

PHOENIX-P 코드를 이용한 사용후연료 저장대 정상상태 핵임계 안전성 평가

Criticality Safety Evaluation of Spent Fuel Storage Rack under Normal Condition using PHOENIX-P Code

이경훈, 윤정현, 이흥영, 하중현, 김정묵, 조규성*

원자력환경기술원/한국전력공사
대전광역시 유성우체국 사서함149호
*한국과학기술원

요약

사용후연료 저장조 내 보라플렉스 조밀저장대는 수중환경에서 장기간 방사선에 조사될 경우 물성변화를 일으켜 표면이 서서히 용해되는 특성이 있다. 본 연구에서는 보라플렉스 저장대의 손상을 고려하기 위하여 저장대내의 보론이 완전히 손실되었다고 가정하고 정상상태시에 연소도효과를 적용해서 울진 원전 2호기 조밀저장대의 핵임계 안전성 재평가를 수행하였다. 핵임계 계산을 위한 전산코드는 PHOENIX-P와 SCALE 4.4를 사용하였고, 이 코드들의 bias 및 불확실도를 평가하기 위하여 검증계산을 수행하였다. 저장대와 핵연료 가공시의 제작공차를 고려하기 위한 불확실도 평가를 수행하였고, bias와 불확실도를 보수적인 측면에서 고려하여 정상상태시의 사용후연료 저장조의 핵임계 안전성을 평가하였다. 핵임계 안전성 평가 결과 초기농축도가 5.0 w/o인 사용후연료는 연소도가 43,787 MWD/MTU 이상일 때, 초기농축도가 1.56 w/o 이하일 경우에는 연소도에 관계없이 사용후연료의 안전한 저장이 가능한 것으로 나타났다. 따라서, 울진 원전 2호기 사용후연료 저장조 Region II의 최대 임계도는 불확실도를 고려하여 0.94834로 계산되었다.

Abstract

The high density spent fuel storage rack Boraflex was known to experience changes of its physical property and to dissolve under exposure to radiation in an aqueous environment for long period of time. In this study, the criticality evaluation for spent fuel storage rack of Ulchin Unit 2 under normal condition was performed assuming complete loss of B-10 from the Boraflex and applying burnup credit. Benchmark calculations for PHOENIX-P and KENO-V.a. code was performed obtaining the calculation bias and bias uncertainties. The manufacturing tolerances of nuclear fuel and storage rack and their reactivity uncertainties were derived, as well. Considering those bias and uncertainties of calculation, the criticality of spent fuel storage under normal condition was conservatively evaluated. The spent fuel with initial enrichment of 5.0 w/o was evaluated to meet the subcritical safety if its burnup is over 43,787 MWD/MTU. The criticality evaluation result also showed that spent fuels with the initial enrichment less than 1.56 w/o were able to be stored in the storage pool regardless of their burnup. Conclusively, in the Region II of the spent fuel storage pool, the maximum k_{eff} , considering all uncertainties, was calculated as 0.94834.

1. 서론

과거 사용후연료 중간 저장시설을 낙관하여 소내 저장량 최소화 차원에서 사용후연료 사이에 공간을 주어 미임계를 유지하는 방법을 사용하였으나, 1980년대 이후 중간 저장시설의 건설이 지연되면서 소내 저장량 확대를 위해 사용후연료 사이의 공간을 최소화하고 그 사이에 중성자 흡수 물질을 사용해서 미임계를 유지하는 조밀저장방법을 채택하였다.

국내에서도 울진 원전 2호기 사용후연료 저장조의 초기 저장용량은 315 다발이었으나, 소내 저장량 확대를 위해서 1990년 보라플렉스(Boraflex) 조밀저장대를 이용하여 Region II의 저장용량을 781다발로 확장시켰고, 사용후연료 및 신연료 저장조의 저장가능 최대허용 농축도를 각각 3.5 w/o에서 3.8 w/o로, 3.5 w/o에서 4.2 w/o로 높였다. 그 후 1996년에는 추가로 보랄(Boral) 조밀저장대를 설치하여 Region I의 저장능력을 확장하였으며, 사용후연료의 저장가능 최대허용 농축도를 3.8 w/o에서 5.0 w/o로 높여서 인허가를 취득하였다. 현재 울진 원전 2호기 사용후연료 저장조와 보라플렉스 조밀저장대의 구조는 그림 1, 그림 2와 같다.

강력한 중성자 흡수체인 보라플렉스는 실리카와 B₄C가 동일한 무게비로 구성되어 있는 폴리머 계통의 재료로서, 실리카는 B₄C를 매질에 고정하는 역할을 한다. 그러나, 보라플렉스는 수중환경에서 장기간 방사선에 조사(1.0×10^{10} rads)될 경우 물성변화를 일으켜서, 폴리머 재질은 실리카와 규산염 성분으로 변환되고 수용성 물질인 실리카는 물에 용해되어 1차 계통수를 오염시켜서 연료봉 표면에 침착되어 연료의 건전성을 악화시키고, B₄C의 용출로 인해 임계 안전성 문제를 야기시키는 단점을 가진다.

