2001 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

SCALE과 SWAT 코드시스템을 이용한 PWR 사용후핵연료의 핵종량 예측

Estimation of PWR Spent Fuel Composition Using SCALE and SWAT Code Systems

신희성, Kenya SUYAMA*, Hiroshi OKUNO*
한국원자력연구소
*Japan Atomic Energy Research Institute

요 약

26 개의 Obrigheim 사용후핵연료 실험자료와 7 개의 원자로로부터 나온 55 개 실험자료를 기준으로 27, 44 및 238 군 핵자료를 갖춘 SCALE4.4 SAS2H와 107 군 핵자료를 사용하는 SWAT 코드시스템을 이용하여 핵종량을 분석하였다. 계산값 대비 실험값의 비율을 구해서 실험값과의 일치여부를 판단하는 기준으로 삼고, 4 가지 계산결과를 비교하였다. 그 결과, 대체적으로 잘 일치하게 나타났으며, 다음과 같은 점을 확인하였다. Obrigheim의 26 샘플에서 Pu-239와 Pu-241은 4 가지 계산결과 모두에서 1보다 적은 값을 보였다. 26 및 55 샘플에서 Am-241은 1 보다 매우 큰 값을 보였고, Sm-149는 55 샘플에서 1 보다 매우 큰 값을 보였다. 그리고 몇 개의 핵종을 제외한 나머지의 경우에 SWAT는 SCALE4.4 SAS2H 보다 대체로 비율이 높게 나타났다. Obrigheim 26 개 샘플에서 추출된 16 샘플과 55 샘플을 합한 71 개 샘플을 기준으로 95/95 신뢰도 및 확률을 갖는 보정인자를 결정하였다. 이 보정인자는 연소도 이득적용에 활용할 수 있을 것이다.

ABSTRACT

The isotopic composition calculations were performed for 26 spent fuel samples from Obrigheim PWR reactor and 55 spent fuel samples from 7 PWR reactors using SCALE4.4 SAS2H with 27, 44 and 238 group cross-section libraries and SWAT with 107 group cross-section library. For convenience, the ratio of the measured to calculated value was used as a parameter. The four kinds of the calculation results were compared with the measured data. For many important nuclides for burnup credit criticality safety evaluation, the four methods applied in this study showed good coincidence with measurements in general. More precise observations showed the following results. Less unity ratios were found for Pu-239 and -241 for selected 16 samples out of the 26 samples from Obrigheim reactor. Larger than unity ratios were found for Am-241 for both the 16 and 55 samples. Larger than unity ratios were found for Sm-149 for the 55 samples. In the case of 26 sample SWAT was generally accompanied by larger ratios than those of SAS2H with some exceptions. Based on the measured-to-calculated ratios for 71 samples of a combined set in which 16 selected samples and 55 samples were included, the correction factors that should be multiplied to the calculated isotopic compositions were generated for a conservative estimate of the neutron multiplication factor of a system containing PWR spent fuel, taking burnup credit into account.

1. 서 론

사용후핵연료에 포함된 핵종들의 핵종량을 보수적으로 예측하는 것은 연소도 고려 핵임계분석을 위해서 필수적으로 선행되어야 하는 것이다. 이에 대한 세계적인 연구가 활발히 수행되고 있으며[1-12], 최근에는 DOE에서 악티나이드핵종만을 고려한 핵임계분석에 대한 topical report[13]를 NRC에 제출한 바 있다. 이 보고서에는 7 개 원자로로부터 배출된 사용후핵연료의 55 개 실험자료를 사용하여 악티나이드(우라늄, 플루토늄, Am-241)의 보정인자를 결정하였다[14]. 55 실험자료외에 SFCOMPO (Spent Fuel COMPOsition database)에 수록된 Obrigheim 사용후핵연료에 대한 26 개 실험자료가 있다[15-17]. 55 개 실험자료는 ORNL[11,12]과 DOE[14] 연구에서 대략적인 평가가 이루어졌다고 볼 수 있지만, 26 Obrigheim 자료는 유효성이 평가된 바가 없기 때문에 본 연구에서 이에 대한 유효성 평가를 수행하였다. 또한 두 가지 실험자료를 기준으로 SAS2H[18]와 SWAT[19,20] 코드시스템을 사용하여 핵종량을 계산하고, 계산값에 대한 실험값의 비율을 근거로 보정인자를 결정하였다.

