2001 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

지수실험을 위한 PWR 사용후핵연료의 핵적특성 분석
Analysis of Nuclear Parameters of PWR Spent Fuel for Exponential Experiment

신희성, 노성기, 김종훈, 이상윤, 조일제, 서중석, 박성원
한국원자력연구소
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

한국원자력연구소 조사후시험시설의 저장풀에서 가압경수로 사용후핵연료를 대상으로 한 지수실험 수행에 앞서, 실험계획 수립에 필요한 중성자 선원, 핵종량 및 유효증배계수를 전산코드로 산출하였다. 실험대상 핵연료는 냉각기간이 18.5 년인 고리 1 호기 사용후핵연료 집합체(C15)로 초기 농축도는 3.19 wt%이고 평균연소도는 32 GWd/tU (발전소 공표값)으로 알려져 있다.

그 결과 총 중성자의 93 % 정도는 Cm-244의 알파-중성자 반응 및 자발핵분열에 기인하는 것으로 나타났다. 또한 MCNP 코드를 써서 산출한 유효증배계수(50 cm 물반사체 가정)는 0.48761±0.00359로 나타났으며, 연소도가 5 % 변할 때, 유효증배계수의 변화(Δk)는 최대 2 %로 나타났다.

ABSTRACT

Prior to exponential experiments to be performed with a PWR spent fuel in the storage pool of post-irradiation examination facility, Korea Atomic Energy Research Institute, neutron source, nuclide inventories and effective multiplication factor which are necessary for setting up the experimental plan have been calculated with the help of computer code. The sample under consideration is a Kori-1 spent fuel (C15) with an initial enrichment of 3.19 wt%, the declared average burnup of 32 GWd/tU, and a cooling time of 18.5 years.

It seems that about 93 % of total neutrons emitted from the above mentioned PWR spent fuel is due α-n reaction and spontaneous fissions of Cm-244. It is revealed that the effective multiplication factor in the case of 50 cm thickness water reflector is 0.48761±0.00359 and that the maximum variation of Δk is 2 % when the burnup is varied up to 5 %.

1. 서 론

지수실험(Exponential Experiment)은 원자로 개발 초기, 노심 설계 파라메타를 구하는 수단으로 활용되었으며[1-10], 최근에는 사용후핵연료를 대상으로 지수실험을 수행하여 연소도 이득(Burnup Credit) 적용에의 활용방안을 연구중에 있다[11-15]. 특히, Suzaki 등[13]은 일본원자력연구소의 임계실험장치인 FCA에서 물감속 2.5 wt% 농축 UO_2 격자구조에 대한 지수실험을 수행하여 유효증배계수를 결정하였다. Suzaki[14]는 TCA에서 물감속 저농축 UO_2 격자구조의 노심(다양한 크기)을 대상으로 한 지수실험을 통하여 중성자 증배계수를 측정하고 몬테카를로 전산코드를 써서 계산한 결과와 비교하였다. 또한 지수실험법을 써서 비 등사각형 구조의 복잡한 노심에 대하여 중성자 증배계수를 측정하고 그 결과를 MCNP-4A로 계산한 것과 비교검토하였다[15]. 그리고 4개의 미임계시스템에서 지수실험을 수행하여 노심의 축방향 중성자분포를 측정하고 MCNP-4A에 의한 계산치와 비교하였다[16].

근년에도 연소도 이득[17-25]을 적용하여 사용후핵연료를 핵임계관점에서 안전하게 수송, 저장 및 취급하기 위한 안전지침자료를 제공할 목적으로 지수실험을 실시하였다. Suzaki 등[24]은 PWR 사용후핵연료 집합체를 대상으로 하여 수중에서 축방향 지수감쇠인자를 측정하고 유효증배계수치를 결정한 후 MCNP 전산코드를 쓴 계산결과와 비교하였다. 이때 MCNP 계산입력자료를 ORIGEN2로 산출하였는데 일부 중원소 핵종에 대한 입력자료의 신뢰성을 확인할 목적으로 몇 개 핵연료봉을 취하여 화학분석을 하였다.

사용후핵연료의 금속전환체 저장시에 연소도 이득의 적용을 위한 핵임계 계산코드의 실험적 검증인 지수실험에 앞서, 실험계획 수립에 필요한 중성자선원, 핵종량 및 핵임계도를 산출하는 것이 본연구의 목적이다. 계산코드를 이용하여 사용후핵연료에 포함된 여러 핵종 중에서 핵임계도에 미치는 영향이 비교적 큰 핵종의 양을 결정하고, 이를 근거로 핵임계도값을 계산하였다. 또한 핵종별 및 에너지별 중성자 선원을 추정하여, 지수함수 실험계획의 수립에 기여하고, 추후 수행할 실험 결과분석에 활용할 수 있도록 하였다.

2. 지수실험의 특성

지수실험의 연구수행과정을 Fig. 1에 요약 정리하였다. Fig. 1에서 보는 바와 같이 중성자 선속밀도의 지수감쇠인자와 버클링-반응도 전환인자(Buckling-Reactivity Conversion Factor) 의 결정을 통하여 유효증배계수를 실험적으로 결정한다. 그리고 사용후핵연료에 포함된 핵종량을 추정하여 이를 근거로 유효증배계수를 계산한다. 궁극적으로 유효증배계수의 실험값과 계산값을 비교함으로써 전산코드 검증의 목적을 달성한다.

최근 노 등[26]은 PWR 사용후핵연료를 대상으로 한 지수실험법의 현황을 분석하였다. 여기에 포함된 내용을 발췌 소개하고, 앞으로 조사후시험실에서 수행될 지수실험 계획에 대하여 아래에 기술하였다.

가. 지수실험 장치구성

지수감쇠인자를 측정하는 실험장치 및 조사후시험시설의 저장풀의 저장랙에 거치된 고리 1호기의 사용후핵연료 집합체 C15를 Fig. 2에서 제시하였다. 집합체의 가이드튜브나 제어봉 안내관에

중성자 선원과 검출기를 설치하고, 둘사이의 거리를 변화시키면서 중성자 선속밀도의 감쇠량을 측정한다. 감쇠량의 기울기는 지수감쇠인자(ã)로 정의된다. 부분별 설명은 아래와 같다.