1980년대부터 보라플렉스 사용후연료 저장대를 사용해온 외국 원전의 경우 사용후연료 저장조에서 높은 농도의 실리카가 검출되었고, 계속적인 측정 데이터와 실험을 통하여 보라플렉스 저장대내의 실리카가 저장조 실리카 농도상승의 주원인이라는 것이 밝혀졌다. 국내에서도 울진 원전 2호기 사용후연료 저장조에서 최근 수년간 실리카 농도 증가현상이 나타나고 있다. 이러한 현상은 실리카 용출로 인한 보라플렉스 저장대의 손상이 서서히 진행되고 있음을 나타내고, 보라플렉스 저장대의 B₄C 손실로 인한 중성자 흡수능력을 저하시켜 사용후연료 저장조의 핵임계 안전성평가의 재수행이 요구된다.

보라플렉스 조밀저장대를 사용하고 있는 미국 Prairie Island 원전 등에서는 이와 같은 문제점을 해결하기 위해서 보라플렉스 저장대의 중성자 흡수효과를 무시하고 핵임계안전성 재평가를 수행하여 U.S.NRC의 인허가를 취득하였다. 따라서, 본 연구에서는 보라플렉스 저장대의 반응도감소를 고려하지 않았으며, 이에 따른 추가적인 미임계 여유도를 확보하기 위하여 연소도효과(Burnup Credit)와 수용성 보론효과(Soluble Boron Credit) 및 냉각시간효과(Cooling Time Credit)를 적용하여 울진 원전 2호기 조밀저장대의 핵임계 안전성 재평가를 수행하였다[1].

2. 울진 원전 2호기 사용후연료 발생현황

프랑스 Framatom사가 설계한 950MWe 용량의 울진 원전 2호기는 1989년 2월 상업운전을 시작하였다. 제1주기(1989년 2월)에는 Framatom사가 직접 설계·제작한 17×17 F-STD 연료를 사용하였고, 제2주기(1990년 11월)부터 독일 KWU사로부터 도입된 기술로 국내에서 설계·제작한 17×17 KOFA 연료로 교체되었다. 그러나 KOFA 연료의 성능에 문제가 지적되면서 제8주기(1997년 6월)부터는 미국 Westinghouse사의 기술을 사용해서 국내에서 제작한 17×17 Vantage-5H(V-5H) 연료를 사용하고 있다. 따라서 울진 원전 2호기 사용후연료 저장조에는 F-STD, KOFA, V-5H의 세 가지 연료가 저장되어 있다. 이 세 가지 연료들 중 반응도 평가를 통해서 반응도가 가장 큰 V-5H 연료를 핵임계 안전성 평가를 위한 기준연료로 선정하였다. 세 가지 연료들에 대한 설계사양과 발생량 및 연소도에 따른 반응도평가 결과를 표 1에 기술하였다.

3. 연소도 효과를 이용한 핵임계 평가 방법

계산된 임계도 값은 실제 사용후연료 저장조의 임계도 보다 항상 커야하므로 다음과 같은 보수

적인 가정을 하였다.

- 반응도가 가장 큰 V-5H 연료를 대상 연료로 가정.
- 사용후연료 저장조의 냉각수에는 2,500 ppm 이상의 보론이 희석되어 있으나 보수적인 계산을 위해서 순수로 가정.(단, 가상사고 상태를 제외)
- 사용후연료 저장조의 냉각수의 온도는 20°C로 가정.
- 사용후연료 저장셀이 반경방향으로 무한대로 배열되어 있다고 가정하였고, 축방향 및 반경방향으로의 중성자 손실은 무시.
- 방사선조사에 의한 손상으로 보라플렉스 저장대 내에 B-10이 존재하지 않는 것으로 가정.
- 스페이서 그리드와 같이 흡수영향이 작은 구조체의 중성자 흡수효과는 무시.

사용후연료 저장조의 인허가 기준에는 95%의 신뢰도와 95%의 확률을 만족하는 최대 임계도값이 0.95이하라는 것을 확신할 수 있도록 불확실도가 포함되어야 한다. 이러한 불확실도는 통계적인 조합으로 구성되며, 최대 임계도 k_{eff}^{max} 는 다음과 같이 표현된다[2].

$$k_{eff}^{max} = k_{ref} + \Delta k_{bias} + \Delta k_{temp} + \Delta k_{axial} + \Delta k_{uncert} \dots\dots\dots (1)$$

- k_{ref} : 기준상태 반응도 계산값
- Δk_{bias} : 검증계산 계산값과의 바이어스
- Δk_{temp} : 온도 바이어스
- Δk_{axial} : 축방향 연소도분포 영향
- Δk_{unc} : 모든 불확실도의 종합적 영향

$$\Delta k_{uncert} = (\Delta k_a^2 + \Delta k_i^2 + \Delta k_g^2 + \Delta k_t^2 + \Delta k_E^2 + \Delta k_\rho^2 + \Delta k_p^2 + \Delta k_b^2)^{1/2} \dots\dots\dots (2)$$

