

중수로용 순환우라늄 핵연료의 피더파단사고에 대한 안전성 평가 Safety Assessment for Feeder Breaks of RUFIC in CANDU 6

정종업, 임홍식, 석호천

한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요약

현재 KAERI에서 개발중인 RUFIC (Recovered Uranium Fuel In CANDU reactors) 핵연료 다발은 CANFLEX-NU (Natural Uranium) 핵연료다발의 기하학적 특성의 장점을 유지하고 아울러 농축도가 0.72w/o인 천연우라늄 대신에 농축도가 보다 높은 0.92w/o 저농축 순환우라늄의 사용을 채택하고 있다. 본 연구에서는 월성로와 같은 CANDU 6 중수로에 RUFIC 핵연료를 장전한 경우, 안전해석 시 고려하는 가상 설계기준사고들 중에서 핵연료 손상이 발생하는 사고인 피더파단사고에 대해 안전성 평가를 수행하였으며, 그 결과를 월성 2/3/4 FSAR의 분석 결과와 비교하였다. 이를 위해 정체 및 비정체 피더파단에 대한 핵연료채널 건전성 평가와 사고시 용융되는 물질량 평가 그리고 핵연료파손에 의한 핵분열생성물 누출량 평가 등이 수행되었으며, 그 결과 기존의 37봉 다발에 비해 핵연료채널 건전성과 용융물질 생성량 및 핵분열생성물 누출량 모든 측면에서 안전성이 향상됨을 확인하였다. 특히 정체피더파단시 채널파손시점까지의 용융물질 양과 핵분열생성물 누출량은 37봉 다발에 비해 각각 35%와 40%씩 감소하였으며, 비정체피더파단의 경우에도 핵연료 중심선의 온도가 용융온도 이하로 유지되는 결과를 얻었다. 그러나 본 보고서에서 고려한 피더파단 사고시, RUFIC 핵연료 다발에 대한 안전성이 상당히 향상되는 것으로 분석되었으나 핵연료 손상이 발생하는 다른 가상 설계기준사고에서도 같은 결론을 얻을 수 있다고는 판단할 수 없으며, 따라서 본 보고서에 고려하지 않은 다른 심각한 설계기준사고들에 대해서도 향후 안전성 평가가 수행되어야 할 것이다.

Abstract

As being developing in KAERI, RUFIC (Recovered Uranium Fuel In CANDU reactor) fuel bundle contains 0.92 w/o slightly enriched recovered uranium and has the same geometric benefits of the CANFLEX-NU (Natural Uranium) fuel bundle design features. Since the thermal-hydraulic behaviour for RUFIC bundle would be different compared to that for 37 element bundle, the safety assessment is necessary for verification of RUFIC bundle design for a CANDU 6 reactor. Accordingly, in this study, the safety assessment for the feeder breaks which resulted in fuel failure was performed and then the analysis results were compared with those of Wolsong 2/3/4 Final Safety Analysis Reports. According to the assessment results of fuel channel integrity, molten mass, and fission products release from failed fuel for the stagnation and off-stagnation feeder breaks,

the safety features of RUFIC bundle are more enhanced compared to existing standard 37 element bundle. Particularly, the amount of molten mass and fission products release of RUFIC prior to channel failure in the case of stagnation feeder break is significantly reduced by 35% and 40%, respectively, compared to those of 37 element bundle. Though the safety of RUFIC bundle for feeder breaks is significantly enhanced, however, it cannot be judged that the same conclusion can be applied to other design basis events which would result in fuel failure. Therefore, other design basis events which are important but are not included in this report should be assessed in further study.

1. 서론

RUFIC (Recovered Uranium Fuel In CANDU reactors) 핵연료다발[1]은 이미 KAERI와 AECL이 공동으로 개발 완료한 CANFLEX-NU (Natural Uranium) 핵연료다발[2]의 기하학적 특성의 이점을 유지하는 CANFLEX 핵연료다발 설계를 채택하고, 우라늄 농축도가 0.72w/o인 천연우라늄대신에 농축도가 보다 높은 0.92w/o의 저농축 순환우라늄을 핵연료로 사용하고 있다. CANFLEX 43봉 핵연료다발은 중수로용 기존 37개 핵연료봉다발과 핵연료봉 직경 및 배열이 다르지만 CANDU 6 중수원전의 핵연료장전계통과 양립하고, 또한 핵연료 성능면에서도 우수하다. CANFLEX 핵연료다발은 기존 37개 핵연료봉 다발과 비교하여 다음과 같은 두가지 개선된 설계 특성을 가진다. 첫째, CANFLEX 43개 핵연료봉 다발에서는 중심봉과 내환봉의 직경이 보다 크고 중간봉과 외환봉의 직경이 보다 작다. CANFLEX 핵연료다발은 직경이 다른 두가지 연료봉을 가짐으로 인해 연료봉 선출력 첨두치를 약 20% 정도 감소시킨다. 이러한 보다 낮은 연료봉 선출력 첨두치는 CANDU 원자로의 안전여유도를 향상시키는 역할을 한다. 둘째, “button”이라 불리는 CHF 향상물이 각 핵연료봉의 최적위에 부착되어 있어, 임계채널출력 (critical channel power, CCP)을 약 5% 이상 증가 시킴으로써 운전여유도를 향상시킨다[3]. RUFIC 핵연료는 이러한 CANFLEX 다발의 구조를 가지고 있으며, 또한 고연소가 가능한 순환우라늄을 사용하기 때문에 노내 장전시 체류시간이 길어지고, 재장전 횟수를 줄여 주며, 핵연료 효율을 증대시켜 경제성을 향상시킬 것으로 기대된다.