1) 저장랙에 거치된 고리 1 호기의 C15 집합체

Fig. 3는 조사후시험시설 저장풀의 저장랙에 거치된 고리 1 호기의 사용후핵연료 집합체 C15에 대해서 모사하고 있다. 상부노즐이 제거된 상태로 콘테이너에 삽입되어 조사후시험시설 저장풀(9402)의 저장랙에 거치된다. 물의 깊이는 10 m 이다. 상부노즐을 제거한 후 핵연료집합체내 핵연료봉을 일부 제거하였을지라도 지수실험에는 영향을 주지 않는 것으로 알려져 있다. 다만 외부 중성자선원의 삽입위치와 대칭위치에 중성자 측정용 핵분열전리함을 삽입할 수 있도록 하는 것이 바람직하다고 한다.

2) 외부중성자 선원

외부 중성자선원으로 ^{252}Cf을 많이 사용한다. 이것은 자발핵분열로 방출하는 중성자 수율이 2.34×10^{12} n/s.g으로 비교적 커서 소형으로 쓸 수 있는 이점을 갖고 있기 때문이다[26]. 이 선원의 단점으로는 고가이고 방사능 감쇠반감기가 2.645 년으로 비교적 짧다는 것이다. Suzaki[24]는 4 mmφ × 20 mm 크기의 444 MBq(12 mCi) ^{252}Cf를 사용하였는데 본연구에서는 390 MBq(10 mC_i) 선원을 사용할 계획이다.

3) 중성자 측정기기

외부 중성자선원과 마찬가지로 9.5 mm O.D. × 0.5 mmt(t는 두께를 뜻한다) 스테인리스강관 속에 삽입할 수 있는 소형 핵분열전리함(6 mmφ × 25.4 mm-eff)을 사용한다. 이때 중성자 검출효율을 증가시키기 위하여 핵분열전리함에는 고농축 ^{235}U(93 wt% 이상)을 쓴다. 외부 중성자선원 및 핵분열전리함을 삽입할 수 있는 9.5 mm O.D. 스테인리스강관은 제어봉 안내관이거나 핵연료봉을 꺼낸 빈공간에 9.5 mm O.D.관을 꽂은 것일 수도 있다. 중성자 감지부인 핵분열전리함으로부터 나온 전자적 신호가 매우 작아 긴 신호전송케이블에서의 감쇠가 있을 것이므로 이에 대한 고려가 필요하다. Fig. 2은 수조내 PWR 사용후핵연료 대상 지수실험 장치의 스케치를 보여주고 있다.

나. 실험 방법

1) 핵분열전리함에 의한 중성자 선속밀도 분포 측정

먼저 사용후핵연료 집합체속에 핵분열전리함을 삽입하여 이로부터 나오는 파고분포를 측정(외부 중성자선원 ^{252}Cf 유무에 관계없다)한다. 일반적으로 낮은 파고에서 높은 계수치를 보여주는데 이는 주로 감마선에 기인한다. 이 파고분포자료로부터 감마선 기여를 제거하여 일정크기 이상의 파고를 갖는 펄스만을 측정할 수 있도록 파고선별기(discriminator)에서 바이어스(bias voltage)를 조정한다.

다음 외부 중성자선원(여기서는 ^{252}Cf)을 삽입하지 않은 상태에서 사용후핵연료 축방향의 중성자 백그라운드를 핵분열전리함으로 측정한다. 이때 중성자 백그라운드는 주로 ^{244}Cm의 자발핵분열에서 기인한다.

파고선별기의 바이어스전압을 설정하고 중성자 백그라운드를 측정한 후, 외부 중성자선원

^{252}Cf을 핵연료집합체안에 삽입하여 축방향의 중성자 선속밀도 분포(상대적)를 핵분열전리함을 써서 측정한다. 이때 두가지 방법으로 중성자 선속밀도의 분포를 측정하는데 외부 중성자선원을 일정지점(예:핵연료집합체의 아래부분)에 고정시키고 핵분열전리함을 축방향으로 구동하면서 중성자 선속밀도(상대적)의 변화를 측정하거나 반대로 핵분열전리함을 고정시키고 외부 중성자선원을 축방향으로 이동하면서 중성자 선속 밀도를 측정한다. Suzaki[24]에 의하면 후자의 방법이 전자보다 중성자 측정오차를 감소시킨다고 한다.

2) 실험적 유효증배계수 결정방법

핵분열전리함을 써서 사용후핵연료의 축방향 중성자 선속밀도를 측정하여 백그라운드 값을 제외한 순수한 선속밀도(측정치-BG)의 기울기를 지수감쇠인자(r)라 정의한다. 지수감쇠인자와 유효증배계수와의 관계식을 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$1-\frac{1}{k_{eff}}=-Kg^{2} \qquad (1)$$

식(1)에서 K는 버클링-반응도 전환인자(buckling-reactivity conversion factor)이며 집합체에서 핵연료봉의 배열수가 증가하면 근사적으로 상수가 된다[14]. 또한 Suzaki[14]가 채택한 바와 같이 핵임계상태에서 반응도의 변화와 버클링의 변화를 구해서 K를 결정할 수 있다. 또한 Fig. 1에 제시한 방법으로 지수감쇠인자를 결정하고 버클링-반응도 전환인자(K)를 결정할 수도 있다. 두 인자가 정해지면 식(1)로부터 실험적 유효증배계수(k_{eff})를 구할 수 있다[24].

3. 중성자 발생량 분석

가. 계산모델 및 방법

Fig.1에 묘사한 것 같이 C15 집합체는 조사후시험시설 저장풀(9402)의 저장랙에 거치되어 있다. C15 사용후핵연료 집합체에 대한 제원 및 연소도 이력은 Table 1에 제시되이 있다.

SAS2H는 1 군 핵자료를 생산하는 모듈과 ORIGEN-S로 구성되어 있다. 1 군 생산모듈은 NITAWL – BONAMI – XSDRNPM의 코드로 연결되어 있는 시스템으로 계산대상에 적합한 1 군 유효단면적을 생산한다. 이 단면적은 ORIGEN-S 계산에 사용된다.