2. 사용후핵연료 구성핵종의 핵종량 실험자료

가. 55 개 실험자료

55 개 실험자료를 얻은 7개 원자로(Yankee Rowe, Mihama-3, Trino Vercellese, Calvert Cliffs, Turky Point. H. B. Robinson, Obrigheim)의 핵연료의 설계제원과 핵종량 실험에 대한 정보를 Table 1에 제시하였다. 실험값의 유효성은 실험한 과정이나 측정장치의 신뢰성 등을 분석하거나 다른 방법으로 실험한 결과와 비교하는 방법 등이 있을 수 있다. 그러나 대부분의 실험들이 측정오차가 포함되어 있지 않고, 다른 측정방법으로 측정한 실험결과도 존재하지 않기 때문에 측정방법에 대한 유효성을 평가하기가 힘들다.

본연구에서는 먼저 악티나이드 핵종의 감소량은 연소도와 선형적으로 비례한다는 점을 고려해서, 연소도에 따른 악티나이드 감소량의 실험값과 계산값을 비교해 보았다. 계산값은 직선에 가깝게 나타났지만, 실험값은 차이가 크게 나는 경우가 상당히 많이 나타났다. 처음에는 이것이 실험오차에 기인한 것으로 생각했지만, 이와 같은 차이는 U-238의 측정오차에 기인한 것이라는 것을 알게 되었다. 즉, U-238은 사용후핵연료의 거의 대부분을 차지하기 때문에 U-238의 측정 상대오차가 매우 적은 경우에도 그것의 절대량은 다른 핵종의 핵종량에 비하면 매우 큰 값이기 때문에 이와 같은 현상이 나타난 것이다.

나. 26 Obrigheim 실험자료

Obrigheim 핵연료의 설계제원은 Table 2에서 제시하였고, 연소조건은 Table 3에서 제시하였다. SFCOMPO에 제시된 실험자료는 모두 27 개 샘플이 있지만, 한 샘플에는 핵종량의 절대량이 없고 비율로만 제시되어 있기 때문에 제외하고, 나머지 26 개의 실험자료가 사용되었다. 26 Obrigheim의 연소도 측정에는 세 가지의 연소도 측정방법이 사용되었다. Nd-148, Cs-137 파괴방법과 Cs-137 비파괴방법을 사용하였다. Table 3에 제시된 연소도는 Nd-148방법으로 측정한 결과이다. 대체로 서로 잘 일치하는 경우가 많지만, E3-P2의 29.35 GWd/tU는 Cs-137 비파괴방법으로 얻은 결과이며, Nd-148방법에 의해 얻은 35.10 GWd/tU와 큰 차이를 보인다.

Table 2.4에서 볼 수 있듯이 sample ID가 E3-P4, G7-P1, G7-P3 및 G14-P3(1)인 경우에는

Karlsruhe와 Ispra에서 동시에 연소도 및 핵종량 측정을 수행하였다. 앞의 두 경우에는 두 기관의 측정결과가 크게 차이가 나는 것을 알 수 있다. 참고문헌[15]에서는 Karlsruhe의 결과를 신뢰할 수 없다는 주장도 있다. 이와 같이 연소도 측정의 오차가 큰 경우에는 계산결과의 비교를 통하여 유효성이 재평가되어야 할 것이다.

3. 핵종량 계산코드시스템의 특성

가. SAS2H

SAS2H는 연소계산 코드인 ORIGEN-S[21]와 이 코드의 핵자료 생산 모듈인 BONAMI-NITWAL_II-XSDRNPM-COUPLE 코드[18]로 구성되어 있다. 핵자료 생산모듈에서는 핵연료 부분과 제어봉 부분에 대한 셀계산을 별도로 수행하고 각각 생산된 핵단면적을 가중 평균하여 1 군 핵단면적을 생산한다.

