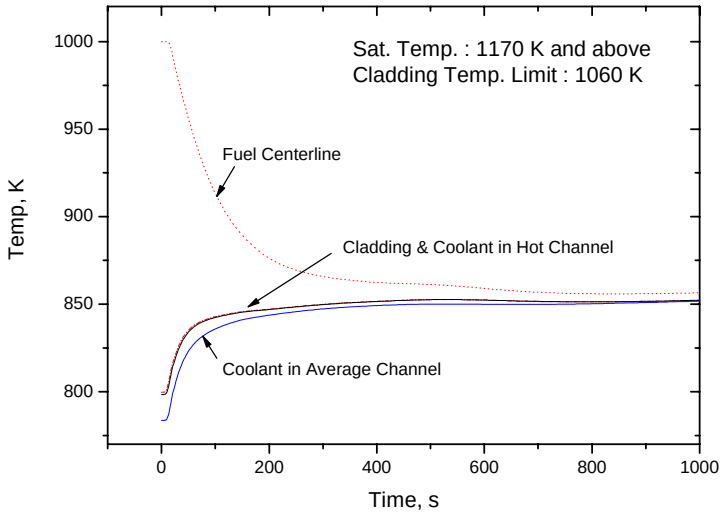

그림 6 ULOHS 시 핵연료, 피복재, 및 냉각재 온도(1,000 초)

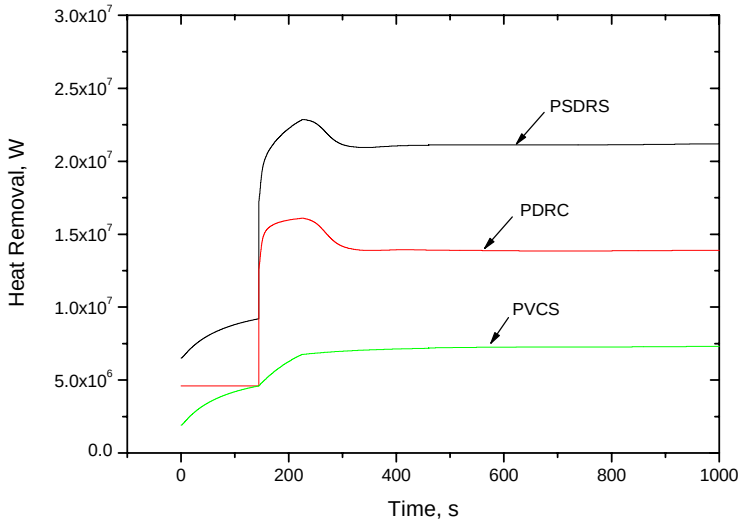

그림 7 ULOHS 시 피동계통 열제거율(1,000 초)

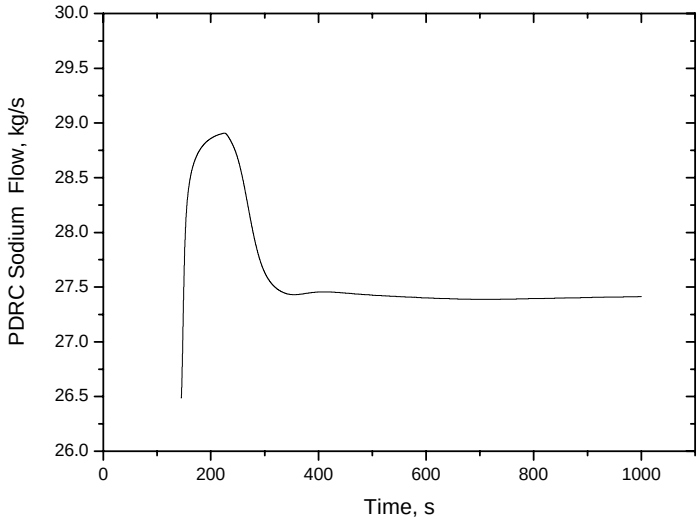

그림 8 ULOHS 시 PDRC 회로 소듐 유량 (1,0000 초)