ENDF/B-V, VI에서 생산된 238 군 미시단면적에서 축약된 44 군을 모핵자료로 사용하여 앞에서 언급한 축약코드들을 이용하여 1 군 핵단면적으로 축약한다. 이때 Table 1에 제시된 바와 같이 핵연료 봉과 집합체의 제원, 냉각수의 온도 등 원자로 운전조건의 자세한 데이터가 SAS2H의 입력자료로 사용된다.

나. 중성자 발생량

C15 사용후핵연료에서 발생하는 중성자의 발생량을 분석하였다. 악티나이드 핵종에서 발생하는 중성자는 알파-중성자 반응과 자발핵분열에서 발생하는 중성자가 주류를 이룬다. 주요한 중성자 선원들의 중성자 방출량을 냉각기간별로 계산하였으며, 그 결과를 각각 Fig. 4와 5에 제시하였다. Fig. 4에서 볼 수 있듯이 원자로에서 방출직후에는 알파-중성자 반응에서의 중성자 발생량의 93 %는 Cm-242에서 발생한다. 현재(냉각기간 18.5년)의 C15와 같은 경우에는 Am-241, Pu-238 및 Cm-244에 의한 기여가 전체의 90 %를 차지한다.

Fig. 5에서 볼 수 있듯이 자발성핵분열의 경우에는 원자로 방출초기에는 Cm-242가 가장 큰 기여를 하지만, 3 년 후부터는 대부분을 Cm-244가 기여한다. Fig. 4와 5를 비교해 보면 3 년 후부터는 자발성핵분열 중성자 발생량이 알파-중성자반응에서 발생하는 중성자의 24 배 정도된다. 두 중성자선원을 합해서 비교해 보면 냉각기간 18.5 년을 기준으로 Cm-244에서 발생하는 중성자가 전체의 93 %를 차지한다.

Fig. 6와 7에서는 중성자 발생량의 에너지 스펙트럼을 제시하고 있다. 알파-중성자 선원은 0.6 MeV에서 피크가 발생하고, 자발핵분열 중성자선원은 2 MeV 근방에서 피크가 발생한다. 이는 각각 Cm-242와 Cm-244에서 발생하는 중성자의 에너지와 관련되어 있는 것으로 추정된다.

4. 사용후핵연료 핵종량 및 유효증배계수 계산

가. 계산모델

Fig. 3에 제시된 저장풀(9402)의 저장랙 평면도와 측면도를 기준으로 고리1호기의 C15 집합체의 거치부분을 상세히 모사하여 Fig. 3의 아랫부분에 제시한 바와 같이 MCNP의 계산모델로 삼았다. 핵임계도에 영향을 미치는 핵연료 제원으로는 Table 1에 제시한 설계데이터를 사용하였고, 핵연료 집합체가 담겨져 있는 콘테이너와 저장랙은 실제대로 모사하였으며, 저장랙 내부에는 공기가 채워진 것으로 가정하였다. 상하좌우에는 50 cm 물반사체를 가정하였다.

나. 핵종량

앞에서 언급한 SAS2H를 이용하여 C15 집합체에 대한 연소계산을 수행하여 현재 시점에서 사용후핵연료내에 존재하는 핵종의 양을 결정하였다. SAS2H의 출력에서 핵임계도에 큰 영향을 미치는 핵종을 골라내기 위하여 다음과 같은 방법을 사용하였다. 핵종량, 흡수단면적 및 핵분열단면적을 고려하여 핵종별 기여도(effectiveness)가 큰 30 개 핵종를 결정하였다. 그 결과를 Table 2에 제시하였다. 30 개 핵종이 차지하는 기여도의 누적을 Table 2의 마지막 줄에 제시하였다. 이를 근거로 보면 30 개 핵종의 기여도가 총기여도에 차지하는 비율이 99.7 %이기 때문에 더 이상의 핵종을 고려할 필요는 없다고 판단된다. 이때 흡수단면적과 핵분열단면적을 ORIGEN2의 PWRUS.LIB로부터 얻었고, 핵종량은 SAS2H에서 생산한 것을 사용하였다.

Table 2에서 볼 수 있듯이 상위 10 개 핵종이 전체 기여도의 97 %을 차지함을 알 수 있으며 이들 핵종의 정량분석이 매우 중요함을 알 수 있다. SAS2H에 의한 계산값의 불확정도에 대한 분석이 필요하다고 믿어지지만 추후 연구과제로 남긴다.

다. 유효증배계수

발전소 공표값인 연소도 32 GWd/tU의 근방에서 C15 집합체에 대한 유효증배계수의 계산결과를 Fig. 8에 제시하였다. 32 GWd/tU에서 유효증배계수는 약 0.48761±0.00359로 나타났고, 연소도가 5 % 감소하는 경우와 증가한 경우의 유효증배 계수의 변화(Δk)는 각각 2 % 및 1 %로 나타났다.

5. 결 론 및 향후계획

PWR 사용후핵연료를 대상으로 하여 실험적으로 유효증배계수를 구하기 위한 지수실험장치의 특성을 사전에 분석하고, 조사후시험시설의 저장풀(9402)에 거치된 고리 1 호기의 C15 사용후핵연료 집합체의 핵종량, 유효증배계수 및 중성자 선원을 분석하였다. 이를 통하여 연소도에 대한 민감도를 확인하였고, 유효증배계수와 중성자 발생량에 크게 영향을 미치는 핵종들을 분류하였다.

앞으로 Cf-252를 삽입하여 중성자 선속밀도의 분포를 구한 후 버클링-반응도 전환인자를 결정하는 연구를 수행할 것이다. 또한 연소도와 핵종량을 보다 정밀하게 결정하게 할 수 있는 방법을 모색하고 높은 신뢰도를 갖도록 계산값의 불확정도를 결정해야 할 것이다.

본연구는 과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 SF특성계량화 기술개발과제에서 수행한 것임.

참 고 문 헌

[1] T. Arnette et al., “Exponential experiments with water-metal rod lattices,” Clinton Laboratories Rept. CP-2048(1944).

[2] H. J. Kouts, J. Chernick, and I. Kaplan, “Exponential experiments on light water moderated 1 per cent ^{235}U lattices,” Brookhaven National Laboratory Rept. BNL-2094(1952).

[3] R.A. Laubenstein, “Use of the SRE fuel in an exponential experiment,” North American Aviation, Inc. Rept. NAA-SR-memo-1116(1954).