ORIGEN-S 코드에 사용되는 핵종은 1000 여 종이나 되기 때문에 이들 핵종 모두의 핵단면적을 생산하는 것은 무리다. 따라서 전체 핵종에 대한 LWR 형 핵단면적을 수록한 PRLIMLWR 라이브러리[18]를 기본 라이브러리로 사용한다. 그리고 사용자가 선택한 핵종의 핵단면적만이 핵단면적 생산모듈에 의해서 생산된다. 이렇게 생산된 핵단면적 자료를 COUPLE 코드[18]로 처리하여 PRLIMLWR의 핵단면적 값을 개선(update)함으로써 새로운 1 군 핵단면적 라이브러리를 생산한다. ORIGEN-S코드는 새로 생성된 핵단면적 라이브러리를 사용하여 매 연소사이클마다 연소된 핵종량을 생산하여 다음 사이클의 핵자료 생산에 반영되도록 한다.

나. SWAT

SWAT는 Fig. 1과 같이 SRAC[22], ORIGEN2[23,24], TABMARK[19] 및 LIBMAK[19]의 코드와 JENDL-3.2 핵자료[25]와 핵분열수율 핵자료[26]로 구성되어 있다. SRAC은 중성자 스펙트럼과 유효단면적을 계산하고, LIBMAK는 ORIGEN2의 연소계산에 필요한 1 군단면적을 생산한다. TABMAK는 ORIGEN2의 input과 연소결과로부터 SRAC의 input을 만든다. 이와 같은 방법으로 매 연소 step마다 핵자료가 새로 생산되어 정확한 연소계산을 수행하도록 되어 있다.

4. 26 Obrigheim의 실험값을 기준한 SWAT와 SAS2H 계산값의 비교분석

가. SWAT 및 SAS2H의 Input

Obrigheim에 대한 설계자료와 연소조건이 수록된 SFCOMPO의 기본화일로부터 SWAT input을 생산할 수 있는 Fortran 프로그램을 작성하고, 이를 사용하여 SWAT input을 만들었다. 이 프로그램에서는 각 샘플의 핵연료봉 축방향 위치에 따른 온도를 구할 수 있는 기능이 있다. 핵연료봉의 축방향 온도 분포를 사인커브로 가정하고, 냉각수의 입력온도와 출력을 이용하여 주어진 지점에서 온도를 구한다.

SAS2H input은 SWAT input으로부터 SAS2H input으로 변형하는 프로그램을 만들고, 이를 사용하여 생산한다. SAS2H는 집합체셀에 대한 계산을 추가로 수행하기 때문에 집합체의 피치와 가이드튜브의 직경 등의 정보가 추가 된다.

나. 계산결과 분석

1) 계산값의 비율 및 상대오차 비교

26 개 샘플을 대상으로 SWAT와 SAS2H를 사용하여 핵종량을 계산하였다. SAS2H의 경우에는 27, 44 및 238 군을 각각 사용하여 핵종량 계산을 수행하였다. 먼저 U-235의 경우를 살펴보았다. 샘플별로 계산값에 대한 실험값의 비율을 Fig. 2에 제시하였다. 샘플 or4, or10은 크게 저평가되고 있고, or20-23과 or26은 크게 고평가되었다. 각 샘플에 대한 네 가지 종류의 계산값이 서로 차이가 나지만, 대체로 모두 비슷한 경향을 보였다. Fig. 3에서는 계산값의 상대오차를 보여주고 있다.

SWAT의 결과는 SAS2H에 비해서 U-235, U-238과 Pu-240을 제외하고 모두 저평가되는 것으로 나타났다. 또한 Pu-239와 Pu-240은 4 가지 계산결과 모두 저평가되는 것으로 나타났다. 아메리슘과 규륨의 경우에는 상대오차가 다른 핵종에 비해서 매우 크게 나타났다.