- Δk_a : 흡수체 크기의 불확실도
- Δk_i : 셀 박스 내경의 불확실도
- Δk_g : Water Gap 두께의 불확실도
- Δk_t : 셀 박스벽 두께의 불확실도
- Δk_E : 핵연료 농축도 불확실도
- Δk_ρ : 핵연료 밀도의 불확실도
- Δk_p : 핵연료집합체 위치의 불확실도
- Δk_b : 바이어스의 불확실도

설계기준 연소도에 대한 최대 k_{eff} 는 식(1)을 이용하여 계산된 최대 k_{eff} 로 부터 결정될 수 있다. 다른 농축도에서는 설계기준연료와 같은 최대 k_{eff} 를 등가 반응도로 생성하는 k_{calc} 가 계산되어야 한다. 각 농축도에 대해 k_{calc} 는 연료의 연소도의 함수로 결정된다. 기준값인 최대 k_{eff} 를 알고 있으므로, 계산된 k_{calc} 과 감손계산에 대해 식(1)와 (2)를 이용하여 반복적인 계산을 수행한다. 계산된 값이 결정되면, 내삽으로 해당 연소도를 구한다. 이 값이 각 농축도의 연료에 대한 미임계 유지를 위한 제한 연소도이며, 고려되는 농축도에 대해 반복적인 계산을 수행한다. 본 연구에서 핵임계 해석은 핵연료 감손계산과 제작공차에 의한 반응도의 영향 평가를 위한 PHOENIX-P 코드와 임계도 계산을 위한 SCALE 4.4 코드의 CSAS 모듈(KENO-V.a)을 사용하였다[3, 4]. 그림 3은 연소도 효과 및 봉산 효과를 적용한 사용후연료 저장조 핵임계 안전성 분석의 흐름도를 나타내고 있다.

4. 핵임계 검증계산

4.1. 검증방법

핵임계 계산코드의 검증은 전산코드의 수치해석 방법과 이에 사용되는 입력자료의 검증을 의미

한다. 입력자료 중에는 기하학적 구조, 핵종 구성비와 단면적 등이 임계도에 영향을 주는 중요한 인자로서, 동일한 기하학적 구조와 핵종 구성비를 갖는 핵임계 실험자료를 이용할 경우 핵자료와 수치해석 방법에 대한 검증으로 좁혀진다. 그러나 이 두 가지를 분리해서 검증하기는 매우 어려우므로, 핵임계 실험에서 얻은 핵임계도 실험값과 계산값을 비교함으로써 수치해석 방법과 핵자료를 동시에 검증한다. 전산코드 검증을 위한 이상적인 핵임계실험은 핵임계도에 영향을 미치는 인자인 기하학적인 구조, 핵물질 조성비 및 구성핵종 등의 인자가 계산대상 핵물질계와 동일하여야 하지만, 이와 같은 조건을 만족하는 핵임계 실험자료를 구하기는 어려우므로 일반적으로 유사한 핵임계 실험자료를 이용하여 검증계산을 수행한 후 영향인자의 차이만큼을 고려한다.

검증계산 결과 나온 계산값들의 통계처리는 각 실험자료에 대한 핵임계도 계산값과 실험값을 비교하여 실험값에 대한 계산값의 오차를 구한 후, 계산오차 표본의 평균값과 표준편차를 다음과 같은 두 식으로 각각 구할 수 있다[5, 6].

$$\bar{\Delta k} = \frac{\sum_i \frac{\Delta k_i}{\sigma_{\Delta k_i}^2}}{\sum_i \frac{1}{\sigma_{\Delta k_i}^2}} \dots\dots\dots (3)$$

$$\sigma_{\Delta k}^2 = \frac{N}{N-1} \left[\frac{\sum_i \left(\frac{\Delta k_i}{\sigma_{\Delta k_i}} \right)^2}{\sum_i \left(\frac{1}{\sigma_{\Delta k_i}^2} \right)} - \bar{\Delta k}^2 \right] \dots\dots\dots (4)$$

이 계산오차가 계산오차 모집단에서 무작위로 추출된 표본이라고 가정하면 계산오차 표본의 평균값과 표준편차를 이용하여 모집단의 평균값이 존재하는 95% 신뢰구간을 추정할 수 있으며, 이를 이용하여 모집단에 속한 임의의 계산오차 표본에 대한 95/95 신뢰도를 갖는 범위를 결정할 수 있다. 사용후연료 저장조에 대한 임계도 계산에서 계산코드와 핵자료의 95/95 신뢰도를 갖는 계산오차 Δk_u 는 다음과 같은 식으로 표현할 수 있다.

$$\Delta k_u = \bar{\Delta k} \pm k_n \sigma_{\Delta k} \dots\dots\dots (5)$$

여기서, k_n 은 95/95의 신뢰도를 갖는 허용한계다.