[4] F. H. Martens et al., “The fast exponential experiment, ” Argonne National Laboratory Rept. ANL-5379(1955).

[5] W. W. Brown, F. L. Fillmore, and B. L. Scott, “Exponential experiments with graphite lattices containing multirod slightly enriched uranium fuel clusters, ” Atomics International Rept. NAA-SR-3096(1959).

[6] R. W. Campbell and R. K. Paschall, “Exponential experiments with graphite-moderated uranium-metal lattices, ” Atomics International Rept. NAA-SR-5409(1960).

[7] C. H. Skeen, G. L. Blackshaw, and W. W. Brown, “Exponential experiment with a thorium-uranium fuel in graphite,” Atomics International Rept. NAA-SR-4238(1960).

[8] R. W. Campbell and C. H. Skeen, “Exponential experiments with heavy-water, graphite-and-diphenyl moderated, uranium metal lattices, ” Atomics International Rept. NAA-SR-6446(1961).

[9] L. G. Barrett and J. H. Mortenson, “Exponential experiments on lattices moderated by D_2O-H_2O mixtures,” Babcock & Wilcox Co. Rept. BAW-1232(1962).

[10] L. G. Barrett, H. J. Worsham, and T. C. Engelder, “Exponential experiments at elevated temperatures on lattices moderated by D_2O-H_2O mixtures,” Babcock & Wilcox Co. Rept. BAN-1233(1962).

[11] F. S. Kirn and J. I. Hagen, “BORAX V exponential experiment,” Argonne National Laboratory Rept. ANL-6707(1963).

[12] C. L. Brown, R. C. Lloyd, S. R. Bierman, and E. D. Clayton, “Exponential experiments and neutron multiplication measurements with 1.25 wt% enriched N-reactor fuel elements in light water,” Pacific Northwest Laboratory Rept. BNWL-52(1965).

[13] T. Suzaki, Y. Komuro, H. Tsuruta, and I. Kobayashi, “Application of exponential experiment to high subcriticality determination,” Trans. Am. Nucl. Soc. 35, 280-281(1980).

[14] T. Suzaki, “Subcriticality determination of low-enriched UO_2 lattices in water by exponential experiment,” J. Nucl. Sci. Technol. 28(2), 1067-1077(1991).

[15] K. Sakurai, T. Arakawa, T. Suzaki, and Y. Naito, “Examination of applicability of exponential experiment method to complex array cores,” Japan Atomic Energy Research Institute Rept. JAERI-Research 95-082(1995).

[16] K. Sakurai, T. Arakawa, T. Yamamoto, and Y. Naito, “Estimation of subcriticality with the computed values(Ⅲ),” Japan Atomic Energy Research Institute Rept. JAERI-Research 96-045(1996).

[17] Jens-Christian Neuber, “Burnup credit applications to PWR and BWR fuel assembly wet storage systems,” Proc. Int. Conf. on the Physics of Nuclear Science & Techology, Vol.1, pp.631-638, 5-8 Oct. 1998, Long Island, New York(1998).

[18] R. T. H. Mayson and K. J. Gunston, “Challenges in the application of burn-up credit to the criticality safety of the THORP reprocessing plant,” Proc. 2nd NUCEF Int. Symp. NUCEF’98, Part I. pp.61-67, 16-17 November 1998, Hitachinaka, Japan(1998), JAERI-Conf 99-004(1999).

[19] Hee-Sung Shin, Seung-Gy Ro, Kang-Mok Bae, Ik-Soo Kim, and Young-Joon Shin, “Application of burnup credit for PWR spent fuel storage pool,” ibid, pp.68-76.

[20] Chi H. Kang and Dale B. Lancaster, “Actinide-only burnup credit for pressurized water reactor spent nuclear fuel-Ⅲ: bounding treatment of spatial burnup distributions,” Nucl. Technol. 125, 292-304(1999).

[21] Hee-Sung Shin, Seung-Gy Ro, Kang-Mok Bae, Young-Joon Shin, and Ik-Soo Kim, “Application of SCALE 4.4 system for burnup credit criticality analysis of PWR spent fuel,” Proc. Int. Symp. on Radiation Safety Management ’99, pp.487-502, 4-6 November 1999, Taejon, Korea(1999).

[22] Dale B. Lancaster, Emilio Fuentes, Chi H. Kang, and Meraj Rahimi, “Actinide-only burnup credit for pressurized water reactor spent nuclear fuel-Ⅰ: methodology overview,” Nucl. Technol. 125, 255-270(1999).

[23] Emilio Fuentes, Dale B. Lancaster, and Meraj Rahimi, “Actinide-only burnup credit for pressurized water reactor spent nuclear fuel-Ⅱ: validation,” Nucl. Technol. 125, 271-291(1999).

[24] T. Suzaki et al., “Exponential experiments of PWR spent fuel assemblies for acquiring subcriticality benchmarks usable in burnup credit evaluations,” 5th Int. Conf. on Nuclear Criticality Safety, Vol.1, pp.1B.11-1B.18, 17-21 Sept. 1995, Albuquerque, New Mexico. U.S.A.

[25] 노성기, “사용후핵연료 핵임계 안전관리에 관한 일본파견 연구보고서,” 한국원 자력연구소 해외출장보고서 KAERI/OT-387/98, p.51(1998).

[26] 노성기외, “PWR 사용후핵연료 대상 지수실험법 현황분석 보고서”, 한국원자력연구소 보고서 KAERI/AR-572/2000(2000).