2) 오류 샘플 제거

초기농축도 별로 분리하고 연소도 크기별로 U-235의 핵종량을 Table 4에 제시하였다. 샘플 or4의 경우에는 연소도가 35.1 GWd/tU이지만, 앞에서 지적한 것과 같이 Cs-137비파괴방법으로 측정한 것은 29.35 GWd/tU이다. Table 4에서 다른 샘플의 연소도와 U-235의 핵종량을 동시에 비교해 보면, 29.35 GWd/tU이 더 정확한 값으로 추정된다. 샘플 or10은 Karlsruhe에서 측정한 것으로 샘플 or9와 동일한 실험이다. 그런데 그 연소도의 측정값은 크게 차이가 난다. 참고문헌[15]에서 주장한 것을 고려하고, 계산값의 큰 오차를 감안할 때, or10의 연소도 측정값에 오류가 있는 것으로 추정된다. 초기농축도가 2.83 wt%인 경우에도 대부분 계산값이 실험값과 크게 차이가 나고, 연소도 측정값이 측정방법에 따라 크게 차이가 난다. 따라서 본 연구에서 or4, or10과 or19-or26을 제외시켰다. 즉, or1-or3, or5-or9 및 or11-or18의 16 개 유효 샘플만 보정인자 결정에 활용하였다.

3) 평균값과 표준편차 비교

16 개 유효 샘플을 기준으로 각 핵종별 핵종량의 계산값에 대한 실험값의 비율을 얻어 평균값과 표준편차를 구하여 Fig. 4과 5에 제시하였다. Fig. 4에서 볼 수 있듯이 SWAT는 Pu-239, Pu-241, Am-243 및 Cm-244의 경우, SAS2H에 비해서 유리한 것으로 나타났다. Pu-240, Pu-243, Am-243 및 Cm-244에 대해서는 SAS2H의 27 군 핵자료의 결과가 44 및 238 군 핵자료의 결과보다 좋은 결과가 나온 것이 특이하다. Eu-154의 경우, ENDF/B-VI를 사용한 44 및 238 군의 결과가 ENDF/B-V를 사용한 27 군 결과에 비해서 개선된 것으로 나타났다.

5. 55 개 실험값을 기준한 SWAT와 SAS2H 계산값의 비교분석

가. SWAT 및 SAS2H의 Input

55 개 실험자료는 앞에서 설명한 바와 같이 ORNL이나 DOE 보고서에서 대략적으로 검증되었다고 볼 수 있으며, SAS2H 와 27 군 핵자료를 사용한 경우에 대한 input이 DOE보고서에 수록되어 있다. 본 연구에서 27 군 계산에서는 이 input을 사용하고, 44 군과 238 군의 경우에는 라이브러리 명과 피복관 물질명 등을 수정하여 사용하였다.

SWAT의 input은 SAS2H input을 SWAT의 input으로 바꾸는 프로그램을 사용하여 만들었다. 55 개 실험자료 중에는 현재의 전형적인 가압경수로 형태와 약간 다른 종류의 가압경수로도 포함되어 있다. 십자형 제어시스템이 집합체사이에 존재하는 경우가 있고, 동일한 집합체에 농축도가 다른

핵연료가 포함된 경우도 있다. SAS2H input은 이것을 모사하기 위해서 집합체셀의 모델 마련시 복잡한 계산을 해야 한다. 그러나 이 전환프로그램에서는 이런 것을 모두 다룰 수 없고, 또한 SWAT 코드 시스템에서 이와 같은 상황을 모사하기도 힘들기 때문에 단순한 형태로 모델링하여 input을 작성하였다. 따라서 이런 경우에 SWAT의 계산결과가 SAS2H의 계산결과에 비해서 오차가 크게 나타날 수도 있을 것이다.

나. 계산결과의 비교분석

U-235에 대한 4 가지 종류의 계산값에 대한 실험값의 비율을 Fig. 6에 제시하였다. SWAT 계산결과는 ya3, ya4 및 ro3의 경우에, SAS2H에 비해서 저평가되고, Yankee Rowe의 경우에는 대부분 고평가 되는 것으로 나타났다. 나머지의 경우에는 SAS2H의 세가지 계산값의 분포범위내에 존재하는 것으로 나타났다. Fig. 7에는 핵연료봉의 축방향 길이에 따른 상대오차의 분포를 나타냈다.