4.2. 검증계산 내용 및 결과

사용후연료 저장조의 핵임계 안전성 분석에 사용된 PHOENIX-P 코드의 검증계산은 임계도 계산(Criticality Validation)과 연소 계산(Isotopic Validation)에 대한 검증으로 나뉘어 수행하였다. 임계도 계산에 대한 검증은 B&W(Bobcock & Wilcox) 사의 CX-10 임계 실험로(XIII, XIV, XV, XVII, XIX)를 사용하였다[7]. 그림 4, 5에서 볼 수 있듯이 CX-10 검증 실험로는 총 9개의 연료 다발을 장전하거나 연료봉 형태로도 장전할 수 있으며, 기계적인 조작으로 연료 다발간의 피치를 조정하면서 핵임계에 도달하게 하거나 연료를 둘러싼 감속재인 물의 높이나 감속재내의 보론 농도를 조절함으로써 핵임계에 도달할 수 있도록 설계/제작되었다. CX-10 핵임계 실험로는 형태가 사용후연료 저장조의 축소형태나 수송용기와 비슷한 배열을 하고 있어 핵임계 검증계산을 위하여 많이 활용된다. CX-10 실험로의 또 다른 핵임계 제어방법은 사용후연료 수송용기의 중성자 흡수재로 많이 사용되는 보라과 탄화보론(B₄C)봉을 사용하였다. 표 2에 B&W사 핵임계실험의 노심조건과 검증계산 결과를 기술하였다. 임계도 검증계산 결과 최대 0.04Δk의 오차를 보였으며, 이는 2차원 셀코드의 한계를 단적으로 보여주는 것으로서 정확한 임계도 값을 계산하는데는 한계가 있음을 알 수 있었다. 하지만 다른 2차원 셀코드에 비해서는 오차가 작아서 SCALE 코드와 혼용할 경우 정확한 임계도 값을 계산할 수 있을 것으로 판단된다. 연소 계산에 대한 검증은 핵연료 연소에 따른 사용후연료 내의 핵종량 예측의 정확성을 평가할 수 있다. 표 3에 나타낸 것처럼 서로 다른 4가지 노심(Mihama, Turkey Point, Calvert Cliffs, H. B. Robinson)의 26가지 사용후연료 실험자료를 사용해서 PHOENIX-P 연소 계산 결과와 사용후연료 내 핵종비를 비교하였다[8]. 각 노심의 조건과 핵연료의 농축도, 연소도 및 냉각기간은 서로 상이하며, U-235/U, U-236/U, U-238/U,

Pu-239/Pu, Pu-240/Pu, Pu-241/Pu, Pu-242/Pu, Pu-239/U-238, U-235/U-238을 실험 자료와 비교하였다. 검증계산 결과 4가지 노심의 26가지 핵연료집합체에 대한 평균 %오차는 약 5%정도로 계산되었고, PHOENIX-P 코드의 연소계산에 의해서 감소된 핵종량은 충분히 신뢰할 수 있다고 판단된다. 연소계산의 검증결과는 그림 6 및 그림 7에 나타나있다.

5. 불확실도 평가

식(2)의 불확실도는 저장대 및 핵연료 성형가공시의 제작공차와 핵연료 감소계산에 따른 불확실도의 통계적 합으로 나타내어진다. 핵연료 감소계산과 그에 따른 불확실도는 PHOENIX-P 전산코드를 이용하여 수행하였다. 연소도에 따른 반응도의 계산시 불확실도를 결정할 수 있는 실험값이 없으므로, U.S.NRC에서 인증된 해당 핵연료 농축도에서 핵연료 감소계산에 따른 반응도 값 차의 5%를 감소계산에 따른 불확실도로 사용한다. 표 4에 제작공차 및 그에 따른 불확실도, 그 외 불확실도의 계산값이 나타나 있다.

6. 연소도효과와 수용성 보론효과를 이용한 핵임계 평가 결과

초기농축도가 최대 5.0 w/o인 사용후연료에 대해 울진 원전 2호기 사용후연료저장조 Region II에 대한 핵임계안전성평가를 수행하여 그 결과를 표 4에 나타내었으며, 그림 8은 초기농축도 1.56 w/o와 5.0 w/o 사이의 농축도의 사용후연료에 대해 등가 반응도를 갖는 장전곡선>Loading Curve)을 나타낸다. 그림에서 알 수 있듯이, 각 해당 초기 농축도에서 허용구역(Acceptable Region)이상의 연소도를 갖는 사용후연료만이 저장조에 장전이 가능하다. 즉, 연소도가 장전곡선의 허용구역에 해당할 경우 사용후연료는 보라플렉스 저장대의 보론효과를 고려하지 않고도 안전하게 저장이 가능하다. 또한 사용후연료의 냉각기간이 길어질수록 사용후연료내의 Pu-241이 점차 붕괴되어 반응도가 계속 감소하게 되어 임계 여유도는 시간에 따라 증가하게 된다.

초기농축도가 5.0 w/o인 사용후연료는 방출연소도가 43,787 MWD/MTU 이상일 경우 핵임계 안전도를 만족하는 것으로 평가되었고, 20년 냉각된 연료의 경우에는 방출연소도가 38,907 MWD/MTU 에서도 안전한 저장이 가능한 것으로 평가되었다. 그리고 핵연료 초기농축도가 1.56 w/o 이하일 경우에는 연소도에 관계없이 사용후연료의 저장이 가능한 것으로 나타났다. 사용후연료저장조 Region II의 최대 임계도 k_{eff} 는 불확실도를 고려하여 0.94834로 계산되었다.