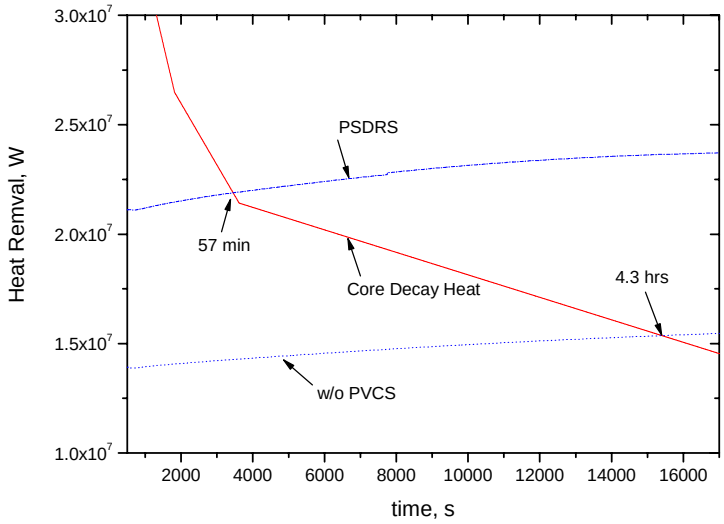

그림 9 장기 냉각 시 노심 열발생과 PSDRS 의 열제거 비교

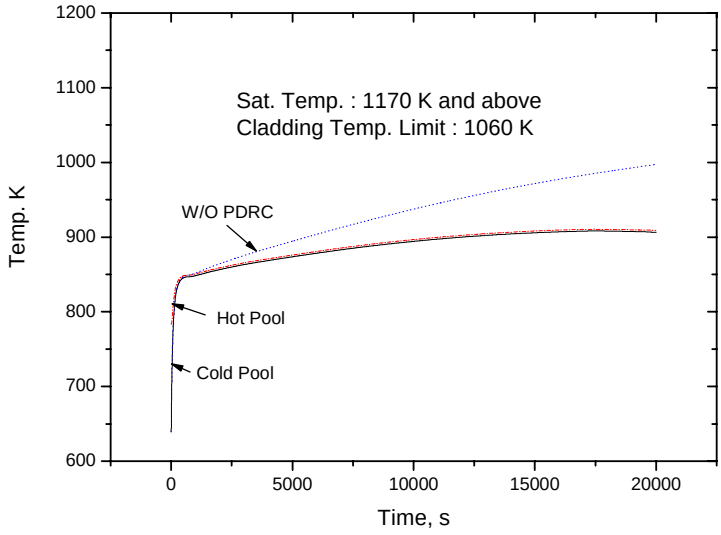

그림 10 장기 냉각 시 풀 소듐온도 변화

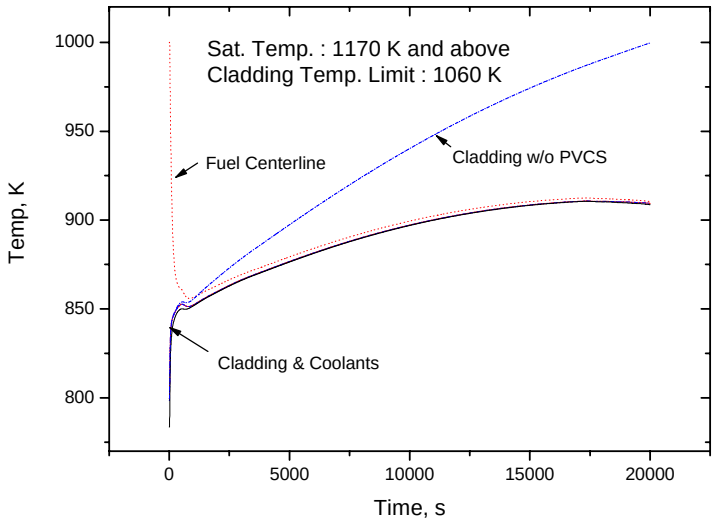

그림 11 장기 냉각 시 노심 핵연료, 피복재, 냉각재 최고온도

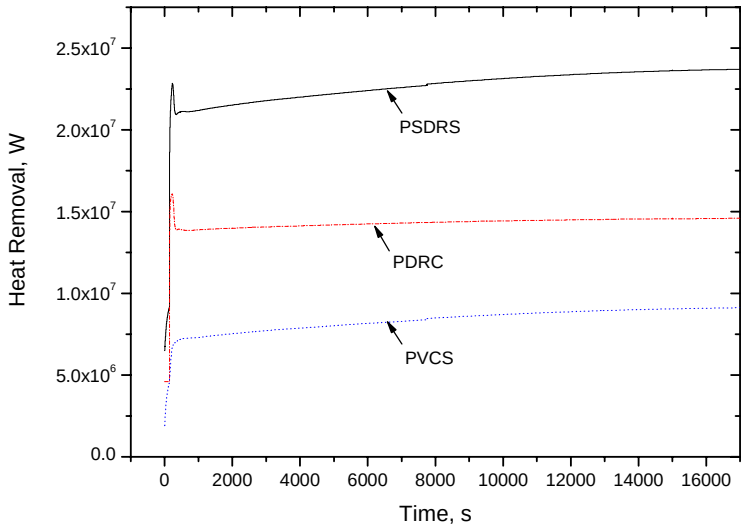

그림 12 장기 냉각 시 피동잔열계통의 열제거율

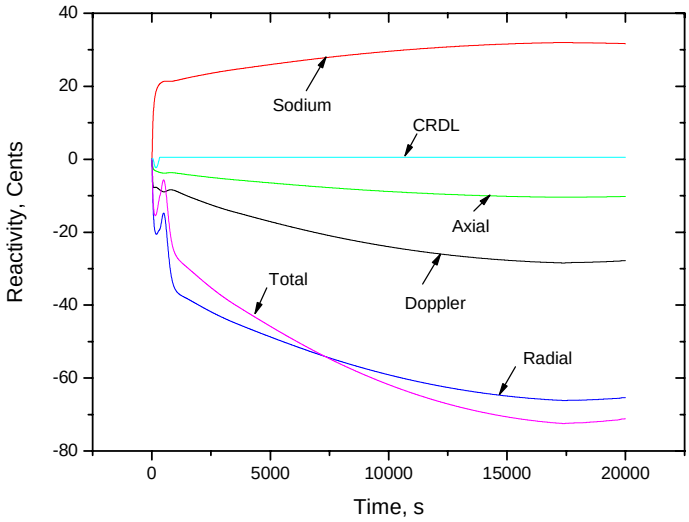

그림 13 장기 냉각 시 반응도 궤환 효과