우라늄의 경우에는 SWAT와 SAS2H는 비슷한 경향을 보였다. SWAT는 SAS2H에 비해서 Pu-240, Cs-134 및 Nd-148의 경우를 제외하고 모든 핵종에 대해서 저평가를 보였다. Am-242, Am-243, Sm-149 및 Eu-154의 경우에 SWAT는 SAS2H와 큰 차이를 보이면서 저평가되는 것으로 나타났다. 계산값에 대한 실험값의 비율의 평균값과 표준편차는 Fig. 8-9에 제시하였다. Fig. 8에서 SAS2H의 44 및 238 군 핵자료의 계산결과가 SWAT의 계산결과보다 약간 더 실험값에 접근하는 것으로 나타났다. 특히 고원자번호 악티나이드 핵종에서 두드러지게 나타났다. Fig. 9에서 볼 수 있듯이 Se-79, Nd-145, Nd-146 및 Eu-153의 경우에는 SAS2H 계산결과보다 SWAT의 계산결과가 실험값에 더 접근하는 것으로 나타났다.

6. 95 %/95 % 신뢰도 및 확률을 갖는 보수적인 보정인자

26 Obrigheim에서 선택된 16 개 샘플과 55 개 샘플을 결합해서 총 71 샘플을 만들었다. 이 71 샘플들을 기준으로 보정인자를 결정하려고 시도하였다. 보정인자를 결정하기에 앞서 이들 샘플의 95 % 신뢰도 범위에서 normality를 만족하는지 확인해야 한다. 71 개 샘플에 대해서 이를 시도했지만, 일부 악티나이드 핵종도 normality test를 통과하지 못하는 것으로 나타났다.

Normality를 만족하는 조건을 찾기 위해서 실험 기관, 초기농축도, 연소도 및 핵연료축방향 위치를 제한하는 방법을 시도하였다. 그러나 전체 악티나이드 핵종 모두가 normality를 만족하는 조건을 찾지는 못하였다. 고도의 통계분석 방법을 도입하면 가능한 조건을 찾을 수도 있을 것으로 추정된다. 그러나 그것은 이 연구의 범위를 벗어난다.

Normality test 과정에서 확인 되었듯이 대부분의 핵종들은 mormality를 약간만 벗어나기 때문에, 근사적으로 normality를 만족한다고 가정할 수 있을 것이다. 이런 가정 하에서 보정인자 계산식[27-29]을 사용해서 95 % 신뢰도 및 95 % 확률을 갖는 보정인자를 결정하여 그 결과를 Table 5에서 제시하였다. 이 보정인자는 근사적인 핵임계도 계산에 활용될 수 있을 것이다.

4 가지 종류의 계산결과에 바탕을 둔 4 가지 보정인자는 서로 크게 차이가 나지 않는 것으로 나타났으며, 단지 Pu-238, Am-242, Am-243, Cm-244, Eu-153 및 Eu-154의 경우 약간 큰 차이를 보였다. Am-241과 Eu-149의 경우에는 표준편차가 매우 크기 때문에 보정인자가 정해지지 않아 보정인자가 0으로 결정되었다. 핵분열물질인 U-235, Pu-239 및 Pu-241의 보정인자는 1.0보다 크게 결정되고, 비핵분열물질은 1.0보다 작게 결정되었다. 따라서 이 보정인자를 핵종량 계산값에 곱해서 보정된

핵종량을 결정하고, 이를 핵임계도 계산에 사용하면 보수적인 핵임계 안전성 평가를 수행할 수 있다.

7. 결론 및 향후계획

가압경수로의 사용후핵연료에 포함된 핵종들의 양을 정확히 예측하는 것으로 알려진 SAS2H와 SWAT의 계산값을 실험값과 비교분석하고, 궁극적으로 보정인자를 결정하였다. 계산오차에 대한 개략적인 분석을 하였지만, 오차가 큰 경우에 대한 정밀한 분석을 통하여 오차의 근본적인 원인이 규명되어야 할 것이다.

현재 70 여개의 유효한 실험자료를 확보하고 있지만, 전체 가압경수로 사용후핵연료에서 무작위로 추출했다는 보장을 할 수 없다. 이를 해결하기 위해, 무작위 추출과정을 거쳐서 샘플을 재구성하는 과정이 필요하다고 생각된다. 그리고 실험자료 수가 매우 적은 핵종이 상당수 있다. 즉, 실험자료수가 3인 경우가 12 개 핵종이나 된다. 앞으로 이들 핵종의 실험자료가 추가 되어야 할 것으로 생각되며, 최근 일본에서 수행한 실험자료가 공개되어 일부 핵종에 대한 실험자료 확보에 큰 도움이 될 것이다.

