

금속연료를 사용하는 소듐냉각 고속로의 안전특성

정해용

세종대학교

(2014년 3월 19일 접수, 2014년 12월 3일 수정, 2014년 12월 5일 채택)

Safety Characteristics of Metal-Fueled Sodium-Cooled Fast Reactor

Hae-Yong Jeong

Sejong University

(Received 19 March 2014, Revised 3 December 2014, Accepted 5 December 2014)

요약

지속가능성, 안전성, 핵확산 저항성, 그리고 경제성이 향상된 제4세대 원자로형의 하나로 소듐냉각 고속로가 원자력 선진국을 중심으로 활발히 개발되고 있다. 우리나라가 주도적으로 개발하고 있는 금속연료를 사용하는 소듐냉각고속로는 우수한 피동안전성과 고유안전성을 가지므로 중대사고로의 진전을 조기에 배제할 수 있는 노형으로 평가된다. 또한 소듐냉각고속로는 기존의 사용후핵연료를 재활용하고 자체적으로 재순환 핵주기를 확립함으로써 원자력에너지의 지속성을 향상시킬 수 있다. 이러한 특성으로 인해 많은 나라들이 소듐냉각고속로를 2050년 이전에 도입하는 것을 미래에너지 전략에 포함시키고 있다.

주요어 : 소듐냉각 고속로, 금속연료, 고유 안전성, 지속성

Abstract - The leading countries in nuclear technology development are concentrating their efforts on the development of Sodium-cooled Fast Reactor, which is one of the Generation-IV nuclear reactor systems characterized by a sustainability, an enhanced safety, proliferation resistance, and improved economics. Especially, the Republic of Korea is developing a Sodium-cooled Fast Reactor equipped with metallic-fuel. This type of fast reactor has superior inherent safety and passive safety characteristics. Further, sodium-cooled fast reactors enable the reuse of spent fuel and the closing of fuel cycle, thus, it increases the sustainability of nuclear energy. Many countries are planning the deployment of sodium-cooled fast reactors before 2050 in their energy mix.

Key words : Sodium-cooled Fast Reactor, Metallic Fuel, Inherent Safety, Sustainability

1. 서 론

21세기에 접어들면서 전 세계적으로 지속성, 안전성, 핵확산 저항성, 그리고 경제성이 향상된 제4세대 원자로 개발이 활발히 추진되고 있다. 제4세대 원자로는 지구온난화의 원인이 되는 온실가스의 배출을

줄이면서 삶의 질 향상을 위해 필수적인 에너지를 생산하는 수단이 된다. 원자력의 지속적인 사용을 위해서는 원자력 발전소의 운영으로 인해 국민의 생명과 건강에 추가적인 위험이 발생하지 않아야 하며, 이를 보장하는 안전목표가 달성되어야 한다.

원자력발전소의 안전 목표는 일반 안전목표와 방사선방호 목표로 구분된다. 일반 안전목표는 방사선 위험에 대한 효과적인 방벽을 설치하고 유지함으로써 개인과 사회 및 환경을 보호할 것을 요구하며, 방사

[†]To whom corresponding should be addressed.

Sejong University, 209 Neungdong-ro, Gwangjin-gu, Seoul, Korea
Tel : 02-3408-4465 E-mail : hyjeong@sejong.ac.kr

선 방호 목표는 모든 운전 상태에서 방사선 피폭과 방사능 물질 누출량을 설정된 한계치 이내에서 최소로 유지할 것과 사고로 인한 방사능 결말을 완화할 것을 요구한다. 이러한 안전목표는 정상운전뿐만 아니라 사고 상태를 포함하는 모든 발전소 조건에서 원자로 출력제어, 원자로 잔열제거, 그리고 방사성 물질 격납의 세 가지 필수 안전 기능을 유지함으로써 달성된다. 또한 원자력 발전소의 필수 안전 기능을 확보하기 위해서는 기본 안전원칙에 따라 발전소를 설계하여야 한다.

소듐냉각고속로(SFR, Sodium-cooled Fast Reactor)는 GIF(Gen-IV International Forum)에서 선정한 6개의 제4세대 원자로 노형 중의 하나로서 기술 실증을 거쳐 2030 년경에 상용화가 가능할 것으로 예상된다 [1]. SFR 설계에 적용되는 제1원칙은 심층 방어 개념인데, 이는 설계뿐만 아니라 발전소 운영 및 사고 관리 등의 모든 단계에서 5단계 방어 전략을 요구한다. 그림 1은 SFR 설계에 반영된 심층방어 개념을 도식화한 것이다.

제 1단계 사고 방지를 위해서는 설계 단순화와 명확화가 중요한 요소이다. 또한 원자로정지계통과 동력변환계통이 기능이 유지되어 반응도 제어와 열제거 기능이 확보되어야 한다. 제 2단계 사고 제어를 위해서는 공학적 안전설비를 포함한 주요 안전계통의 다양성과 다중성을 확보하는 것이 필요하다. 제 3단계 사고 완화에 필요한 핵심 요소는 반응도 제환에 의한 고유안전성과 피동안전계통에 의한 피동안전성을 충분히 확보하는 것이다. 설계에 반영될 수 있는 마지막 단계인 제 4단계 방사성 물질의 대량 방출 방지는 심각한 사고를 조기에 종료시킬 수 있는 설계를 채택하고, 재임계를 방지하며, 궁극적으로 보존을 유지함으로써 달성할 수 있다.

SFR 설계에 반영되는 다른 중요한 안전 원칙은 확률론적 방법과 결정론적 방법의 조화를 통하여 향상된 안전성을 확보하는 것이다. 2세대 원자로 개발 초기 발전소 설계에 대한 안전성은 보수적 방법을 사용하여, 단일 고장 기준, 보수적 초기 조건, 보수적 모델링을 기반으로 하는 결정론적 안전해석 결과에 기초하여 평가되었다. 하지만 최근의 발전소 설계에서는 특정 범주의 사고에 대한 고려를 배제할 가능성을 줄이고, 실질적인 위험도를 반영하기 위해 확률론적 방법을 이용하여 결정론적 방법을 보완하고 있다. 제 4세대 SFR 설계는 개발 초기부터 확률론적 방법론과

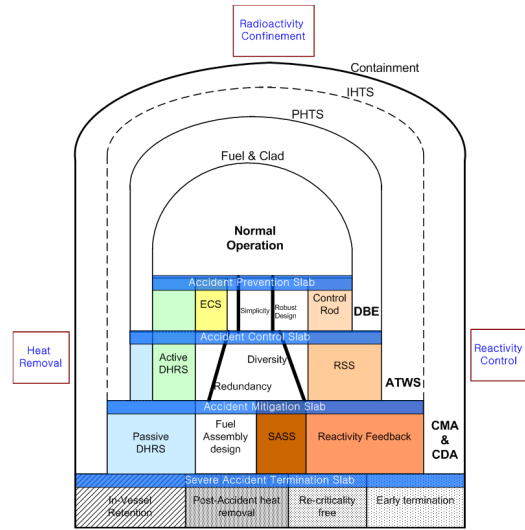


Fig. 1. SFR 설계에 반영된 다중방어 개념

결정론적 방법을 더욱 균형 있게 적용하는 것을 목표로 하고 있다.