그러나 순환우라늄 핵연료가 천연우라늄 핵연료와 비교하여 보다 높은 우라늄 농축도를 가짐으로 인해 재장전 전략 변경을 필요로 하고 결과적으로 노내 출력 분포등의 노심 특성이 바뀌게 된다. RUFIC 핵연료다발은 기존 37개 핵연료봉 다발의 열수력거동과 매우 유사한 CANFLEX 핵연료다발설계를 사용하기 때문에 CANDU 6 원자로와 잘 부합한다. 따라서 RUFIC 다발을 장전한 경우의 안전성 평가는 노심 특성 변경과 핵연료봉 구조 차이의 영향이 나타나는 핵연료 거동에 대해 주로 수행되어야 한다. RUFIC 핵연료다발 안전성 평가의 궁극적인 목적은 RUFIC 다발을 장전한 경우가 37개 핵연료봉 다발을 장전한 경우에 비해 가상 설계기준사고시의 경과를 저해하지 않음을 보이는 것이다.

RUFIC 핵연료다발의 장전으로 인한 채널내 열수력 특성 변경과 노심특성 변화는 중수로에서 사고가 발생했을 경우 핵연료 거동을 상당히 변화시킬 것이고, 궁극적으로 안전성 여유도가 RUFIC 다발에 의해 영향을 받게 될 것이다. 중수로에서 안전해석시 고려하는 가상 설계기준사고들 중에 핵연료 손상을 발생하는 사고로는 대형냉각재 상실사고, 피더파단사고, 채널 유동차단사고, 압력관 파단사고, 중단이음관 파손사고 등이 있다. 본 보고서에서는, RUFIC 다발을 CANDU-6 중수원전에 장전한 경우, 이들 사고중 피더파단에 대해 안전성 평가를 수행하였으며, 분석 방법, 분석결과 그리고 안전여유도에 미치는 영향에 대하여 고찰하였다. 피더파단의 소분류로 정체와

비정체 파단을 모두 고려하였으며, 피더파단시 영향받은 단일채널에 대해 핵연료채널 건전성 평가와 사고시 용융되는 물질량 평가 그리고 핵연료파손에 의한 핵분열생성물 누출량 평가를 중점적으로 다루었다. 이러한 분석으로부터 RUFIC 다발이 CANDU 6와 같은 중수로에 장전되었을 경우 안전성 여유도 측면에서 기존의 CANDU 6 원자로에 비해 향상되는 결과를 얻을 수 있었다.

2. 피더파단 분석 방법론

피더파단시 RUFIC 핵연료다발에 대한 안전성 평가의 허용기준은 월성 2/3/4 FASR[4]에 제시된 기준을 따르도록 하였다. RUFIC 핵연료다발이 37개 핵연료봉 다발과 부합하는 설계 특성을 가지므로 열수력학적 거동이 유사할 것으로 기대되며, 따라서 피더파단시 사건 전개는 월성 2/3/4 FASR의 방법과 거의 일치하게 된다. 이러한 이유로 피더파단시 RUFIC 다발에 대한 안전성 평가에서는 주로 핵연료/핵연료채널 건전성 및 핵분열생성물 누출량에 대해 기존의 37봉 핵연료다발에 대한 결과와 비교하여 상대적 안전도를 평가하는데 주안점을 두도록 하였다.

2.1 계통 열수력 분석 방법론

계통 열수력 분석은 CANDU 6 안전성 분석용 이상유체 비균질/비평형 열수력 분석코드인 CATHENA[5]를 이용하여 수행되며 핵연료채널 분석을 위한 원자로 입구 및 출구 모관의 경계조건을 제공한다. 계통 분석에서는 RUFIC 핵연료다발이 핵연료채널에 장전될 경우, 채널에 걸친 유동저항 증가와 채널내 냉각재량 증가의 영향이 평가된다. 또한 두가지 다른 직경을 갖는 핵연료봉 각각의 기하학적 구조가 고려되며, RUFIC 평형 노심에 대한 축방향 및 반경 방향 출력 분포가 고려된다. RUFIC 핵연료의 경우, 8다발 장전방식대신 4다발 장전방식을 채택하는 노심 특성으로 인해 중심다발에서 첨두를 가지는 37봉 다발과 달리 다발 5에서 첨두를 가지게 된다. 이 때, 단일채널은 극한 출력 채널 (O6_mod)로 모사되고, 피더파단시 채널 내 기포 증가로 인한 출력 상승 효과를 고려하기 위해 채널출력을 5.5% 증가시킨다.