본연구는 과학기술부의 원자력 연구개발사업의 일환으로 SF특성계량화 기술개발과제에서 수행한 것임.

참 고 문 헌

[1] Department of Chemistry, *Dissolution Studies of Spent Fuels*, JAERI-M 91-010 (1991).

[2] L.C. Leal et al., "Automatic Rapid Processing Cross Section Libraries for the Prediction of PWR Spent Fuel Isotopic Compositions," CONF-950420 –13 (1995).

[3] C. C. Thomas, *Spent-Fuel Composition: A Comparison of Predicted and Measured Data*, LA-8764-MS (1981).

[4] J. C. Mailen and J. W. Roddy, "How Well Does ORIGEN Predict Spent LWR Fuel Characteristics ?" CONF-870306 –7, March 1-5, Proc. of Waste Management '87, 1987, Tucson, USA (1987)

[5] J. W. Roddy and J. C. *Mailen, Radiological Characteristics of Light-Water Reactor Spent Fuel: A literature Survey of Experimental Data*, ORNL-TM-10105 (1987).

[6] Allen G. Croff, Comparison of Experimentally Determined Spent-Fuel Comparisons with ORIGEN2 Calculations, Proc. of the 1981 Winter Meeting of the American Nuclear Society (1981).

[7] Douglas W. Akers, *Verification of the ORIGEN2 code Analysis for the TMI-2 Reactor Core*, EGG-M –34487 (1989).

[8] William C. Horak and Ming-Shih Lu, *Literature Review of United States Utilities Computer codes for Calculating Actinide Isotope Content in Irradiated Fuel*, BNL –52316 (1991).

[9] H. S. Shin, K, M. Bae, S. G. Ro, D, S, Ku, and I. K, Kim, "Determination of Correction Factors for Conservative Prediction of Spent Fuel Composition," Korea Nuclear Society (1999).

[10] H. S. Shin, S. G. Ro, K. M. Bae, I. S. Kim and Y. J. Shin, "Application of Burnup Credit for PWR Spent Fuel Storage Pool," JAERI-Conf 99-004(part 1), pp. 68-76 (1999).

[11] O. W. Hermann, S. M. Bowman, M. C. Brady, and C. V. Parks, "Validation of the Scale System for PWR Spent Fuel Isotopic Composition Analyses," ORNL/TM-12667, Oak Ridge National Laboratory (1995).

[12] M. D. Dehart and O. W. Hermann, "An Extension of the Validation of SCALE (SAS2H) Isotopic Predictions for PWR Spent Fuel," ORNL/TM-13317 (1996).

[13] Topical Report on Actinide-only Burnup Credit for PWR Spent Nuclear Fuel Package, Rev. 1, DOE/RW-0472 Rev. 1, U.S. Department of Energy (1997).

[14] Meraj Rahimi, "Isotopic and Criticality Validation for PWR Actinide-only Burnup Credit," DOE/RW-0497, U.S. Department of Energy (1997).

[15] Y. Naito et al., *Data Book of the Isotopic Composition of Spent Fuel in Light Water Reactors*, JAERI-M 94-034 (1994).

[16] H. Mochizuki and K, Suyama, *Improvement of Spent Fuel COMPOsition DataBase System on WWW – SFCOMPO on WWW ver. 2*-, JAERI-Date/Code Report on New version SFCOMPO (to be printed) (2000).

[17] P. Barbero, et al., "Post irradiation analysis of the origheim pwr spent fuel," European Appl. Res. Rept. - Nucl. Sci. Technol.,Vol. 2, No. 1,pp. 129-177(1980).

[18] U.S. Nuclear Regulatory Commission, "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation," NUREG/CR-0200, Rev.6 (ORNL/NUREG/CSD-2/R6), Vols. 1, 2, and 3, Oak Ridge National Laboratory (1998).