원자력 선진국을 중심으로 SFR 개발을 적극적으로 추진하고 있는 이유 중의 하나는 경수로의 사용후 핵연료를 고속로의 핵연료로 재활용함으로써 원자력의 지속성을 향상할 수 있는 가능성이다. 또한 SFR을 비롯한 고속로는 사용후 핵연료에 포함된 장수명 핵종을 변환시킴으로써 방사성 독성을 감소시켜 사용후 핵연료 관리 부담을 획기적으로 줄일 수 있는 가능성을 제공한다. 이러한 SFR의 특성으로 인해 많은 나라들이 향상된 안전성이 확보된 소듐냉각고속로를 2050년 이전에 도입하는 것을 미래에너지 전략에 포함시키고 있다.

2. 제4세대 SFR 안전 특성

2-1. 소듐 냉각재 및 노심 특성

SFR과 경수로의 가장 큰 특징은 냉각재의 차이에서 나타난다. SFR에 사용되는 소듐은 물보다 100배 정도 큰 열전도도를 가지며, 비등점 또한 대기압에서 883°C 정도로 높다. 따라서 SFR 노심은 상당히 조밀하게 구성할 수 있고, 고온 저압의 일차계통이 구성 가능하다. 또한 높은 비등점으로 인해 운전 상태 또는 과도 상태에서 냉각 기능의 유지에 필요한 안전 여유도가 크게 된다. 일차계통이 저압으로 구성되므로 누출 차단이 용이하고, 경수로와 같이 고압의 냉각재가 과단 부위로 다량 방출되지 않으므로 냉각재

보충을 위한 안전 주입계통의 필요성이 배제된다.

SFR의 또 다른 주요 특성은 고속중성자와 밀접한 관련을 가진다. 경수로로는 균일한 출력 분포를 유지시키기 위해 많은 제어봉이 필요한 반면, SFR은 조밀한 노심 내에서 고속중성자를 이용하므로 급격한 중성자속 구배가 나타나지 않고 제논 등의 독물질이 존재하지 않아 적은 수의 제어봉으로 노심을 제어할 수 있다.

소듐은 물 및 공기와 활발하게 반응하는 특징을 가지므로, SFR은 이를 초기에 차단하도록 설계된다. 중간계통을 채택하는 것, 그리고 중요 배관과 원자로 용기를 이중으로 설계하는 것이 대표적인 설계 예이다. 증기 동력변환 계통을 채택할 경우 중간계통과 동력변환계통을 연결하는 증기발생기는 소듐과 물의 접점이 되는 유일한 지점이므로 전열관의 경계 파손 시 소듐-물 반응이 발생할 수 있다.

소듐은 200°C 이상에서 공기와 접촉할 경우 즉시 연소반응이 나타나며, 그 이하의 온도에서는 경계면이 유지될 경우 연소하지 않는다. 소듐이 공기와 반응할 수 있는 가능성은 일차계통 또는 중간계통의 경계 파손과 정화 계통이나 커버 가스 계통으로부터 누설이 있는 경우 유발할 수 있다. 하지만 일차계통으로부터의 소듐이 직접 격납 대기로 누설될 경우 방사화된 소듐 핵종이 누출 가능하므로, 가스로 채워진 이중 배관을 사용하여 누설이 발생하더라도 공기와 반응이 발생하지 않도록 설계하여 소듐과 공기의 반응이 사전에 차단되도록 설계된다. 이차계통 배관에도 다양한 검출기와 대처 설비를 구비하여 누설을 초기에 차단하고, 소듐-공기 반응을 종료시키는 안전 설계를 구비한다.

2-2. SFR 계통 및 핵연료 특성

SFR의 계통 구성은 크게 풀형과 루프형으로 구분될 수 있다. 풀형은 일차 원자로 냉각재계통을 구성하는 주요 부품들을 하나의 원자로 용기 내에 배치함으로써 일차계통으로부터 외부로의 누출이 원천적으로 차단되는 개념이다. 따라서 풀형 SFR에서는 냉각재누출사고가 배제될 수 있다. 루프형은 중간열교환기를 원자로용기 외부에 배치하고 노심에서 얻어진 열을 일차 배관을 통하여 중간열교환기로 전해지도록 배치하는 개념이다. 루프형은 유지, 보수, 그리고 가동중 검사를 용이하게 수행할 수 있는 장점이 있는 반면 냉각재 누설에 대해 보다 세밀한 설계가 요구된다.

풀형 원자로로는 일차계통을 구성하는 소듐의 양이

루프형에 비해 약 3배 정도 많으므로 큰 열용량을 제공할 수 있다. 이러한 특성은 과도 사고 시 계통의 온도를 낮게 유지하게 되며, 타 계통에 미치는 열적 영향을 감소시킨다. 루프형의 중요한 안전 특성은 노심에 비해 중간열교환기를 높게 배치할 수 있으므로 활발한 자연순환을 형성할 수 있는 것이다. 큰 자연순환 유량은 과도 사고 시 노심을 원하는 온도까지 냉각하는데 유리하다.

방사능 준위가 높은 일차계통으로부터 물과 증기가 존재하는 동력변환 계통을 분리하고 있는 중간계통은 일차 냉각재의 누출을 원천적으로 차단함과 동시에 동력변환계통에서 발생할 수 있는 사고가 노심에 미치는 영향을 차단하게 된다. 특별히 소듐-물 반응 발생 시 사고의 초기 종료를 위해 소듐 내에 수소 농도를 감시하는 고감도의 수소 검출기가 설치되며, 과열관이 연결된 압력완화계통이 작동하여 소듐-물 반응 생성물을 급속히 제거하고, 격리 밸브가 작동하여 증기발생기를 초기 격리함과 동시에 이차계통의 펌프를 정지시켜 지속적인 반응을 차단한다.

SFR의 핵연료로는 산화물, 금속, 질화물, 또는 탄화물 형태가 사용 가능하다. 이 중 산화물 핵연료와 금속 핵연료가 상용 SFR에 사용될 수준으로 연소 성능이 입증되어 있다. 산화물핵연료의 경우 습식 재처리공정이 개발되어 있고, 상용 SFR의 핵연료로 사용된 경험도 있으나, 산화물핵연료와 소듐과의 반응성 문제로 인해 SFR의 운전 유연성에 영향을 줄 수 있다. 또한 핵연료 손상 발생 시 원자로를 정지하여 손상 핵연료를 제거한 후에 운전해야 한다. 이에 비해 금속핵연료는 소듐과의 양립성이 우수하고, 핵연료 증식성이 우수하여 향후 SFR 연료로의 사용이 증가할 것으로 보인다.

금속핵연료의 경우 출력 40 kw/m에서 핵연료중심 온도와 용융온도가 각각 1060K와 1350K이다. 이에 비해 동일한 출력에서 산화물 핵연료의 경우 핵연료중심온도와 용융온도는 각각 2360K와 3000K에 이른다. 이를 토대로 용융온도까지의 여유도는 금속핵연료는 290K, 그리고 산화물 핵연료는 640K로 평가된다. 하지만 금속핵연료와 산화물핵연료의 열전도도의 차이 7배를 고려하면 금속핵연료가 오히려 더 큰 용융 여유도를 가진다.