2.2 핵연료채널 분석 방법론

정체 및 비정체 파단에 대해 핵연료채널 분석은 동일한 CATHENA 채널 모델을 사용하고 또한 동일한 분석 방법을 이용한다. 정체파단인 경우에 분석의 주목적은 채널 파손 시점 및 채널 파손을 일으킬 수 있는 파단 크기 범위에 대해서 채널 파손 시점에서의 채널 조건을 예측하는 것과 핵연료로부터의 핵분열생성물 누출 분석을 위해 Gehl 모델[6]용 입력 자료를 생성하는 것이다. 비정체 파단의 경우, 분석의 주 목적은 비정체 파단 크기 즉, 채널을 파손시키지 않으면서 가장 심각한 채널 결과를 가져오는 파단 크기의 확인과 핵연료로부터의 핵분열생성물 누출 분석을 위해 ELOCA-MK6[7] 코드의 입력 자료를 생성하는 것이다.

2.3 핵분열생성물 누출 평가 방법론

정상운전 동안과 사고 시점에서 핵연료내의 핵분열생성물 재고량은 핵연료 온도 및 핵연료피복관-소결체틈새와 입자 경계로 방출된 핵분열생성물 분포 등을 계산하는 핵연료봉 성능평가 용 ELESTRES 전산코드[8]를 이용하여 수행하였다.

안전 분석을 위한 극한 출력 경계곡선은 노심 해석으로부터 구한 기준 과출력 경계곡선을 수정하여 다발 출력에 대해 최대 출력이 극한 조건과 같아지도록 수정하여 구하며, 그 결과를 그림 1에 나타내었다. 각 봉에 대한 출력/연소도 이력은 극한 출력 곡선과 사고 시점에서의 각 다발의 출력값을 이용하여 결정하였다. 만일 사고시점에서의 연료봉 출력/연소도 점이 극한 출력 경계를 넘으면 연료봉이 극한 출력 경계에서 운전되었다고 가정하며, 출력/연소도 점이 극한 출력 경계 이하이면 그림 2와 같이 연료봉의 연소도 이력은 극한 출력 경계곡선과 평행으로 운전된다고 가정한다. 이 때, RUFIC 핵연료다발에서 모사된 48개 연료봉 각각의 출력은 채널 냉각재 기포화에 따른 채널 출력 증가를 보정하기 위하여 5.5%만큼 상승시키며, 5.5% 출력 증가는 모든 연료봉에서 15분동안 지속된다고 가정한다 (그림 2).

피더 정체 파단의 경우, 핵연료 결정립 및 입계로부터의 핵분열생성물 누출 과도상태 계산은 Gehl 누출 모델[6]을 사용하여 수행된다. 또한, 이 핵분열생성물 누출 계산에 있어서, 지르칼로이/UO₂ 상호작용 및 UO₂ 산화를 고려하기 위하여, Gehl 모델에 의해 예측된 과도 누출에 핵연료의 결정립 및 입계에 위치한 핵분열생성물의 온도에 따른 추가 누출을 더하였다.

피더 비정체 파단의 경우, 과도상태 핵분열생성물 누출은 ELESTRES 코드로부터 구한 사고 시점의 핵연료 조건과 CATHENA로부터 구한 과도상태 경계조건을 입력으로 한 ELOCA-MK6 코드를 이용하여 계산하였다. 이 때, ELOCA-MK6 결과가 다음의 파손기준 중 어느 하나라도 만족시키거나 넘게 되면 피복관 파손이 발생한다고 가정한다: (1) 2% 피복관 hoop 변형도 및 1000°C 이상의 피복관 온도. (2) 어떤 피복관 온도에서든 5% 피복관 hoop 변형도. (3) 핵연료 중심선 용융 온도 (2840°C) 이상. (4) 최소한 피복관 두께의 반에 걸쳐 피복관내 산소 농도가 중량비 0.7% 이상. (5) 베릴륨-멤질에 의한 균열 발생 확률이 1%보다 큼.

2.4 용융질량 평가 방법론

채널 파손시 용융된 핵연료 및 피복관 질량은 CATHENA 핵연료채널 분석 결과로부터 계산하였다. 채널 파손 시점은 압력관 파손 기준을 따르며, 정체채널의 압력관이 압력관/칼란드리아관 접촉 이전에 파손되기 때문에, 압력관 파손시점을 압력관 파손이 가장 늦은 시점인 압력관/칼란드리아관 접촉 시점으로 간주하는 것이 가장 보수적이다.

3. 피더파단 분석 결과

3.1 계통 열수력 분석 결과

피더파단에 대한 계통 열수력 분석은 핵연료채널 분석을 위한 모관 경계조건을 제공하기 위해 수행된다. 과도 분석에 선행되는 정상상태 열수력 계산은 3000초까지 수행하였고, 정체와 비정체 파단 면적은 각각의 파단 크기의 상한에 해당하는 피더입구 면적 20 cm²과 40 cm²를 적용하였다. 정체와 비정체 파단시 모관 압력 및 기포율은 37개 핵연료봉 다발과 RUFIC 43개 핵연료봉다발의 경우가 수력학적으로 거의 유사한 거동을 보이며 계통 변수들의 경향이 별 차이가 없음을 알 수 있다. 그러나 연료봉 온도 분포가 반경 방향 및 축방향 출력 분포에 대응하는 분포를 가지기 때문에, 첨두 출력 다발 (RUFIC의 경우는 다발 5, 37개 핵연료봉 다발의 경우는 다발 7)에서의 연료봉 평균 온도 분포는 두 다발이 다르게 나타난다.