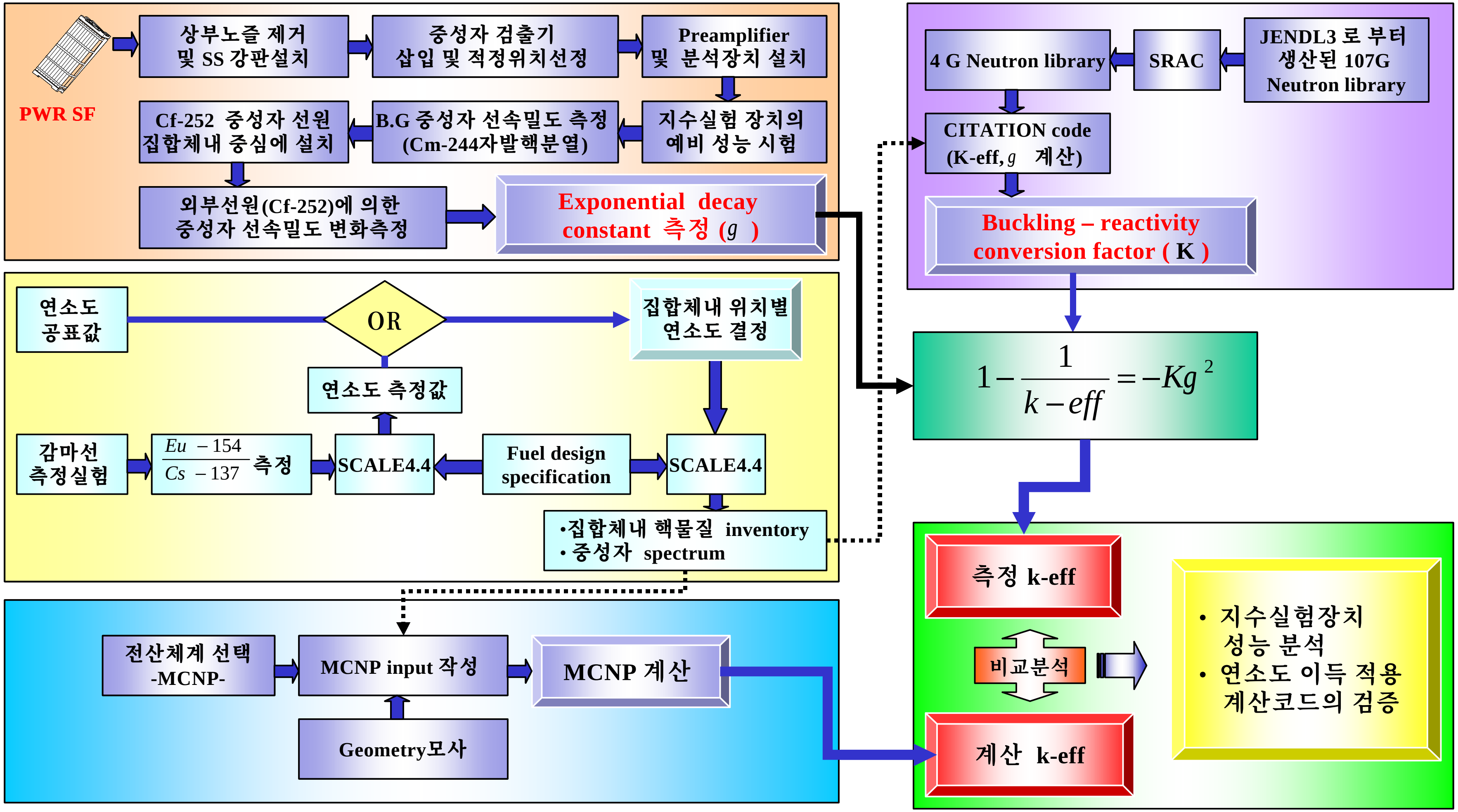

Fig. 1. Flow Chat for Computer Code Validation with Exponential Experiment.