2-3. 고유 안전성 및 피동 안전 특성

SFR은 경수로 등의 원자로에 비해 고유안전 특성

이 강하게 나타난다. 첫째 소듐 냉각재를 사용함으로써 구조재와의 양립특성이 우수하며, 높은 열용량을 가지므로 운전원이 위험에 대처할 수 있는 여유 시간을 더 확보할 수 있다. 또한 풀형으로 일차계통을 구성할 경우 냉각재 누설가능성을 최소화할 수 있다. 설계 특성에 의해 얻어지는 고유안전성과 더불어 SFR 안전에서 중요한 고유안전성은 도플러 효과와 소듐 밀도 효과, 그리고 핵연료, 구조물 및 제어봉의 열팽창에 의해 얻어지는 반응도 제한 효과이다.

경수로와 마찬가지로 SFR에서도 핵연료의 온도가 상승하는 경우 도플러 효과에 의해 반응도는 감소하게 된다. 그런데, 산화물연료와 비교해서 볼 때 금속연료는 동일한 온도 변화에 대해 얻어지는 도플러 계수가 더 작으므로, 급격하게 출력이 감소하는 상황에서 양의 반응도 변화가 상대적으로 작아서 안전성 측면에서 유리하게 된다. 예를 들어, 산화물핵연료는 초기 핵연료 온도가 높으므로 ULOF (Unprotected loss of flow) 사고 시 핵연료 온도가 감소하고 이로 인해 큰 도플러 반응도가 양으로 작용하므로 유량 감소 대비 출력 감소가 충분치 않아 냉각재 비등과 핵연료 용융이 일어날 가능성이 있다. 반면 금속핵연료의 경우 초기 핵연료 온도가 낮아서 ULOF 사고 시 핵연료 온도는 약간 상승하고 도플러 반응도가 음으로 작용하거나 작은 크기의 양으로 작용하여 감소된 유량 조건에서도 냉각이 가능한 수준으로 출력이 감소하므로 냉각재 비등이 발생하지 않고 사고가 완화될 수 있다.

냉각재인 소듐은 온도 상승 시 밀도 변화에 의해 양의 반응도를 가지며, 이는 안전성 측면에서 불리한 요소가 된다. 따라서 노심 설계 시 전체적인 노심의 소듐밀도 반응도 계수를 최대한 낮게 얻어지도록 한

다. 제어봉구동관(Control Rod Drive Line, CRDL)은 노심에서 나오는 고온 소듐과 접하고 있으므로, 사고 시 노심 온도 증가에 의해 팽창하게 되고 결과적으로 노심 내로 제어봉이 삽입되므로 반응도를 낮추는 효과를 가져 온다. 노심 하부의 그리드 플레이트 또한 온도 증가에 의해 반경 방향으로 팽창하므로 노심의 부피를 증가시키게 되어 반응도를 감소시킨다. 노심의 구조 설계는 원자로 별로 약간의 차이를 가지는데, 구조 설계 특성에 따라 집합체의 휨 모드가 다르게 나타나고 집합체 휨 특성에 따라 추가적인 반응도 감소가 얻어진다.

일반적으로 소듐냉각고속로는 앞에서 설명한 반응도 제한 효과에 의해 비보호사고 (Unprotected accident) 시에도 다른 안전계통의 동작 없이 원자로 출력이 제어되는 결과가 얻어지므로 타 노형에 비해 고유안전 특성이 충분히 확보된다고 할 수 있다. 그림 2는 1986년 EBR-II 원자로에서 수행된 고유안전성 시험 결과이다. 전출력 운전 중 원자로 정지계통과 원자로 냉각계통의 고장이 발생한 상황에서 아무런 조치를 취하지 않아도 원자로가 자연적으로 안전한 상태에 도달함을 보이고 있다.

최근 세계적으로 개발이 추진되고 있는 제4세대 원자로의 주요 특성 중의 하나는 피동 계통에 기반하는 안전성의 확보이다. 제4세대 노형 중의 하나인 SFR은 피동안전성 확보를 위해 피동형 잔열제거 계통을 채택한다. 또한 원자로정지계통에도 피동특성을 가지는 SASS (Self-Actuated Shutdown System)등을 채택함으로써 피동안전성을 확보하고 있다. 이러한 피동안전성의 확보는 후쿠시마 사고 이후 더욱 강조되고 있다.

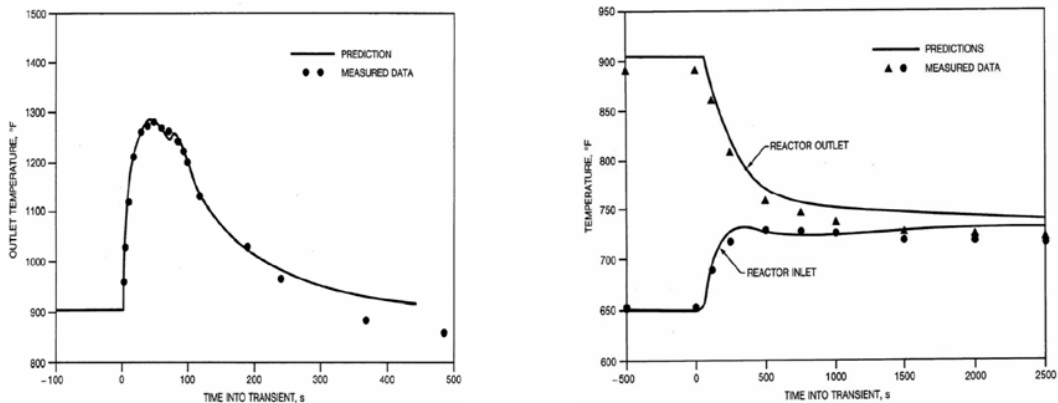


Fig. 2. EBR-II 고유안전성 시험 결과 [2]

피동원자로 정지계통은 능동형 원자로 정지계통이 정상적으로 동작하지 않는 상태에 대비하여 추가적인 원자로 정지 기능을 제공한다. 피동원자로 정지계통은 다양한 개념을 이용하여 구현할 수 있는데, 큐리 포인트 전자석을 이용하는 것이 대표적인 예이다. 이 개념은 정상운전 조건에서는 전자석에 의해 제어봉이 지지되지만 주변의 소듐 온도가 일정 온도 이상으로 상승하면 전자석의 자성이 상실되어 제어봉이 낙하하게 된다. 또 다른 피동 원자로 정지 개념은 특정 조건에서 중성자 흡수 물질이 노심으로 주입되도록 하는 것이다. 이 경우에도 정상 상태에서는 차단막이 흡수 물질을 노심 상부에 억지하게 되고, 온도 상승으로 이 차단막이 녹게 되면 흡수 물질이 아래로 주입되게 된다.