3.2 핵연료채널 분석 결과

3.2.1 정체 피더파단

정체 피더파단시 채널 파손이 발생하며, 채널 파손 시점과 그 시점에서의 채널 조건은 파단 크기에 따라 크게 좌우된다. 파단 직후 채널 유량은 급격히 감소 및 역전되며, 채널 파손이 발생하기 12초 전에 월성 2/3/4 37개 핵연료봉 다발의 경우와 같이 RUFIC 다발의 경우에도 17.75 cm^2 에서 정체 조건에 가장 가까워 진다. 그림 3은 여러 파단 크기에 대해 구한 최상부 핵연료봉 평균 온도 결과로써, 전체 과도동안 RUFIC 다발의 핵연료 온도가 37개 핵연료봉 다발에 비해 낮은 값으로 계산됨을 확인 할 수 있다. 이 분석에서는 채널 파손의 열수력 효과가 모사되지 않았기 때문에, 핵연료는 채널 파손이후 비현실적으로 계속 가열된다.

그림 4는 각 연료봉에서의 핵연료 중심 온도를 보여 주는데, 과도동안 모든 연료봉에 대해 RUFIC 다발의 핵연료 온도가 37개 핵연료봉 다발에 비해 낮음을 알 수 있다. 한편 핵연료피복관 온도 계산 결과에서도 RUFIC 다발이 보다 낮은 온도를 가진다. 비록 기포량에 의한 채널 출력 상승이 RUFIC 다발의 경우가 보다 크지만, RUFIC 다발의 기하학적 구조 특성과 연계하여 반경 방향 및 축방향 출력 분포등의 노심 특성이 채널 건전성 측면에서 긍정적인 결과를 보임을 확인하였다. 이러한 결과는 용융 물질량을 작게 할 뿐만 아니라, 핵분열생성물 누출량을 상당히 줄이는데 긍정적인 역할을 할 것으로 판단된다.

3.2.2 비정체 피더파단

비정체 피더파단시 채널 분석은 CATHENA 계통 열수력 분석으로부터 얻어진 모관 경계조건을 사용하여 수행되며, 단지 채널 파손 시점이 원자로 트립 시점에 가장 근접하는 파단크기를 조사한다. 조사 결과에 따르면 37 cm^2 의 파단 크기가 극한 비정체파단을 대표하는 것으로 선정하였다. 37개 핵연료봉 다발에서 원자로트립 시점과 채널파손 시점은 각각 162.7초와 152.5초이고, RUFIC 다발에 대해서는 각각 163.0초와 144.5초이다. RUFIC 다발의 경우 축방향 출력 분포가 앞쪽으로 치우쳐 있기 때문에 이 영역에서 다발출력이 높아서 37개 핵연료봉 다발에 비해 압력관 접촉이 약 8초 일찍 발생한다. 채널 파손 시점까지의 핵연료 온도 과도는 핵연료 평가를 위해 과도 핵연료 거동 분석용 ELOCA-MK6 코드에 입력으로 사용하였다.

그림 5는 ELOCA-MK6 코드로 계산한 다발 5에서 다발 9까지의 외환봉에 대한 핵연료 중심선 온도 결과로, 가장 높은 경우에도 핵연료 용융 온도 (2840°C) 이하로 핵연료 온도가 유지되고 있음을 보여주고 있다. 또한 모든 경우에서 높은 피복관 변형이나 베릴륨-멤질 침투를 예측하지 않으며, 피복관 온도가 낮기 때문에 산소취화에 의한 파손도 발생하지 않는다.

3.3 핵분열생성물 누출 평가 결과

3.3.1 핵분열생성물 재고량

ELESTRES 전산코드를 사용하여 사고시점까지의 핵분열생성물 재고량을 계산한 결과, 표 1에 나타낸 바와 같이 전체 채널에 대하여 대부분 핵종의 경우 RUFIC 다발이 37봉 다발에 비해 평균 약 8%정도 적게 생성되었음을 확인하였다. 한편, 생성된 방사성핵종의 대부분은 단수명 핵종으로,

이들은 연소도보다는 출력 크기에 따라 재고량 크기가 결정되는 양상을 보였다. RUFIC 다발의 경우 37개 핵연료봉 다발에 비해 외환봉, 중간봉에서 훨씬 작은 출력으로 연소되기 때문에, 핵분열생성물 재고량도 37개 핵연료봉 다발에 비해 적음을 확인할 수 있다.

3.3.2 정체 피더파단

ELESTRES와 CATHENA 핵연료채널 분석에서 각각 구한 핵분열생성물 재고량과 핵연료 및 핵연료피복관 온도를 가지고, Gehl모델을 이용하여 채널파손시점에서의 핵분열생성물 누출량을 계산하였다.