연소도효과 적용에 따른 불확실도로 30,000 MWD/MTU당 0.01 Δk 를 적용하고, 연소도의 4%를 연소도측정에 따른 불확실도로 적용하며, 이는 저장조내 수용성 보론효과를 적용해서 상쇄할 수 있다. 5 w/o에서의 연소도효과를 만족하기 위한 연소도가 43,787 MWD/MTU으로 계산되었으므로 연소도계산에 따른 불확실도는 0.0146 Δk 를 적용하였다. 연소도 측정에 따른 불확실도는 1,752 MWD/MTU이며, 이는 0.01106 Δk 에 해당한다. 따라서, 연소도계산 및 측정에 따른 총 반응도 증가분은 0.02566 Δk 이며, 수용성 보론 등가반응도는 약 116.65 ppm으로 평가되어졌다.

7. 결론

최대 초기농축도가 5.0 w/o인 사용후연료 집합체에 대해 정상상태 핵임계 안전성 평가를 수행하였다. 그 결과로서 초기농축도 1.56 w/o와 5.0 w/o 사이의 농축도와 0, 5, 10, 15, 20년간 냉각시킨 사용후연료에 대하여 등가반응도(Equivalent Reactivity)를 가지는 장전곡선>Loading Curve)을 그림 8과 같이 작성하였다. 이 장전곡선에 의하면, 초기농축도가 1.56 w/o 이하일 경우에는 사용후연료 집합체는 방출연소도에 무관하게 보라플렉스 조밀 저장대인 Region II에 안전하게 저장할 수 있는 것으로 분석되었으며, 보라플렉스 사용후연료 저장조 Region II의 최대 임계도 k_{eff} 를 가지는 저장대는 불확실도를 고려하여 0.94834로 분석되어 핵임계 안전여유도를 만족하고 있는 것으로 나타났다. 또한, 연소도계산 및 측정에 따른 총 반응도 증가분은 0.02566 Δk 이며, 수용성 보론 등가반응도는 약 116.65 ppm으로 나타났다.

이러한 결과는 정상상태시 보라플렉스에 함유된 보론 효과를 고려하지 않아도 일정한 방출연소

도 이상을 가지는 사용후연료 집합체는 안전하게 보라플렉스 조밀대에 저장될 수 있음을 나타내는 것이다. 또한, 사용후연료 집합체의 냉각기간이 길어질수록 반응도는 시간에 따라 계속 감소하여 저장가능한 방출연소도는 점점 낮아져서 핵임계 안전 여유도는 냉각시간에 따라 증가하는 것으로 분석되어 정상상태에서는 보라플렉스 조밀저장대의 안전성에 문제가 없는 것으로 나타났다.

참고문헌

1. 전계근 외, “연소도효과를 이용한 사용후연료 조밀저장대 정상상태 핵임계평가,” ’00 춘계원자력 학술발표회 논문집, 한국원자력학회, 2000.
2. W. D. Newmyer, “Westinghouse Spent Fuel Rack Criticality Analysis Methodology,” WCAP-14416-NP-A, Westinghouse Electric Corporation, 1996.
3. SCALE-4.4 Manual, ORNL, 1998.
4. ALPHA User’s Manual, Westinghouse Electric Corporation, Revision 12, April 1995.
5. W. Mendenhall, Introduction to Probability and Statistics, Duxbury Press, 1987.
6. 윤정현 외, “사용후연료 조밀저장대 핵임계해석 위한 검증계산,” ’00 춘계원자력학술발표회 논문집, 한국원자력학회, 2000.
7. M. N. Baldwin, *et al.*, “Critical Experiments Supporting Close Proximity Water Storage of Power Reactor Fuel,” BAW-1484-7, The Babcock & Wilcox Co., July 1979.
8. M. Rahimi, “Isotopic and Criticality Validation for PWR Actinide-only Burnup Credit,” DOE/RW-0497, U. S. Department of Energy, 1997.

표 1. 울진 원전 2호기 연료 설계사양과 발생량 및 연소도에 따른 반응도 평가 결과

Fuel Type	F-STD	KOFA	V-5H	
Fuel Assembly Design Criteria				
Fuel Rod Array	17×17	17×17	17×17	
Number of Fuel Rods	264	264	264	
Number of Thimbles	24+1	24+1	24+1	
Enrichment, w/o U-235	5.00±0.05	5.00±0.05	5.00±0.05	
Stack Density, g/cc-UO ₂	10.412±0.200	10.412±0.200	10.412±0.200	
Fuel Rod Pitch, in.	1.2598	1.2598	1.2598	
Pellet Diameter, cm	0.950	0.950	0.950	
Cladding O.D., cm	0.836	0.822	0.836	
Cladding I.D., cm	0.819	0.805	0.819	
Cladding Material	Zry-4	Zry-4	Zry-4	
Thimble O.D., cm	1.224	1.224	1.204	
Thimble I.D., cm	1.143	1.140	1.123	
Active Fuel Length, cm	365.8	365.8	365.8	
Amount of Spent Fuel Assemblies (2000.9)				
Number of Spent FAs	154	283	-	
Reactivity (keff)				
Burnup [GWD/MTU]	0	0.97458	0.97790	0.97798
	5	0.93932	0.94235	0.94242
	7	0.92626	0.92912	0.92920
	10	0.90746	0.91024	0.91031
	13	0.88909	0.89200	0.89207
	15	0.87707	0.88003	0.88010
	20	0.84856	0.85174	0.85180