소듐냉각고속로의 원자로 노심에서 생성되는 잔열을 주변 환경으로 전달하는 잔열제거계통은 능동형과 피동형의 조합에 구성되는 것이 일반적이다. 아래의 예시 그림에서 보인 능동형과 피동형 잔열제거계통은 노심 출구 영역 상부 풀에 열교환기를 위치시키고, 연결 배관을 통하여 격납건물 외부에 위치한 공기열교환기를 통하여 대기로 열을 방출하는 동일한 개념을 사용하여 구성할 수 있다. 하지만 능동형 잔열제거 계통은 전기로 구동되는 밸브나 펌프를 구비함으로써 운전 편이성을 제공할 수 있는 반면, 피동잔열제거 계통은 펌프나 밸브의 사용을 배제하여 전원이 없는 조건에서도 열제거 기능을 제공할 수 있다. 다만 공기 유로를 개폐할 수 있는 댐퍼는 배터리에 의해 구동된다. 앞에서 설명한 개념과 다른 개념으로 피동잔열제거계통을 구성할 수도 있는데, 원자로용기 외벽을 따라서 외부 공기 유로를 형성시켜 잔열을 제거하는 개념 등이 이에 해당한다. 표 1은 SFR의 주요 특성을 경수로와 비교하고 있다.

3. 금속연료 사용 SFR 안전성

3-1. 사고 분류 및 허용 기준

일반적으로 원자력발전소의 설계는 심각한 사고일 수록 그 발생확률이 낮아지도록 설계되어야 한다. 따라서 발전소에서 발생할 수 있는 가상사건들을 발생빈도별로 분류할 필요성이 있다. 사고 등급을 분류하는 각국의 체계는 규제 환경에 따라 차이를 보인다. 현재 우리나라의 법령 체계는 운전중인 가압경수로형 원전의 사고 등급을 예상과도 운전 (AOO)과 설계기준사고 (DBA)의 두 가지로 분류하고 있다. 그리고

Table 1. SFR과 경수로의 특성 비교

구분	경수로	소듐냉각고속로
핵연료	3.5% 농축 우라늄 산화물	20% 농축 플루토늄-우라늄 혼합산화물 또는 금속
냉각재	고압 / 경수	대기압 / 액체금속 소듐
열전달계 통배치	1, 2차 계통 Loop 형	1차(Pool 또는 Loop), 중간 (Loop), 2차(Loop)
원자로 출구온도	~320℃	510~550℃
변환 효율	35%	40%
안전계통	능동 공학적 안전설비	고유 안전성 능동/피동 공학적 안전설비
중성자 에너지	열중성자	고속중성자

실제 인허가 시 심사 기준이 되는 심사 지침에서는 사고 발생빈도별로 보통빈도사건, 희귀빈도사건 및 제한사고의 3단계로 구분하고 각 사고 별로 허용기준을 제시하고 있다. 한국원자력학회에서는 이러한 불일치로 인한 문제점을 해소하기 위한 목적으로 해외 각국과 국제기구의 사고분류체계를 비교 정리한 바 있다 [3].

2012년 IAEA에서 발간한 SSR-2/1 [4]에서는 발전소의 상태를 정상 운전과 사고 상태로 구분하고, 사고 상태는 다시 설계기준사고와 설계확장조건으로 분류하고 있다. 분류된 사건 중에서 설계기준이 되는 사건은 상세하게 해석함으로써 안전 설계의 적절성을 입증해야 한다. 그리고 설계확장조건은 설계기준사고에 다중사고가 동시에 발생하는 경우 또는 설계기준 초과 외부 사건에 의해 발생할 수 있다.

한국원자력학회는 이러한 분류 결과와 최근의 동향을 참조하고 기존 분류 체계를 확대 적용하여 국제적 기준에 부합하면서 국내 실정에 맞는 새로운 사고 등급 분류 안을 제안하였다. 여기에서는 발전소에서 발생 가능한 상태를 정상운전(Normal Operation, NO), 예상운전과도(Anticipated Operational Occurrence, AOO), 설계기준사고 (Design Basis Accident, DBA), 설계기준초과사고(Design Extension Condition, DEC) 및 중대사고(Severe Accident)의 다섯 가지 등급으로 분류하고 있다[3].

이상에서 살펴본 바와 같이 소듐냉각고속로에서 발생 가능한 사고들은 예상운전과도 (AOO), 설계기준사고 1 (DBA1), 설계기준사고 2 (DBA2), 설계확

장조건 (DEC), 그리고 중대사고로 분류하는 것이 타당하다. 금속연료를 장전한 소듐냉각 풀형 고속로에서 발생할 수 있는 사건은 그 사건이 발전소 상태에 미치는 영향에 따라 크게 반응도 사건, 노심 유량 과도사건, 노심 냉각능력 저하 사건, 일차 및 이차 냉각재 계통 소듐냉각재 경계 파손, 국부손상 사건, 소듐 Spill 및 화재 사건, 핵연료 취급 사고 등의 범주로 분류할 수 있다.

표 2는 국내에서 설계중인 풀형 소듐냉각고속로에서 발생할 수 있는 5 가지 범주별 사건들을 발생 빈도에 근거하여 AOO, DBA1, DBA2, DEC, 그리고 중대사고로 정리한 예이다. 소듐냉각고속로의 경우 ATWS, 대형 유로 폐쇄, 대형 증기발생기 전열관 파손, 그리고 중대사고가 DEC 범주에 속하게 된다. ATWS(비보호 사고)는 일반적인 고속로 설계에서 발생빈도가 10^{-7} 이하로 평가되기 때문에 DBA가 아닌 DEC로 분류하는 것이 타당하다. 이러한 설계확장조건이 발생하더라도 대량의 방사성 물질의 방출이 없도록 기존 안전계통의 성능 확장 또는 추가적인 안전 설비를 구비하는 것이 요구될 수 있다. 현재 소듐냉각고속로의 사고분류는 지금까지 확보된 신뢰도 자료를 근거로 하고 있으므로, 각각의 사고에 대한 빈도 추정에 대한 신뢰도 자료를 보강하면서 지속적인 갱신이 필요하다.

SFR에 대한 법적 허용기준은 사고 시 유출되는 방사성 물질의 량과 일반대중 및 작업자의 피복량 제한에 의한 결정된다. 소듐냉각고속로의 설계는 방사성 물질의 방벽이 되는 물리적 부분의 건전성을 유지함으로써 법적 허용기준을 만족시킨다. 즉, 핵연료와 피복재, 그리고 구조물의 건전성과 냉각재인 소듐의 냉각 기능을 유지할 수 있으면 방사성 물질의 누출 가능성을 최소화할 수 있으므로, 법적 허용기준이 만족된다는 의미이다. 그러므로 핵연료, 피복재, 구조물, 그리고 냉각재의 건전성과 기능이 보장되는 최대 온도가 대체 안전허용 기준이 된다. 이러한 허용기준은 소듐냉각고속로의 핵연료 형태와 조성, 피복재와 구조물의 재질과 건전성 특성에 따라서 달라진다. 아래 표는 600 MW 전기출력을 가지는 실증로에 대한 안전허용 기준의 예이다. 표 3에서 제시된 바와 같이 일반적으로 사고의 정도에 따라서 허용 기준은 다르게 설정된다.