그림 6은 핵분열생성물 총 누출량 과도를 보여주는 것으로 RUFIC 다발의 누출량이 37개 핵연료봉 다발에 비해 약 40% 작게 예측된다. 이는 RUFIC 다발의 경우, 초기 핵분열생성물 재고량이 낮고 또한 CATHENA 핵연료채널 분석으로부터 얻어진 핵연료 및 핵연료피복관 온도가 낮기 때문에, 핵분열생성물 누출측면에서 RUFIC 핵연료의 안전성이 크게 향상됨을 의미한다.

3.4 용융물질 평가 결과

37개 핵연료봉 다발과의 상대적 안전성 평가를 위해 채널파손시점에 대한 기준으로 부품기준과 피복관 용융기준 모두를 사용하여 용융 물질 평가를 수행하였다. 부품기준의 경우, 채널 파손후 2초 (보수적으로 압력관/칼란드리아관 접촉 시점 이후 2초) 경과후 UO_2-Zr 합금, UO_2 및 피복관의 용융량을 계산한 결과, 최대 총 용융량은 19.8 kg으로 37개 핵연료봉 다발에 비해 약간 적게 예측되었으며, 이는 RUFIC 다발의 모든 핵연료 및 피복관 온도가 37개 핵연료봉 다발의 경우에 비해 낮기 때문이다.

압력관 용융기준의 경우에도, 피복관 용융개시후 4초 경과 시점에서의 UO_2-Zr 합금, UO_2 및 피복관의 용융량을 계산한 결과, RUFIC이 37개 핵연료봉 다발에 비해 약 35% 낮게 예측되었다. 이는 RUFIC 다발의 경우, 파단크기가 증가함에 따라 피복관 용융시점이 37개 핵연료봉 다발에 비해 빨라지므로 용융되는 물질의 양도 상대적으로 적어지기 때문이다. 이러한 결과로부터 피복관 용융기준에 근거하여 RUFIC 다발의 경우가 용융 물질량 측면에서의 안전성이 크게 향상되었음을 확인할 수 있다.

4. 결론

계통 열수력 분석결과에 의하면 파단 크기에 관계없이 계통 열수력 거동은 37개 핵연료봉 다발을 장전한 경우와 거의 동일하며, 핵연료채널 분석에서는 정체와 비정체 피더파단 모두에서 과도 동안 핵연료 및 핵연료피복관 온도가 37개 핵연료봉 다발에 비해 낮게 유지된다. 이는 RUFIC 다발의 경우 비록 직경이 작은 중간봉과 외환봉에서 핵연료봉 가열율이 보다 높더라도 반경방향 선출력이 37봉 다발에 비해 보다 평탄하여 초기 핵연료봉 온도가 낮기 때문이다. 이로 인해 정체피더파단시 채널파손시점까지의 용융물질 양이 37개 핵연료봉 다발에 비해 35% 낮게 예측되었다.

37개 핵연료봉 다발에 비해 보다 평탄한 반경방향 선출력 분포 및 방출시점에서의 보다 낮은 연료봉 출력을 가지는 RUFIC 다발에 대한 핵분열생성물 재고량은 37개 핵연료봉 다발에 비해 8% 적게 예측되었다. 특히 보다 낮은 핵연료 온도 분포를 가짐으로 인해 대부분의 방사성 핵종들이 입계나 간극으로 확산되지 못하고 결정입계내에 갇히게 된다. 따라서 정체 피더파단시 채널파

손시점까지의 핵분열생성물 누출량은 현저히 적게 되어 37개 핵연료봉 다발에 비해 40% 적게 예측되었다.

결론적으로 CANDU 6와 같은 중수로에 RUFIC 43개 핵연료봉 다발을 장전할 경우 기존의 37개 핵연료봉 다발에 비해 핵연료채널 건전성과 용융물질 생성량 및 핵분열생성물 누출량 모든 측면에서 안전성이 향상됨을 확인할 수 있었다.

후 기

본 논문은 과학기술부의 원자력 중장기 연구개발 사업의 일환으로 수행되었다.

참 고 문 헌

- [1] H.C. Suk, et al., "Basic Research and Industrialization of CANDU Advanced Fuel," KAERI/RR-2011/99, May 2000.
- [2] H.C. Suk, et al., "CANFLEX-NU Fuel Design Report," KAERI/TR-681/95, June 1996.
- [3] J.H. Park, et al., "The Effect of Fuel Bundle Appendages on Critical Heat Flux and Critical Channel Power," KAERI/TR-906/97, August 1997.
- [4] "Wolsong Unit 2/3/4 Final Safety Analysis Report," KEPCO, 1995.
- [5] B.N. Hanna, Editor, "CATHENA MOD-3.5/rev.0 Theoretical Manual," RC-982-3/COG-93-140(Vol.3) Rev0.0, AECL/Whiteshell Lab., October 1995.
- [6] S.M. Gehl, "The Release of Fission Gas during Transient Heating of LWR Fuel," Argonne National Lab. Report ANL-80-108, March 1981.
- [7] J.W. Lian and L.N. Carlucci, "ELOCA.MK6 Mod 0: Users Manual," COG-94-270, RC-1236, 1996.
- [8] M. Tayal, "Modelling CANDU Fuel under Normal Operating Conditions: ELESTRES Code Description," AECL-9331, 1987, "Users' Manual for the M11C Version of the ELESTRES Code" TTR-234A, February 1989.