표 2. 임계도 계산의 검증에 사용된 B&W CX-10 노심의 조건 및 검증 계산 결과

Core	Type of Isolation Sheets [w/o B/Al]	Moderator Boron Concentration [ppm]	Measured	Calculated	Difference [Δk]
XIII	1.614	15	1.0000 ± 0.0010	1.01005	-0.01005
XIV	1.257	92	1.0001 ± 0.0010	1.00870	-0.00860
XV	0.401	395	0.9998 ± 0.0016	1.01238	-0.01258
XVII	0.242	487	1.0000 ± 0.0010	1.02319	-0.02319
XIX	0.100	634	1.0002 ± 0.0010	1.04762	-0.04742

표 3. 연소 계산 검증에 사용된 원자료와 핵연료의 설계 변수

Parameter	Mihama	Turkey Point	Calvert Cliffs	H.B. Robinson
Designer	WH	WH	CE	WH
Lattice	15×15	15×15	14×14	15×15
Number of Fuel Rods	204	204	176	204
Number of Guide Tubes	20	20	4	8
Number of Instrument Tubes	1	1	1	1
Soluble Boron, Cycle Average, ppm	450	450	450	450
Type Fuel Pellet	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
Initial Enrichment (U-235)	3.208	2.556	3.038	2.561
	3.203		2.720	
	3.210		2.453	
Stack Density with Gap, g/cm ³	9.996	10.235	10.045	9.944
			10.036	
Rod Pitch, cm	1.430	1.4300	1.4732	1.4300
Rod OD, cm	1.072	1.0719	1.1176	1.0719
Rod ID, cm	0.948	0.9484	0.9855	0.9484
Pellet OD, cm	0.929	0.9296	0.9563	0.9294
			0.9639	
Clad Material	Zry-4	Zry-4	Zry-4	Zry-4
Guide & Instrument Tube Data				
ID, cm	1.300	1.3004	2.628	1.3004
OD, cm	1.387	1.3868	2.832	1.3868
Tube Material	Zry-4	Zry-4	Zry-4	Zry-4
Cooling Time, day	1825	927	1870	927
			2374	3936
			2447	3631

표 4. 울진 원전 2호기 사용후연료 저장조 Region II에 대한 불확실도 및 핵임계 평가 결과

Case	Result
Maximum Storable Initial Enrichment	5.0 w/o U-235
Minimum Required Limiting Burnup	43,787 MWD/MTU
Reference Reactivity, k_{ref}	0.92700
Calculational Bias, Δk_{bias}	0.00248
Axial Burnup Reactivity Bias, Δk_{axial}	0.00000
Temperature Bias, Δk_{temp}	0.00930
Statistical Summation of Uncertainties, Δk_{uncert}	± 0.00956
Absorber Width (± 0.063 in.)	± 0.00022
Box Inner Diameter (± 0.03 in.)	± 0.00097
Water Gap Spacing (± 0.04 in.)	± 0.00561
S/S Box Thickness (± 0.075 in.)	± 0.00378
Fuel Enrichment (± 0.02 %)	± 0.00081
Fuel Density (± 0.20 g/cm ³)	± 0.00118
Asymmetric(Eccentric) Position of Fuel Assembly	± 0.01460
With Uncertainties in the Bias	± 0.00390
Total Reactivity	0.93878 ± 0.00956
Maximum Reactivity, k_{eff}^{max}	0.94834
Minimum Soluble Boron Concentration	116.65 ppm
Regulatory Limit	0.95000