원자로 구조물의 건전성 확보는 노심 냉각뿐만 아니라 방사성 물질의 격납을 위해서도 필수적이다. 구

조물 건전성의 정량적 평가는 ASME 압력용기 코드 방법론과 기준을 이용하여 수행한다. 구조 건전성 기준을 이용하여 온도 허용기준을 설정하기 위해서는 구조 손상 제한값을 각 운전 조건에 대한 허용 손상값으로 배분하는 것이 필요하다. 이를 위해 가상 포괄 운전조건별 고온구조 건전성 해석, 고온 크립-피로 손상 평가, 고온 비탄성 변형률 평가 등을 수행한다. 국내 실증로 개념 설계 단계에서는 평균노심출구 온도 제한값을 구조물 건전성 확보를 위한 기준으로 사용하고 있다.

피복재의 건전성 확보를 위해서는 운전 기간 동안 발생 가능한 변형률, 누적 손상 가능성, 응력 변화, 공용 반응에 의한 감육 정도 등을 평가해야 한다. 실증로 설계에서는 연소도 목표 달성이 가능한 변형률 제한값으로 전체 변형률 3% 이하, 열적 크립 변형률 1% 이하로 설정하고 있다. 누적 손상에 대해서는 CDF (cumulative damage function) AOO 및 DBA1 조건에서 0.05 이하를 만족할 것을 요구한다. 그리고 공용 반응에 의한 피복재의 급격한 감육을 방지할 수 있도록 공용반응 문턱 온도(약 700 °C)를 추가적인 제한값으로 설정할 수도 있다.

핵연료의 건전성은 연료의 용융이 발생하지 않으면 유지된다고 가정한다. 용융은 핵연료의 고상온도 (solidus temperature) 이상에서 발생하며, 이 온도 근처에서 나타날 수 있는 원소재분배 현상을 고려하여야 한다. U-19Pu-10Zr 금속연료의 경우 Zr 원소 재분배에 의해 2wt%Zr까지 감소하는 영역이 형성되는 것이 관찰되므로 이 수준의 불확실도를 반영하여 U-21TRU-2Zr 금속연료의 경우 955 °C를 허용 온도로 설정하고 있다. 표 3에 포함되지는 않았지만 냉각재인 소듐의 냉각 기능은 비등이 발생하기 이전에는 유지된다고 볼 수 있다. 따라서 소듐의 비등 온도가 냉각재 허용 온도 제한값이 된다. 노심의 압력 강하와 펌프의 동작 시 나타나는 노심 중앙의 압력을 기준으로 비등 온도 제한치를 설정할 수 있다.

3-2. 설계기준사고 안전성

원자력발전소의 설계기준사고는 그 사고가 발생하였을 경우 방사성 물질의 누출량을 허용 기준치 이내로 유지하기 위한 목적의 안전 설비를 설계에 포함시켜야 하는 사고를 말한다. 이 때 고려되는 안전계통의 설계는 수립된 설계기준과 보수적 방법론에 기초하여야 한다. 소듐냉각고속로의 안전계통은 설계기준

Table 2. SFR 사고분류 예시 표

등급	사건 분류	초기 사건	
Normal Operation	NO	Startup/Hot standby/Power operation/Shutdown/Refueling	
AOO	Power Transient	Single control rod withdrawal	
		Single control rod drop	
		Inadvertent acceleration/reduction of one primary pump speed	
	LOF	Coastdown of one primary pump	
		Coastdown of all primary pump	
	LOHS	Loss of feedwater on all SGs	
		Loss of offsite power (<2hr) and turbine trip	
Inadvertent acceleration/reduction of one primary pump speed			
Local Faults	Fuel pin failures under normal and design basis fault condition		
SG	Small tube leak		
DBA Class 1	Power Transient	Single control rod withdrawal at maximum speed	
		Inadvertent opening of the steam bypass or steam line break	
	LOF	Sudden seizure of one primary pump	
	LOHS	Loss of offsite power (2hr<t<72hr)	
		Inadvertent actuation of the SWRPRS	
		Feedwater line break in one feedwater train	
		SG large tube leak	
	Boundary Leak	Primary sodium leak in auxiliary system	
		Leak in piping line from PHTS pump to core	
		Small secondary sodium leak	
		Leakage of the cover gas circuit (air ingress)	
Local Fault	Leakage through upper closure penetration seals		
	Overpower element(enrichment error)		
	Fuel loading error(FA loading in improper position)		
DBA Class 2	Power Transient	Design basis subassembly partial flow blockage (less than 6-subchannel blockage)	
		SSE-induced reactivity insertion and pump trip (Single rod withdrawal with rod stop failure)	
	LOF	DEG break in piping line from PHTS pump to core	
		Loss of offsite power and Emergency diesel generator (more than 72 hr)	
	Boundary Leak	Reactor vessel leak into the guard vessel	
Local Fault	In-service external blockage		
DEC	LOHS	Large leak due to spontaneous ruptures of several tubes	
		Power Transient	Unprotected single rod withdrawal at power(ATWS)
			Unprotected loss of power to all PHTS pumps
	Unprotected spurious one PHTS pump trip		
	Simultaneous seizure of all PHTS pumps		
	SA LOHS	Unprotected spurious one IHTS pump trip	
		Unprotected turbine trip	
Unprotected loss of power to all IHTS pump trip			
SA TIB	Total loss of decay heat removal		
		Unprotected loss of normal FW due to pump failure	
		Total instantaneous inlet blockage	

Table 3. SFR 허용 기준 예

Event Category	Fuel/Clad		PHTS		Containment
	Qualitative Criteria	CDF	Qualitative Criteria	Temperature (°C)	
AOO	No reduction of plant life time	< 0.05	ASME Level B No corrective action required	< 650	Maintain design leakage rate*
DBA1	A small fraction of fuel pin failures	< 0.05	ASME Level C Inspected	< 675	Maintain design leakage rate*
DBA2	Pin coolable geometry	< 0.1	ASME Level D Repair	< 730	Maintain design leakage rate*
DEC	Core coolability with in-vessel retention	-	ASME Level C Vessel cannot be reused	< 730	Maintain design leakage rate*

* The reference pressure and temperature will be determined later.

사고 시 원자로를 정지시키는 기능을 담당하는 원자로정지계통, 잔열을 최종 열제거원으로 전달시키는 안전등급 잔열제거계통, 그리고 증기발생기 전열관 누출 사고 시 동작하는 소듐-물 반응 압력완화계통 등으로 구성된다. 설계기준사고에 대처하기 위한 안전계통은 다양성과 다중성에 대한 설계기준을 만족시켜야 하며, 단일고장을 고려한 조건에서도 안전 허용치를 초과하지 않도록 설계되어야 한다. SFR의 대표적인 설계기준사고는 과출력 사고, 유량상실 사고, 열제거 상실 사고, 그리고 압력경계 파손 사고이다.

과출력 사고 (Transient of OverPower) 라고 부르는 반응도 삽입사고는 의도되지 않는 출력 변동을 낳는 과도기를 야기할 수 있으며, 이러한 사고들의 원인은 노심과 제어봉간의 상대적인 이동, 노심 구성물 변화, 그리고 노심의 기하학적 배열 변화 등이다. 제어봉의 상대적인 이동은 한 개 이상의 제어봉 모터 계통의 오작동이나, 모든 제어봉에 영향을 미치는 제어계통의 고장으로 야기될 수 있다. 또한 지진으로 노심 구조물의 붕괴로 인한 노심의 위치 변화는 훨씬 큰 반응도 삽입을 야기할 수 있다. 또한 노심 구성물 변화 또는 노심의 기하학적 배열 변화는 소듐 냉각재의 기화로 큰 반응도 삽입을 발생시킬 수 있다.