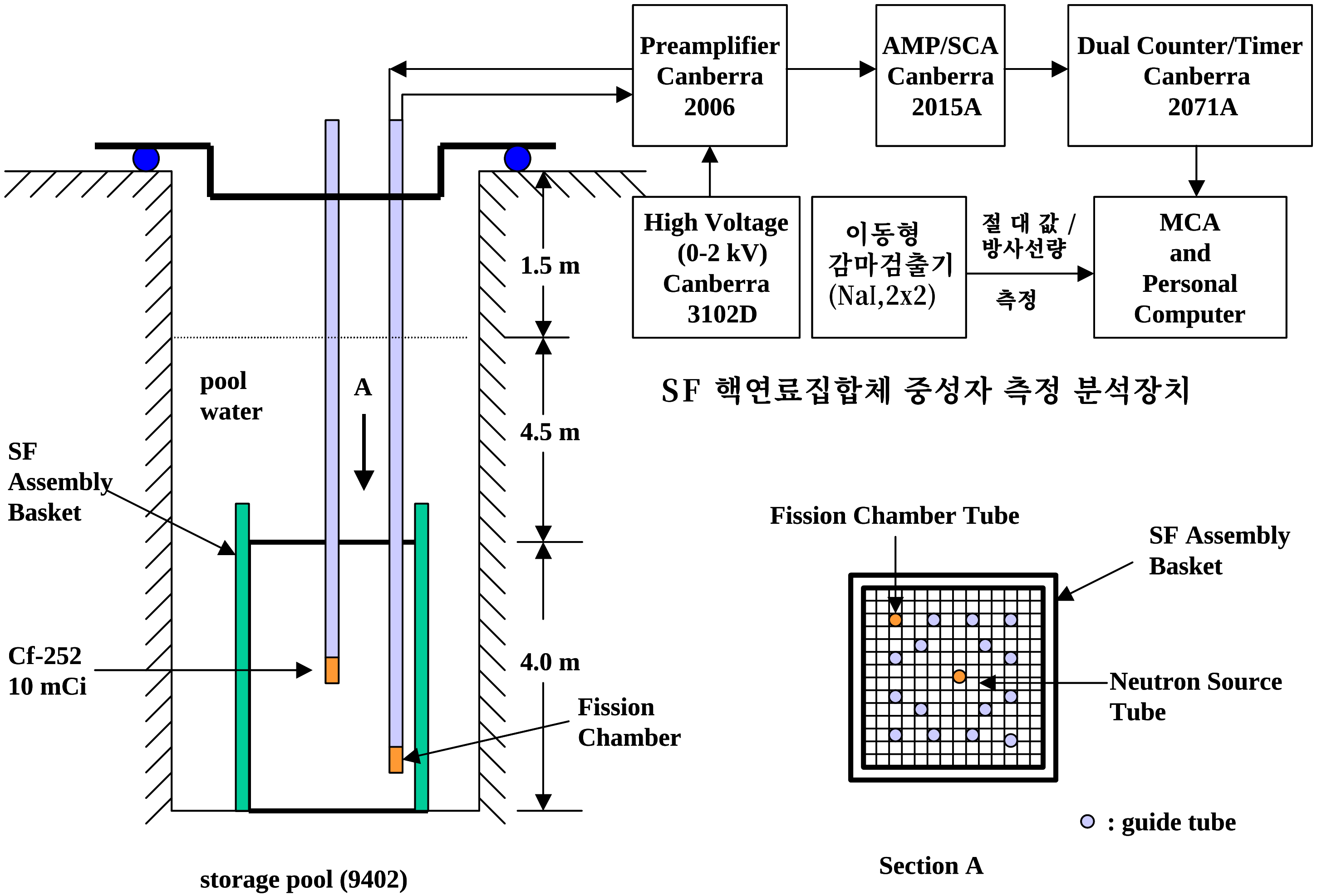

Fig. 2. Schematic Description for Exponential Experiment

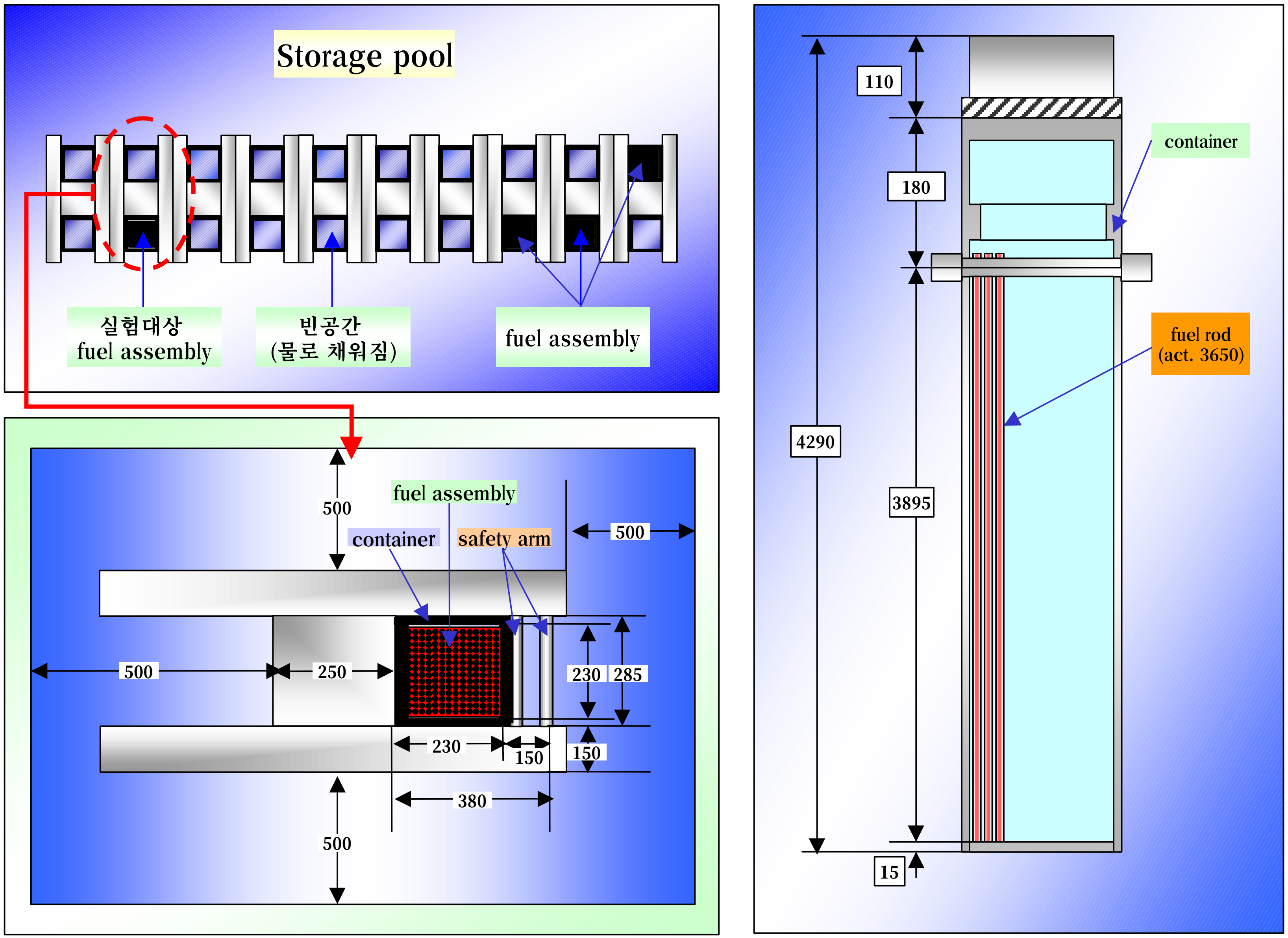

Fig. 3. Schematic Description of PIEF Storage Pool Rack with C15 Fuel Assembly of Kori Unit 1.

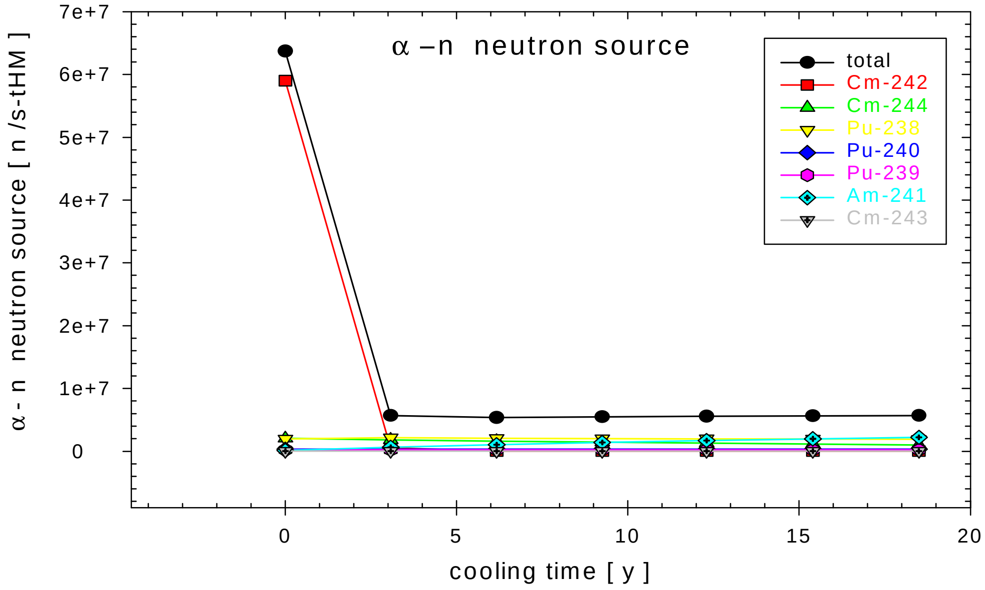

Fig. 4. **α** -n Neutron Source Intensity as a Function of Cooling Time.