그림 1. 울진 원전 2호기 사용후연료 저장조 단면도

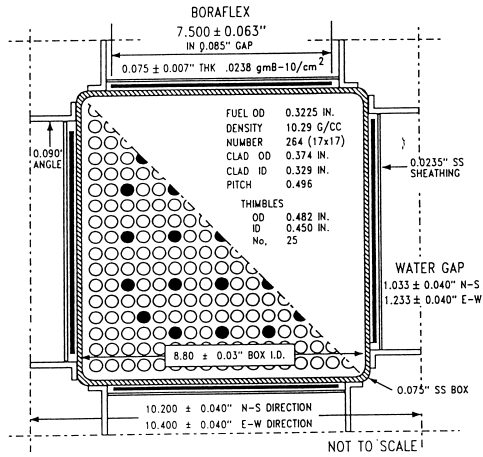


그림 2. 보라플렉스 조밀저장대 단면도

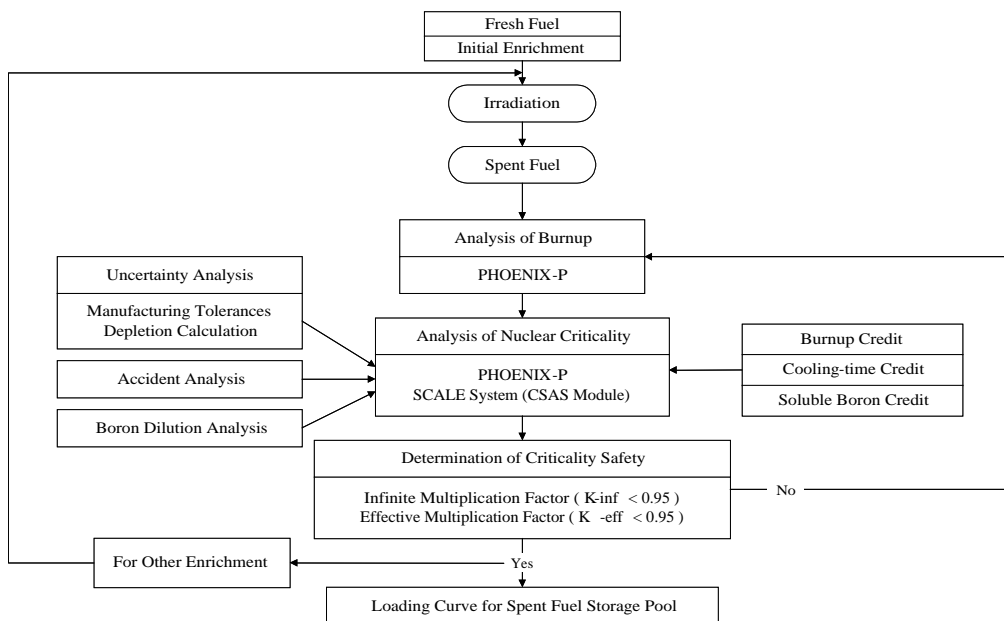


그림 3. 연소도효과를 이용한 사용후연료 저장조 핵임계 안전성해석 흐름도

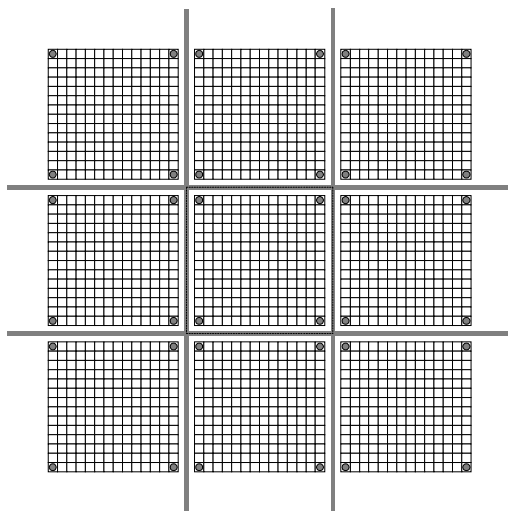


그림 4. B&W CX-10 노심의 단면도

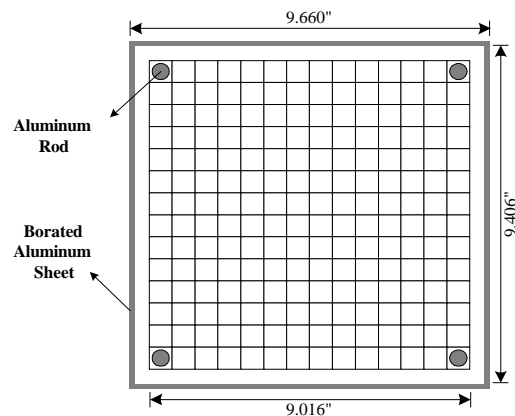