소듐냉각고속로에서 발생하는 대표적인 과출력 사고 해석을 위해 제어봉 계통의 구동 모터 고장으로 제어봉 인출이 발생하여 15초 동안 30¢의 양의 반응도가 삽입되는 경우를 가정하였다. 또한 사고 발생 후 5초 후에 소외전원이 상실되어 펌프정지 및 급수 고압이 발생하는 것으로 가정하였다. 기준설계는 국내 600 MWe 급 실증로 설계이며 [5], 주요 해석 결과는 다음과 같다. 사고 시작 후 12.7초 후에 출력대

유량 (P/Q) 설정치에 의해 원자로 정지가 발생한다. 원자로 정지 5초 뒤 잔열제거계통의 Air Heat Exchanger(AHX) 쪽 damper도 개방되어 잔열제거계통이 작동을 시작하게 된다. 과출력 사고 시 최고 피복재 온도는 606.75 °C로 계산되었는데, 이 온도는 안전 허용기준 및 온도 제한치보다 낮은 값으로서 안전기준을 만족하였다. 아래 그림 3은 과출력 사고 시 노심 입출구 온도 변화를 보이고 있다.

유량상실 사고는 의도되지 않는 노심 유량 변동이 나타나는 경우로서 펌프의 오작동이나, 풀 내부 펌프와 Inlet Plenum을 연결하는 배관 파단, 지진이나 소외 전원 상실로 인한 펌프의 관성 운전 등으로 야기된다. 냉각재 유량 상실 사고는 일차열전달계통 (PHTS) 펌프가 동시에 전원을 상실하여 강제순환 유량을 상실하는 사건으로서 일반적으로 모든 냉각재 펌프가 고장이 나는 경우를 대표 사고로 선정한다. 냉각재 펌프가 전원 상실에 의한 것이 아닌 펌프 자체 고장으로 강제 순환 유량을 상실하며, 소외전원 상실은 급수 정지를 발생시키고, 전원 상실 시점과 동시에 AHX damper가 개방되는 것으로 가정한다.

유량상실 사고 시작 후 PHTS 냉각재 펌프가 고장으로 인해 펌프의 강제순환이 멈추면서 관성 서행을 시작하고 냉각재유량은 급격히 감소하게 된다. 원자로 정지 후 소외전원이 상실되면서 터빈이 정지하고, 전원 상실로 인해 급수 펌프가 정지한다. 유량상실사고의 경우 유량이 급격히 감소하면서 출력 대비 PHTS 저유량신호에 의해 원자로가 자동 정지하게 된다. 냉각재 유량 완전상실 사건에서 원자로의 안전성은 초기 노심 유입 유량의 급격한 상실로 인해 원자로정지 바로 직전 첨두 피복재 온도와 장기 냉각

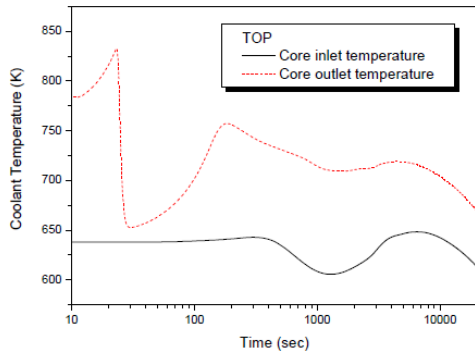


Fig. 3. 과출력 사고 시 노심 입출구 온도 변화

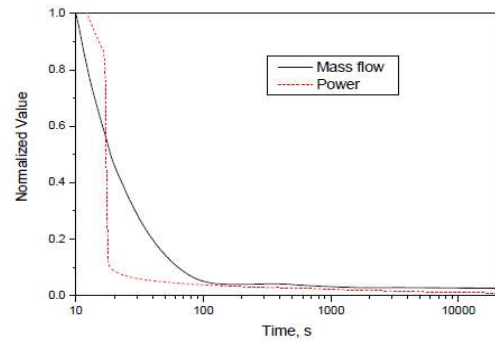


Fig. 4. 유량상실 사고 시 유량과 출력 변화

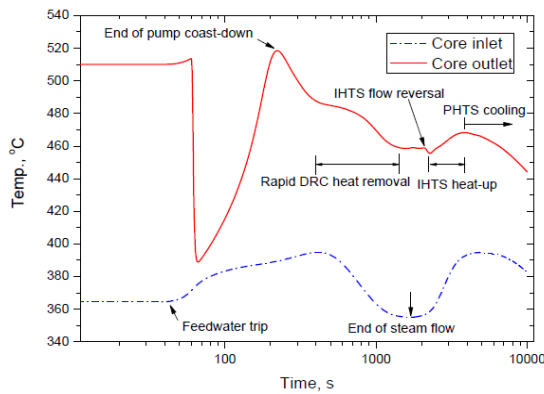


Fig. 5. 열제거원상실 사고 시 노심 입출구 온도 변화

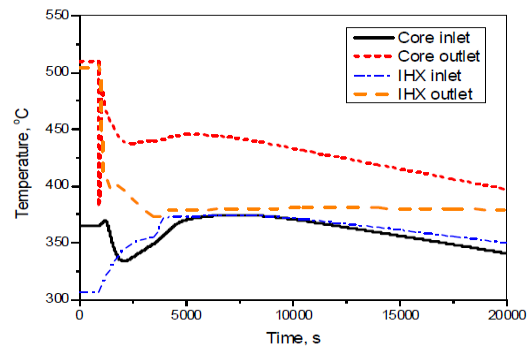


Fig. 6. 원자로용기 파손 사고 시 노심 및 중간열교환기 입출구 온도 변화

단계의 노심출구 최대온도로 판단하는데, 장기 냉각 단계 동안 원자로계통의 냉각성능은 잔열제거계통의 열제거 능력에 의해 충분히 확보되므로 첨두 피복재 온도 관점에서만 안전성을 평가한다. 그림 4와 같이 실증로 설계에 대한 해석 결과 초기 첨두 피복재 온도는 624.42 °C로 PHTS 안전허용 기준을 만족한다.

노심의 냉각능력 상실은 다양한 원인에 의해 야기될 수 있다. 열제거원 상실 사고로 정의되는 이러한 사고가 발생하면 원자로 정지 후 잔열제거 계통이 작동된다. 대표적인 열제거원 상실사고로서 증기발생기 격리 밸브가 임의로 차단되는 경우에 대한 해석을 수행하였다. 보수적인 해석 수행을 위해 원자로 정지와 함께 소외전원 상실이 발생하고, 사고 후 열제거는 안전등급 잔열제거계통에 의해서만 이루어지는 것으로 가정하였다. 사고후 약 50.8초 후에 중간열교환기 (IHx) 입구온도가 349.5 °C에 도달하여 원자로 정지 신호가 발생하게 된다. 초기 사고 진행은 펌프 관성

운전에 의한 강제순환 구간과 이후의 자연순환 구간으로 크게 나누어진다. 이 사고 해석 결과 최고 피복재 온도는 554 °C로 나타났으며, 냉각재와 핵연료 최고 온도는 각각 518 °C와 695 °C로 계산되었다. 이러한 결과는 피복재, 구조물, 그리고 핵연료에 대한 안전기준을 충분한 여유도를 가지고 만족하는 것이다.