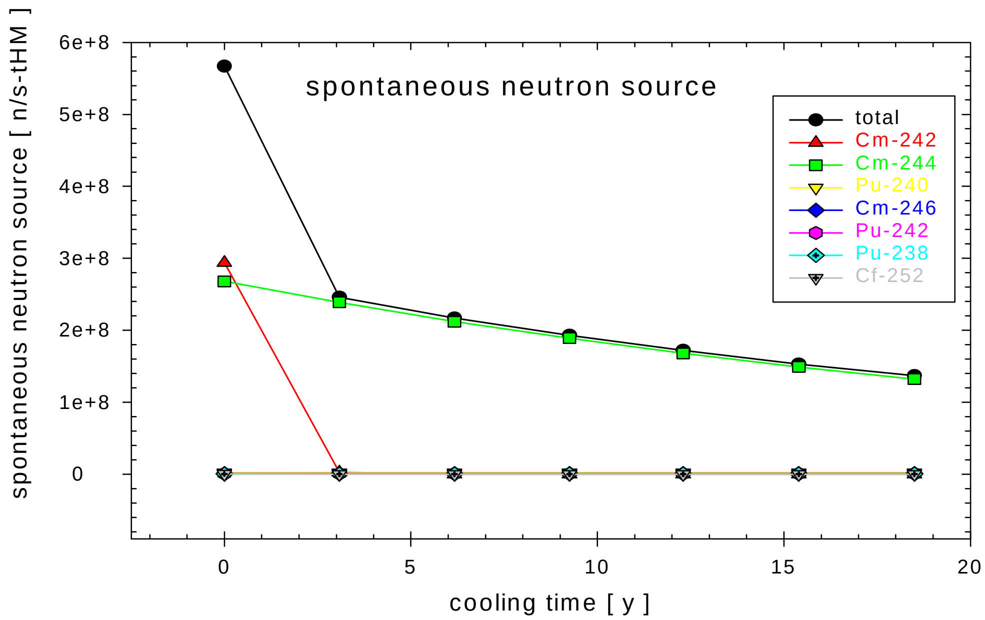

Fig. 5. **Spontaneous** Neutron Source Intensity as a Function of Cooling Time.

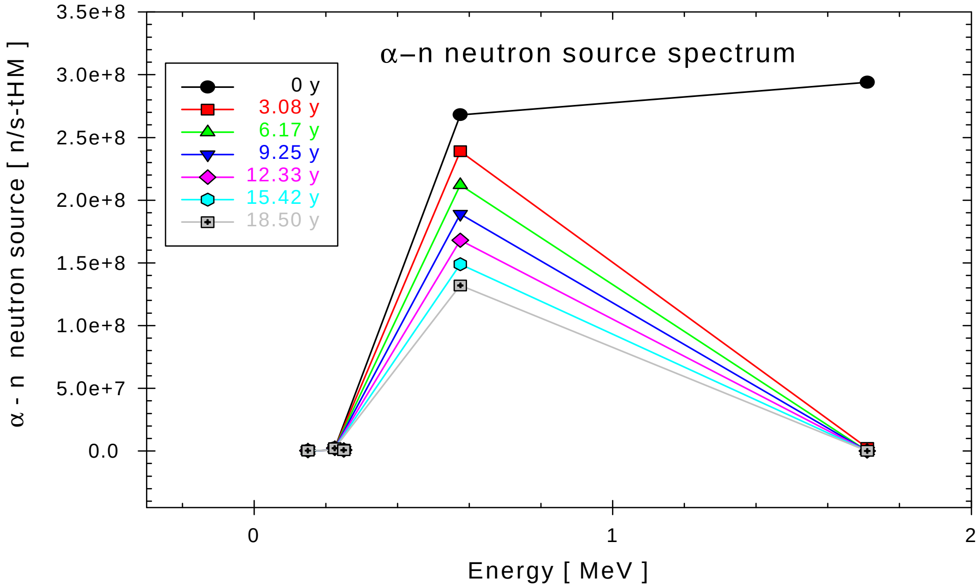

Fig. 6. α -n Neutron Source Spectrum.

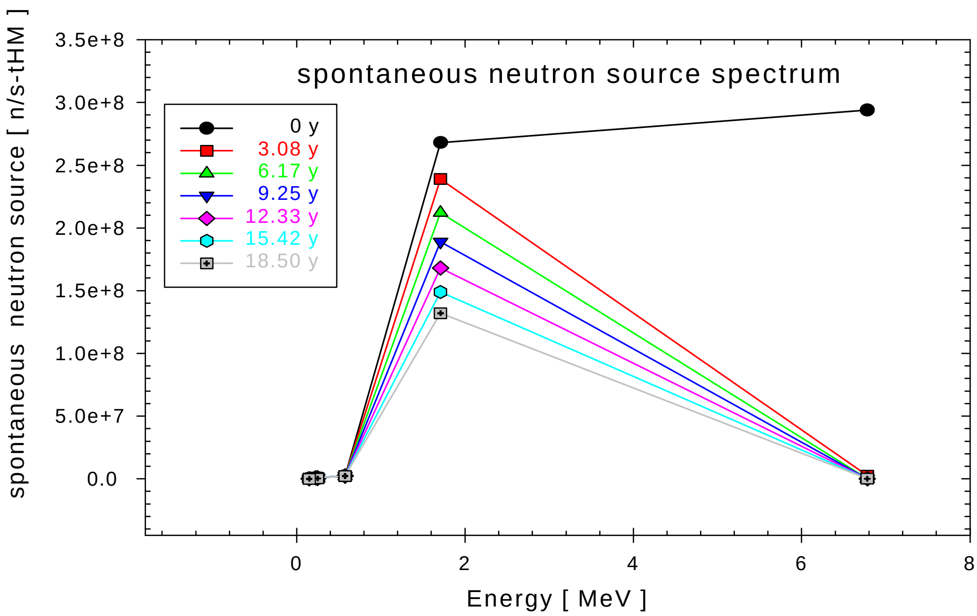

Fig. 7. Spontaneous Neutron Source Spectrum.