[19] K, Suyama et al., Improvement of Burnup Code System SWAT for Use in Burnup Credit Problem, in proceeding of PHYSOR 96, Vol. 4, ppL53-62, Mito, Japan, September 16-20(1996).

[20] K. Suyama et al., "Validatin of SWAT for Burnup Credit Problems by Analysis of PIE of 17x17 PWR Fuel Assembly, the 12th Int. Conf. On the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, pp239-244, Paris, France, May 10-15(1998).

[21] O. W. Hermann and R. M. Westfall, *ORIGEN-S : Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Production Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms, Sect. F7 of Scale*, NURGE/CR-0200, Rev. 4, Vol. I.II and III (1990).

[22] Okumura et al., *SRAC95; General Purpose Neutronics Code System*, JAERI-Data/Code 96-015(1996).

[23] G. Croff, *A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code*, ORNL/TM-7175 (1980).

[24] Croff, ORIGEN-2: A versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials, Nucl. Technol., 62, pp335-352 (1983).

[25] Nakagawa et al., “Japanese Evalulated Nuclear Data Library Version 3 Revision-2: JENDL-3.2,” J. Nucl. Sci. Technol., 32, pp1259-1271 (1995).

[26] K. Tasaka et al., *JNDC Nuclear Data Library of Fission Productions – second version*, JAERI-1320(1990).

[27] R.E. Walpole and R.H. Myers, *Probability and statistics for engineers and scientists*, 5th, Prentice Hall (1993).

[28] R, E. Odeh and D. B. Owen, *Table for Normal Tolerance Limits, Sampling Plans, and Screening*, Marcel Dekker, Inc.(1980).

[29] M. D. DeHart et al., “Validation of a Method for Prediction of Isotopic Concentrations in Burnup Credit Applications,” Proc. of the 5th Int. Conf. On Nuclear Criticality Safety, Sept. 17-21, 1995, Albuquerque, USA (1995).