일차 냉각재 계통의 압력경계 파손은 방사성 물질이 격납용기로 방출되고, 잔열제거계통의 기능에 영향을 미친다는 측면에서 노심 유량 과도 사건과 구분된다. 또한 실증로에는 IHx를 경유하는 중간계통과 직접열교환기(DHX)를 경유하는 잔열제거계통 등 두 종류의 이차 소듐 냉각재 계통을 포함하고 있다. 중간계통 소듐 냉각재 누출의 경우는 곧 바로 노심 냉각 능력 저하를 야기할 수 있지만 이 사건은 크게 노심능력 저하 사건들 중의 하나로 포함될 수 있다. 방사성 물질 방출 기준으로 보면 이차냉각재에 함유된 방사성 물질이 매우 작기 때문에 대량의 냉각재 누출

이 발생해야만 방사성 방출 기준을 초과할 것이다. 또한 잔열제거계통은 고장 확률이 $10^{-7}/\text{Yr}$ 이하로 설계되기 때문에 잔열제거계통의 소듐냉각재 경계 파손 확률 또한 매우 낮을 것으로 판단된다. 그러나 여전히 이들 계통들의 고장은 사고 발생 후 곧 바로 화재가 발생하기 때문에 원자로 정지 및 고장 보수가 수행되어야 한다.

압력경계 파손 사고 중 일차계통에 가장 큰 영향을 미칠 수 있는 사고는 원자로 용기 파손이다. 이 사고의 해석을 위해 10 cm^2 의 크기를 가지는 파손이 원자로 용기 하부에서 발생한 것으로 가정하였다. 사고 후 초기 저온풀과 고온풀 사이에 나타나는 압력 차이로 인해 약 17.4 kg/s 의 파단 유량이 형성되었다. 고온 풀의 액위가 계속 감소함에 따라 사고 발생 15분 후에 원자로 정지가 발생한다. 이후 원자로 정지에 따라 압력 균형을 맞추기 위해 저온풀의 액위는 급격히 상승하고 파단 유량 또한 증가한다. 원자로 정지 후 급격히 감소한 노심출구 온도는 펌프 관성운전이 끝나면서 증가하기 시작하여 사고 발생 1000초 후에 최고치인 $486 \text{ }^\circ\text{C}$ 에 도달한다. 이후 증기발생기에 잔존한 냉각재로 인해 일차열전달 계통은 약 1시간 동안 냉각되지만 증기발생기 내의 냉각재 비등이 끝나면 중간계통과 일차계통의 냉각재가 다시 가열되기 시작한다. 하지만 두 계통의 냉각재 양이 1370톤 정도로 많기 때문에 온도 증가는 매우 완만하게 진행된다. 사고 발생 6,000초 후에 잔열제거계통에 의한 열제거량이 노심 붕괴열을 초과하게 되어 노심 출구온도는 그 이후 지속적으로 감소한다.

3-3. ATWS 안전성

2011년 3월 발생한 일본 후쿠시마 사고 이후 원자력발전소의 설계기준사고를 초과하는 범주의 사고에 대한 관심과 우려가 급증하고 있다. IAEA는 후쿠시마 사고 이후 원자력발전소 설계 요건을 재검토하여 SSR-2/1을 발간하였는데, 여기에서는 설계확장조건(DEC) 개념을 도입하여 설계에 반영할 것을 요구하고 있다. 또한 2011년 국내 규제체제에 대한 IAEA의 IRRS 수검 결과 설계확장조건의 규제요건화가 요구된 바 있다. SFR에서 고려하는 대표적인 설계확장조건은 ATWS이다.

최신 소듐냉각고속로는 발전소에서 비정상적인 상태나 사고가 발생할 경우 능동 계통을 사용하는 공학적안전설비와 피동 계통을 사용하는 피동안전설비에

의해 충분한 안전성을 확보하도록 설계된다. 특히, 원자로정지가 실패하는 사고인 비보호사고(Unprotected accident) 또는 원자로정지불능과도사고(Anticipated Transient Without Scram; ATWS)가 발생하면 노심의 반응도 궤환효과와 더불어 일차 및 이차 열전달계통의 높은 열관성과 피동적으로 작동하는 붕괴열제거계통에 의해 원자로의 고유안전성을 확보한다. ATWS는 발생 가능성은 매우 희박하지만 다른 사고 요인과 동시에 발생하는 경우 보다 심각한 상태로 전개될 수 있는 사고이다. 따라서 ATWS에 대한 정확한 해석과 적절한 사고방지 및 보호대책이 설계에 반영되어 전체적인 발전소의 안전성을 향상시킬 수 있어야 한다.

국내에서 개발된 소듐냉각 고속실증로의 고유안전성을 평가하기 위해 비보호 과출력과도사고(Unprotected Transient Overpower, UTOP), 비보호 유량상실사고(Unprotected Loss-of-Flow, ULOF), 비보호 열제거 원상실사고(Unprotected Loss-of-Heat-Sink, ULOHS)에 대해 안전해석을 수행하였다. 이와 같은 세 가지 ATWS 사고는 고속로에서 발생 가능한 대표적인 사고유형의 극한적인 경우이다. UTOP과 ULOF는 반응도 삽입사고와 냉각재 유량이 변화하는 사고 중 가장 보수적인 사고결과를 초래한다. ULOHS는 원자로 입구온도가 변화하여 발생하는 모든 경우의 사고 중 가장 보수적인 사고이다.

UTOP은 임의의 사고로 인해 노심에 삽입되어 있던 원자로제어봉의 일부 또는 전부가 인출되어 급격한 양의 반응도가 노심에 부가되는 사고이다. 제어봉 인출로 인해 노심에 삽입될 수 있는 최대 반응도는 이론적으로 핵연료주기 변화에 따른 잉여반응도(reactivity swing)이다. 가장 보수적인 UTOP 사고해석은 노심에 삽입된 모든 제어봉이 사고로 인출되는 경우이므로 잉여반응도(reactivity)의 전부가 UTOP의 초기 반응도(reactivity)가 된다. 국내 실증로 설계에서는 안전계통인 제어봉정지계통(Control Rod Stop System, RSS)을 설치하여 원자로 운전조건에 따라 제어봉의 인출량을 제한하고 있으므로 UTOP의 초기 반응도 삽입량은 RSS의 설정값에 따라 결정된다. 즉, 설계 불확실성을 고려한 UTOP의 초기 반응도(reactivity)가 $40 \text{ } \rho$ 인 경우, RSS의 동작을 고려하여 15초 동안 $2.67 \text{ } \rho/\text{초}$ 의 삽입률로 제어봉이 인출되어 총 $40 \text{ } \rho$ 반응도가 노심에 삽입되는 것으로 가정할 수 있다.