그림 5. PHOENIX-P 계산에 사용한 계산모델

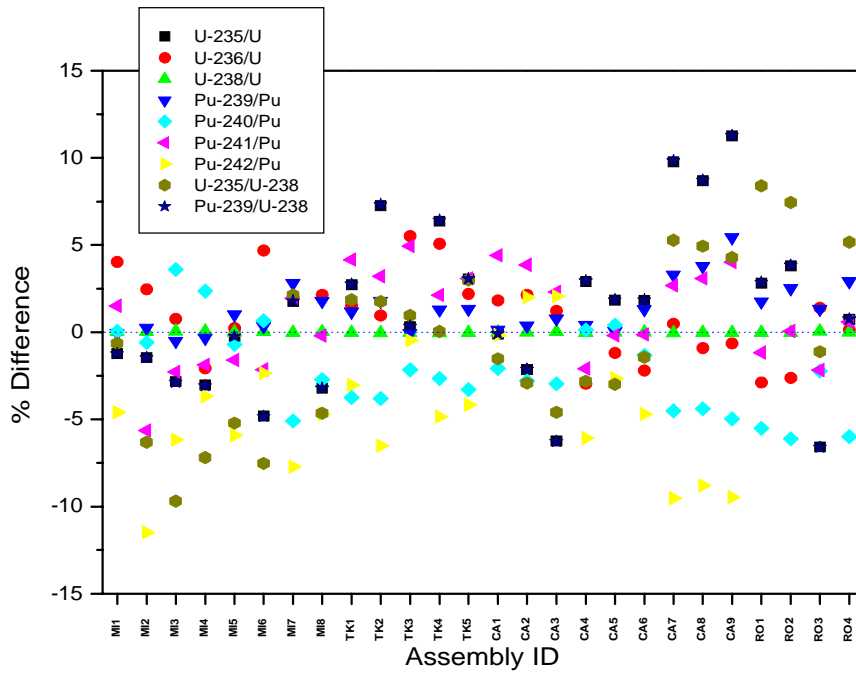


그림 6. 4가지 노심에 대한 26가지 사용후연료 실험자료와 PHOENIX-P 계산값의 % 오차

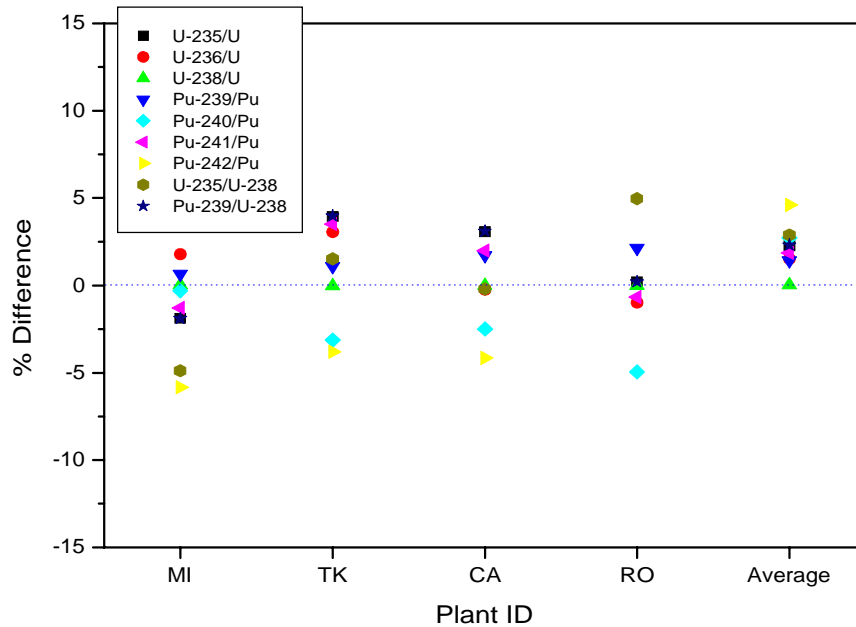


그림 7. 4가지 노심의 % 오차와 평균 % 오차

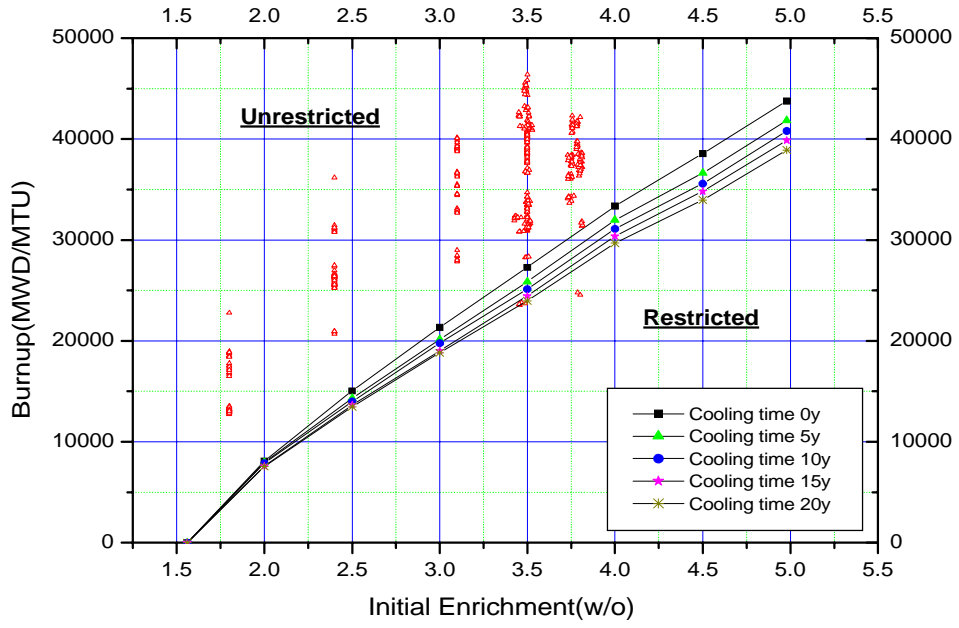


그림 8. 울진 원전 2호기 사용후연료 저장조의 정상상태시에 대한 장전곡선