표 1 채널 O6_mod내의 총 재고량 (TBq)

핵종	반감기	채널내 총 재고량 (TBq)	
		37봉 다발	RUFIC 다발
I-131	6.95×10^3	7682.0	7085.72
I-132	8.23×10^3	11870.52	11016.75
I-133	7.49×10^4	18548.51	17216.85
I-135	2.37×10^4	17417.45	16166.43
I-137	2.45×10^1	9307.51	8664.08
KR-83M	6.70×10^3	1435.51	1332.26
KR-85M	1.61×10^4	3505.65	3253.78
KR-85	3.38×10^5	23.79	25.73
KR-87	4.56×10^3	6819.05	6328.22
KR-88	1.01×10^4	9634.02	8941.50
KR-89	1.90×10^2	12647.38	11776.95
XE-133M	1.93×10^3	524.42	486.74
XE-133	4.57×10^3	17061.66	15786.22
XE-135M	9.18×10^2	2982.75	2766.99
XE-135	3.30×10^4	1987.38	1844.67
XE-137	2.29×10^2	17071.64	15899.34
XE-138	8.52×10^2	17040.73	15807.74
I-134	3.16×10^3	20762.21	19266.49
총 량		176322.2	163666.2

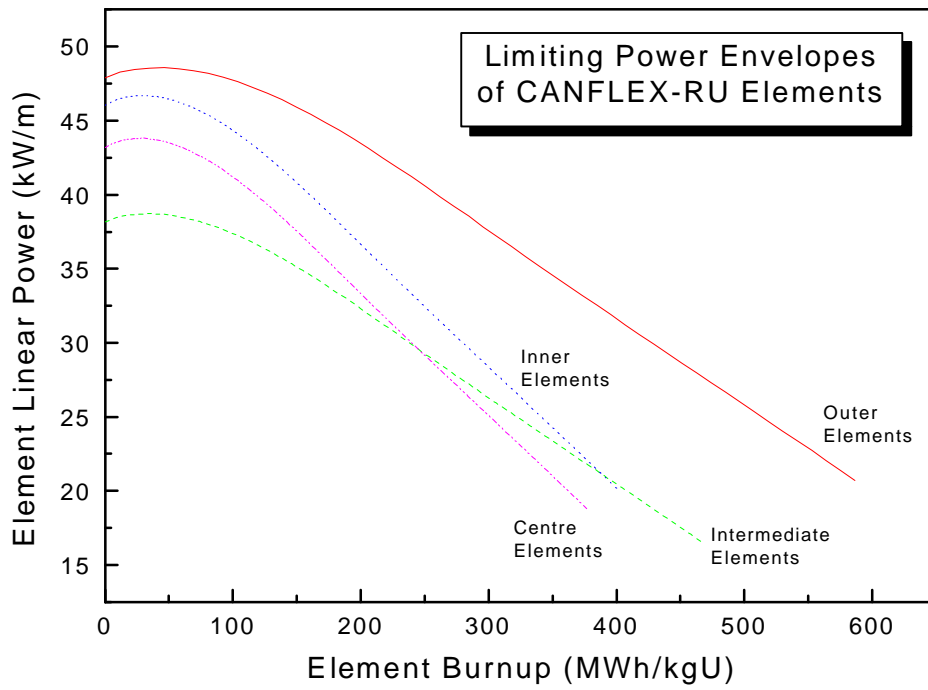


그림 1 핵연료봉의 각 링에 대한 극한출력 경계곡선