UTOP은 정격출력 운전 중에 발생한다고 가정하며

원자로정지시스템의 고장 외에 다른 안전시스템은 모두 작동하므로 펌프에 의한 냉각재 강제순환과 PHTS와 IHTS, SG 등을 통한 정상적인 열제거가 가능하다. 실제 원자로 운전에서 과출력이 발생하면 고출력 원자로정지 신호에 의해 원자로가 정지되지만 UTOP에서는 원자로정지 동작이 실패하므로 오직 반응도 제한효과에 의해서 출력이 제어된다. SSC-K의 UTOP 사고해석 결과, 핵연료 손상이나 소듐비등 없이 노심 출력이 허용 가능한 수준에서 안정적으로 유지되었다. 이 때 출력은 노심에서 열적 균형에 의한 피동식 반응도 제한효과에 의해 결정되었으며 궁극적으로 순 반응도는 영의 값으로 수렴한다.

ULOF는 일차펌프에 공급되는 전력이 끊어지거나 다른 요인의 공동고장으로 인해 모든 일차펌프의 강제순환이 멈추는 사고이다. 일반적으로 유량상실사고가 발생하면 고 출력-유량비에 의한 원자로정지 신호가 발생하지만, ULOF에서는 원자로정지 작동이 실패한다고 가정한다. ULOF 사고 동안 운전원 조치와 원자로정지시스템이 작동하지 않으므로 이 경우에도 원자로 출력은 오직 반응도제한 효과에 의해서만 제어된다.

ULOF 사고해석에서 주요 관점은 출력-대-유량 비율의 불균형에 의한 노심의 과도특성이다. 원자로정지 후 일차펌프의 운전은 원자로 내부구조물에 열충격 하중을 부가할 뿐 아니라 장기간의 coast down은 노심에서 역류를 유발하여 노심냉각 측면에서 다른 문제를 야기할 수 있다. 따라서 펌프 coast down의 유량과 지속기간은 ULOF 사고전개에 매우 큰 영향을 미치는 중요한 설계변수이다. 펌프의 coast down 운전특성은 펌프자체의 설계특성과 시스템의 압력손실 특성에 의해 결정된다. ULOF 해석 결과, 핵연료심 중심, 소듐 냉각재, 구조물의 최대온도는 각각의 허용 안전기준을 만족하였다.

ULOHS는 다양한 IHTS 측의 사고원인에 의해 SG를 통한 정상적인 열제거 능력이 완전히 상실되는 사고이다. 따라서 잔열제거시스템만이 유일하게 노심 생성열을 제거할 수 있으므로 노심이 열적 균형에 도달하는데 많은 시간이 걸린다. ULOHS 계산에서는 반응도제한 효과에 의해 노심출력과 시스템의 열유체 거동이 단기간 동안 안정된 상태에 도달하는지 여부를 평가한다. 단기 ULOHS 사고해석에서는 IHX와 IHTS를 통한 열전달이 불가능하지만 일차시스템 펌프가 정격운전 되므로 노심의 강제순환 유량은 유지된다. ULOHS 사고해석 방법은 다른 ATWS 해석 방법

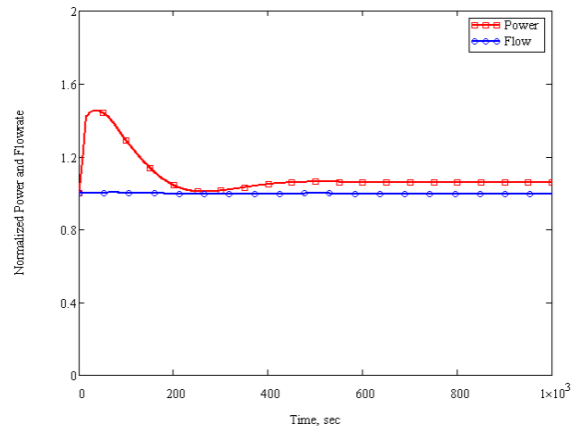


Fig. 7. UTOP 시 노심 출력 및 유량 변화

과 비슷하지만 특별히 잔열제거시스템의 열제거 성능과 관련된 설계변수의 불확실성을 사고해석에서 적절히 고려하여야 한다. ULOHS 사고 초기단계에서 노심출력이 붕괴열 수준으로 떨어지기 전까지는 노심 생성열이 적절하게 제거되지 못하여 노심온도가 증가한다. 이로 인한 음의 반응도 제한효과에 의해 출력이 감소하다가 붕괴열 수준에 도달하면 잔열제거시스템의 열제거율과 균형을 이루면서 안정된 평형상태를 찾아간다.

4. 결 론

소듐냉각고속로는 원자력의 지속가능성을 확보하고, 안전성, 핵확산 저항성, 그리고 경제성의 향상이 기대되는 제4세대 원자로의 하나이다. 특히 금속연료를 사용하는 소듐냉각고속로는 도플러 효과와 소듐 밀도 효과, 그리고 핵연료, 구조물 및 제어봉의 열팽창에 의해 얻어지는 반응도 제한 효과로 인해 우수한 고유안전성을 가진다. 또한 피동 원자로 정지시스템과 피동 잔열제거시스템을 채택하여 전원이 상실되는 상황에서도 피동안전성을 충분히 확보할 수 있다.

전기출력 600 MW를 가지는 소듐냉각 실증로 설계에 대한 안전해석 결과는 설계기준사고인 과출력 사고, 유량상실 사고, 열제거원상실 사고, 그리고 원자로용기 파손 사고의 경우에 핵연료와 피복재, 그리고 구조물에 대한 안전허용기준을 만족함을 보인다. 또한 원자로정지시스템이 동작하지 않는 비보호 사고인 UTOP, ULOF, ULOHS 발생 시에도 고유안전특성에 의해 보다 심각한 사고로의 진전이 나타나지 않아

우수한 안전성 확보가 가능함을 확인하였다.

소듐냉각고속로의 우수한 안전 특성과 기존 사용 후핵연료를 재활용하는 순환 핵주기의 확보 가능성으로 인해 많은 나라들이 소듐냉각고속로를 2050년 이전에 도입하여 원자력에너지의 지속성을 향상시키는 전략을 추진하고 있다. 향후 원형로와 실증로 개발 단계를 추진하면서 안전성 검증을 위한 실험 자료와 보다 상세한 모델 개발이 요구될 것으로 예상된다.

감사의 글

이 논문은 2013년도 세종대학교 교내연구비 지원에 의한 논문입니다. 관련 참고자료 확보에 도움을 준 한국원자력연구원 고속로설계부에 감사드립니다.

References

1. U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF-002-00, Dec. 2002
2. Yoon Il Chang. Technical Rationale for Metal Fuel in Fast Reactors, Nuclear Engineering and Technology, 2007, 39, 161-170
3. 한국원자력학회. 가압경수로 사고등급 분류체계 및 허용기준 정립, KINS/HR-1034, 2010
4. International Atomic Energy Agency. Safety of Nuclear Power Plants: Design, IAEA Safety Standards Series No. SS-2/1, 2012
5. 하귀석 외. 실증로 과도 안전성 평가, KAERI/TR-4288/2011, 2011