Table 1. Kori Unit 1 Fuel Design Specification and Burnup History

Parameter	Value
Fuel rod	
Array	14 × 14
# of rod in assembly	179
Rod pitch size , cm	1.41224
Active length , cm	365.76
Fuel material	
Density of UO_2 , g/cm^3	10.41215
Fuel composition , $^w/_o$	
U–234	0.0285
U-235	3.1970
U-236	0.0147
U-238	96.7598
Moderator	
Density of UO_2 , g/cm^3	0.7283
Boron concentration , ppm	500
Inlet temp. , °K	541.2
Avg. temp , °K	575.5
Irradiation time , d (Specific power , W/g)	
1 cycle	485 (20.68)
2 cycle	505 (22.63)
3 cycle	343 (30.35)
Shutdown time , d	
1 cycle → 2 cycle	77
2 cycle → 3 cycle	131
Cooling time , y	17

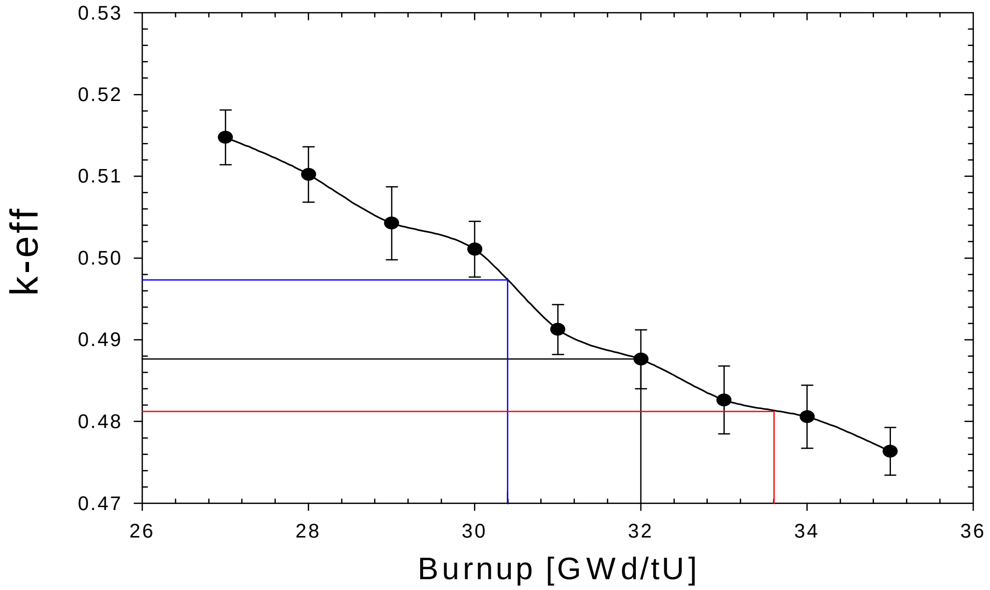

Fig. 8. k-eff as a Function of Burnup.

Table 2. Effectiveness of 30 Nuclides Contained in PWR Spent Fuel

NO	Nuclide	Amount (g/tHM)	1 G Cross Section*		Ratio of Effectiveness**	Sum of Effectiveness
			Absorption	Fission		
1	PU-239	5.15E+03	6.91E+01	1.21E+02	38.30	38.30
2	U-238	9.45E+05	8.87E-01	9.28E-02	21.16	59.47
3	U-235	8.12E+03	1.07E+01	4.75E+01	21.04	80.51
4	Pu-240	2.14E+03	2.23E+02	5.79E-01	9.61	90.12
5	Pu-241	4.93E+02	4.20E+01	1.26E+02	3.52	93.64
6	Am-241	7.43E+02	9.57E+01	1.12E+00	1.46	95.11
7	U-236	3.96E+03	8.35E+00	1.91E-01	0.70	95.81
8	Sm-149	3.35E+00	6.66E+03	0.00E+00	0.45	96.25
9	Nd-143	7.84E+02	2.71E+01	0.00E+00	0.43	96.68
10	Rh-103	4.64E+02	3.83E+01	0.00E+00	0.36	97.04
11	Pu-242	4.71E+02	3.32E+01	4.06E-01	0.32	97.36
12	Np-237	4.12E+02	3.33E+01	4.95E-01	0.28	97.64
13	Xe-131	4.21E+02	3.02E+01	-	0.25	97.90
14	Gd-155	4.85E+00	2.45E+03	-	0.24	98.13
15	Cs-133	1.12E+03	1.06E+01	-	0.24	98.37
16	Sm-152	1.28E+02	7.45E+01	-	0.19	98.56
17	Sm-151	1.18E+01	6.60E+02	-	0.16	98.72
18	Tc-99	7.71E+02	9.32E+00	-	0.14	98.86
19	Sm-147	2.63E+02	2.40E+01	-	0.13	98.99
20	Eu-153	1.12E+02	5.57E+01	-	0.12	99.11
21	Nd-145	6.62E+02	9.16E+00	-	0.12	99.24
22	Pu-238	1.27E+02	3.48E+01	-	0.10	99.34
23	Sm-150	2.80E+02	1.48E+01	-	0.08	99.42
24	Ag-109	8.42E+01	3.94E+01	-	0.07	99.49
25	Mo-95	7.46E+02	4.20E+00	-	0.06	99.55
26	Ru-101	7.48E+02	2.98E+00	-	0.04	99.60
27	Pr-141	1.09E+03	1.46E+00	-	0.03	99.63
28	Pd-105	3.68E+02	3.79E+00	-	0.03	99.66
29	Eu-151	1.82E+00	7.28E+02	-	0.03	99.68
30	La-139	1.18E+03	1.01E+00	-	0.02	99.71

*ORIGEN2, PWRUS.LIB.

**Effectiveness= amount * (absorption XS+ fission XS*2.5).