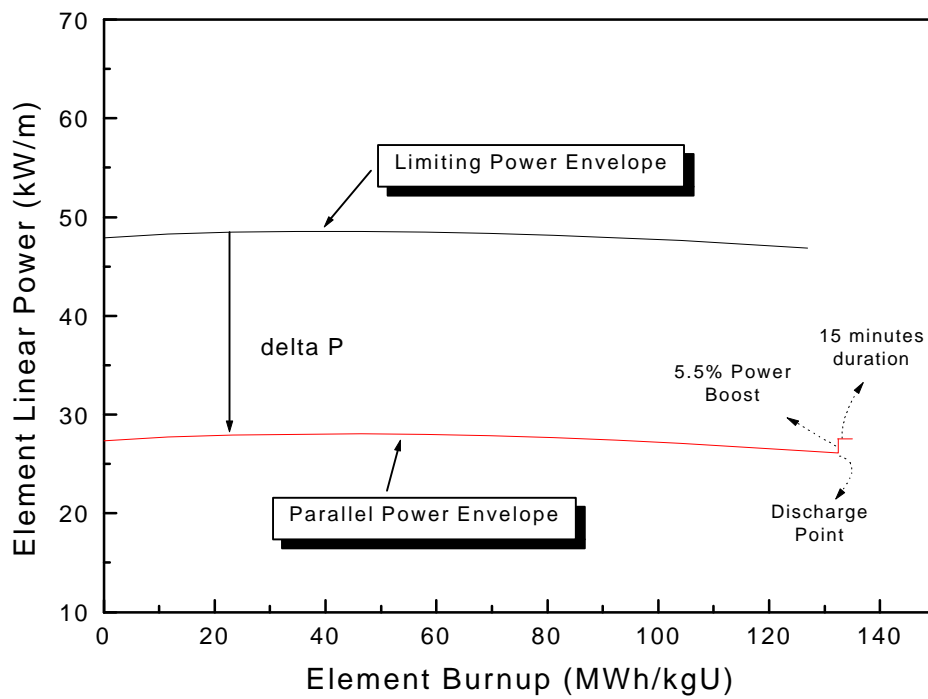


그림 2 극한출력 경계곡선으로부터의 연료봉 출력이력 개발

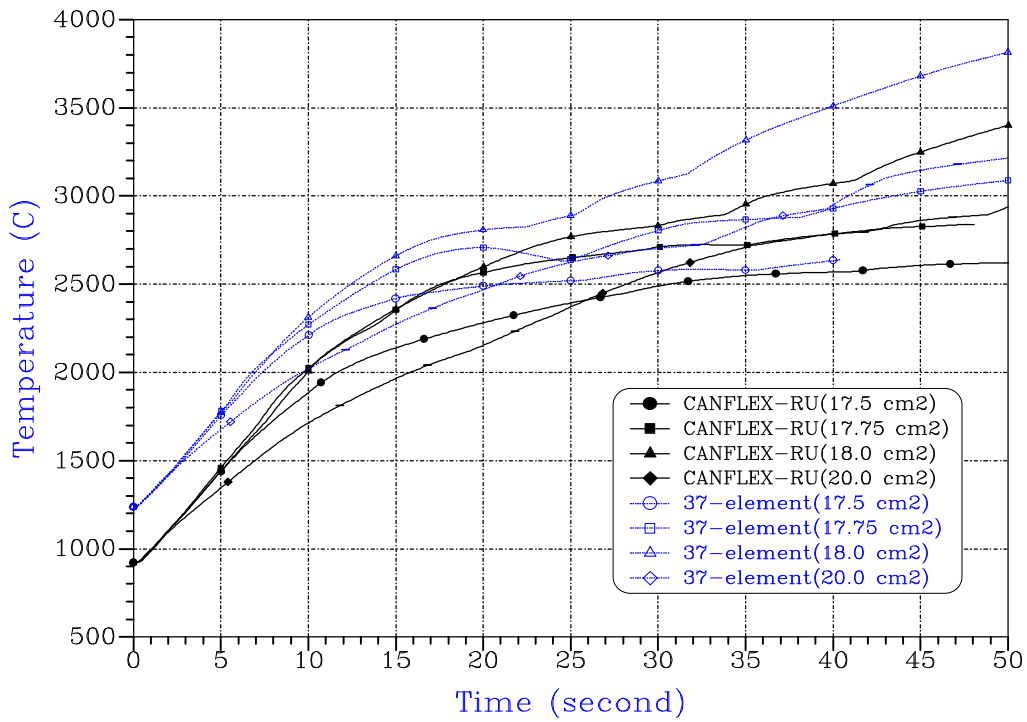


그림 3 정체피더파단시 파단크기에 따른 최상부봉 핵연료 온도

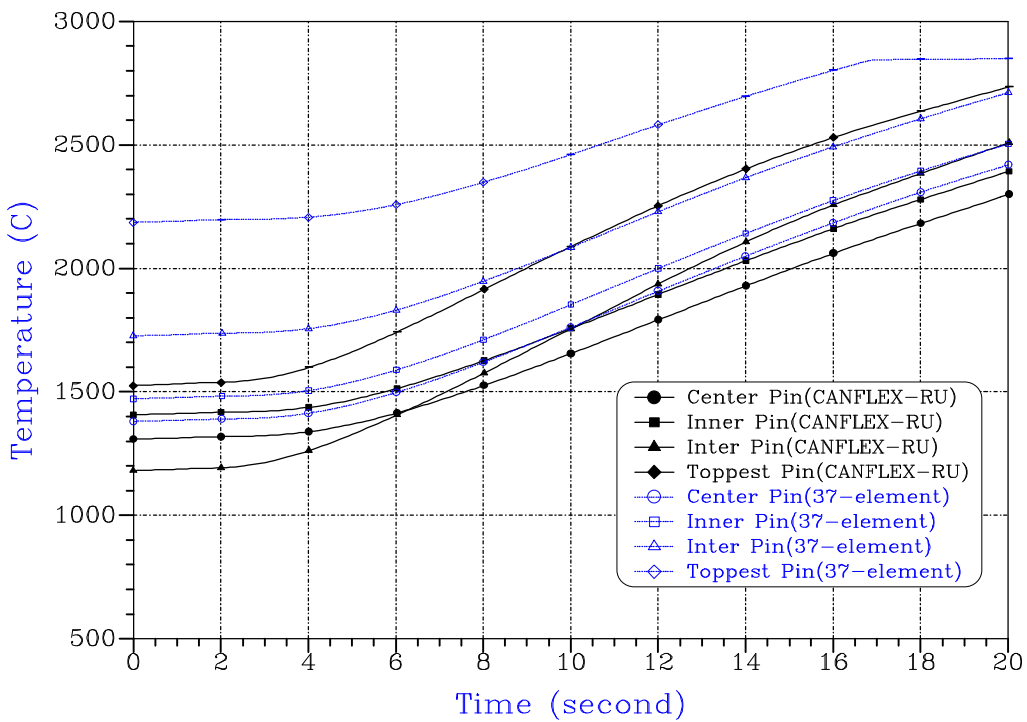


그림 4 정체피더파단시 17.75 cm² 파단에 대한 핵연료봉 중심선 온도

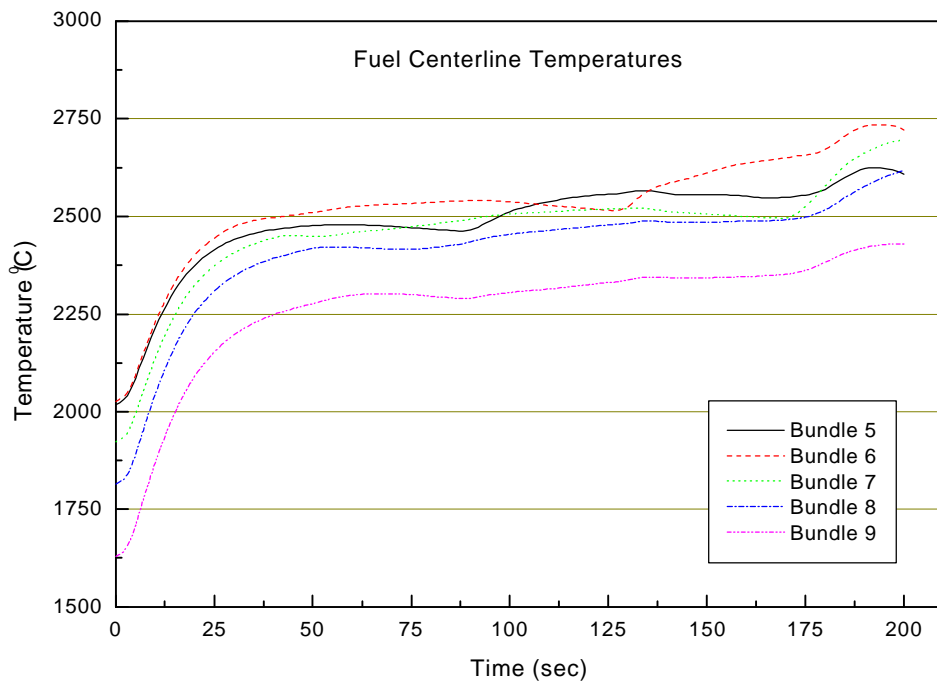


그림 5 RUFIC 핵연료 외환봉의 비정체 파단 과도상태 동안의 핵연료 중심선 온도

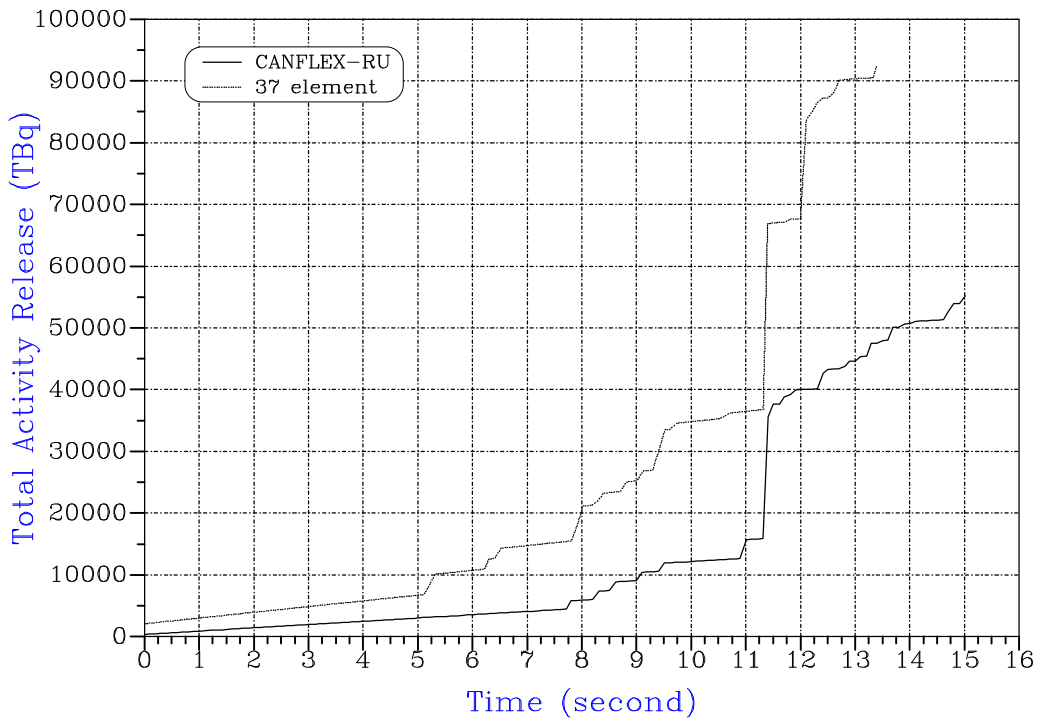


그림 6 정체피더파단시 극한채널의 핵분열생성물 총 누출량