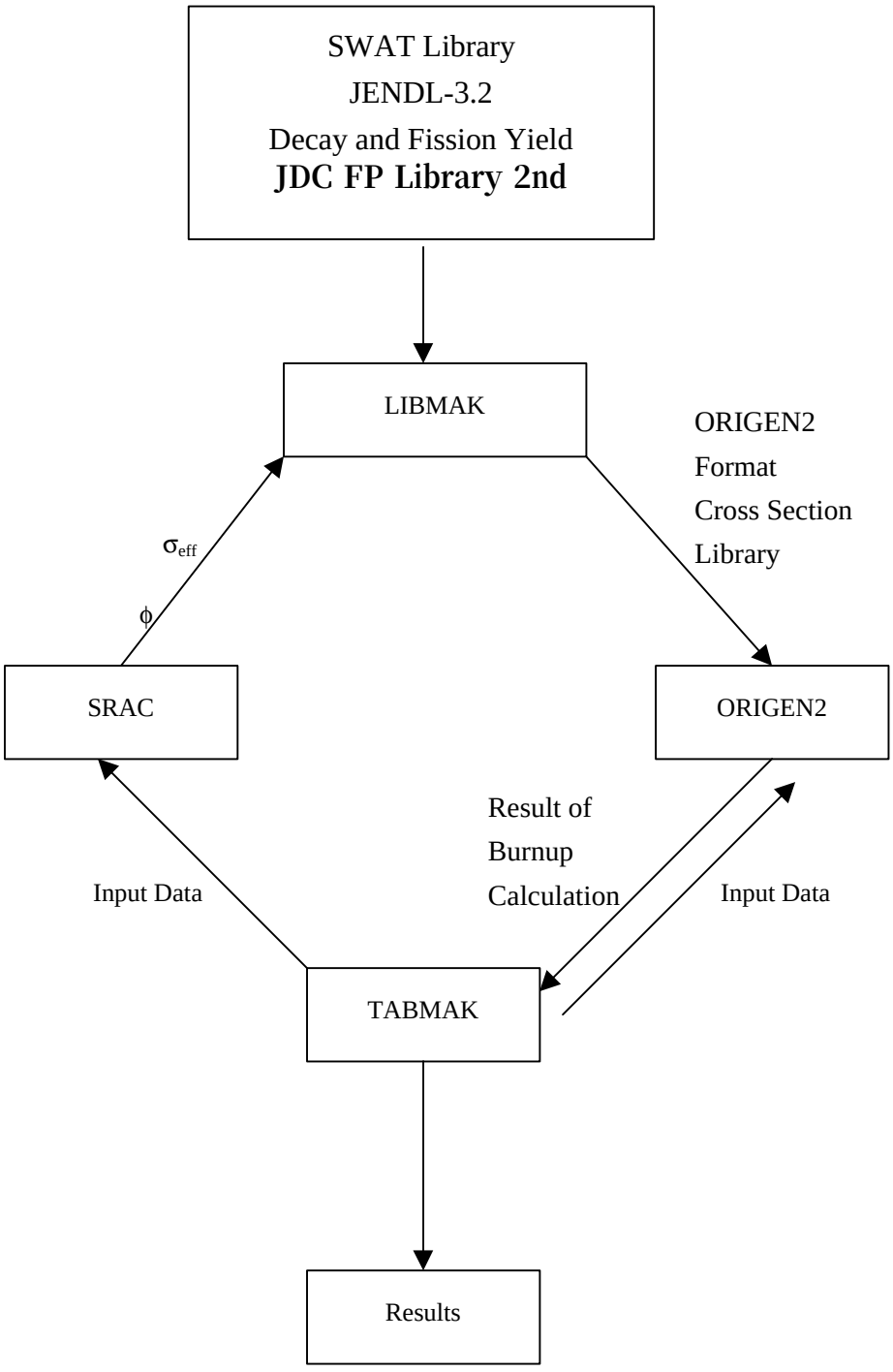

Fig. 1. Flow of Calculation in SWAT.

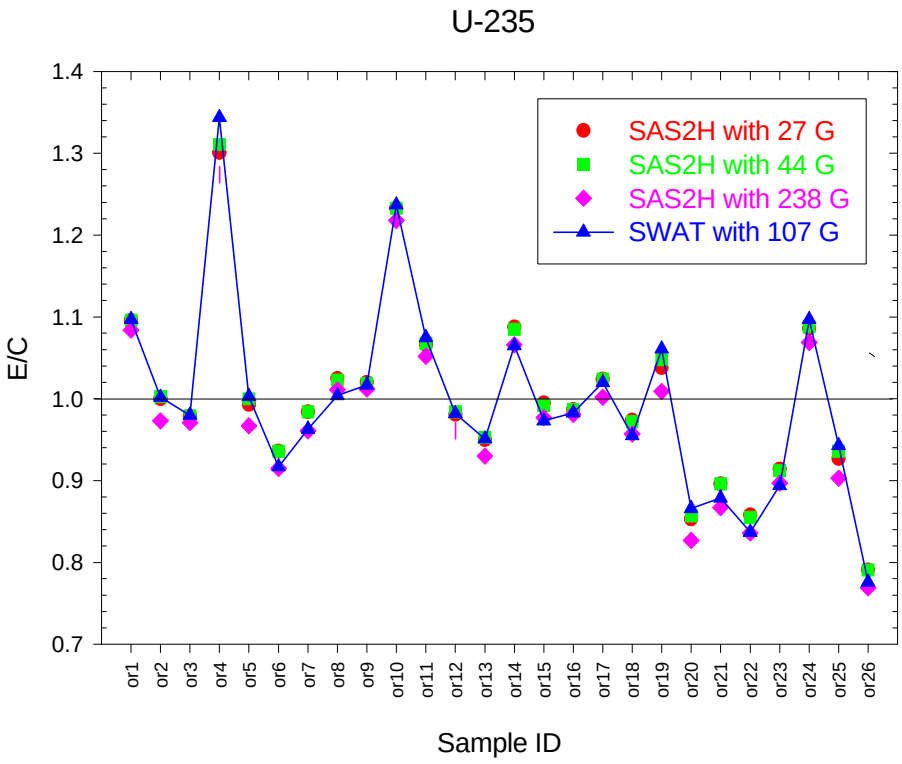

Fig. 2. Comparison of U-235 Measured-to-Calculated Ratios.

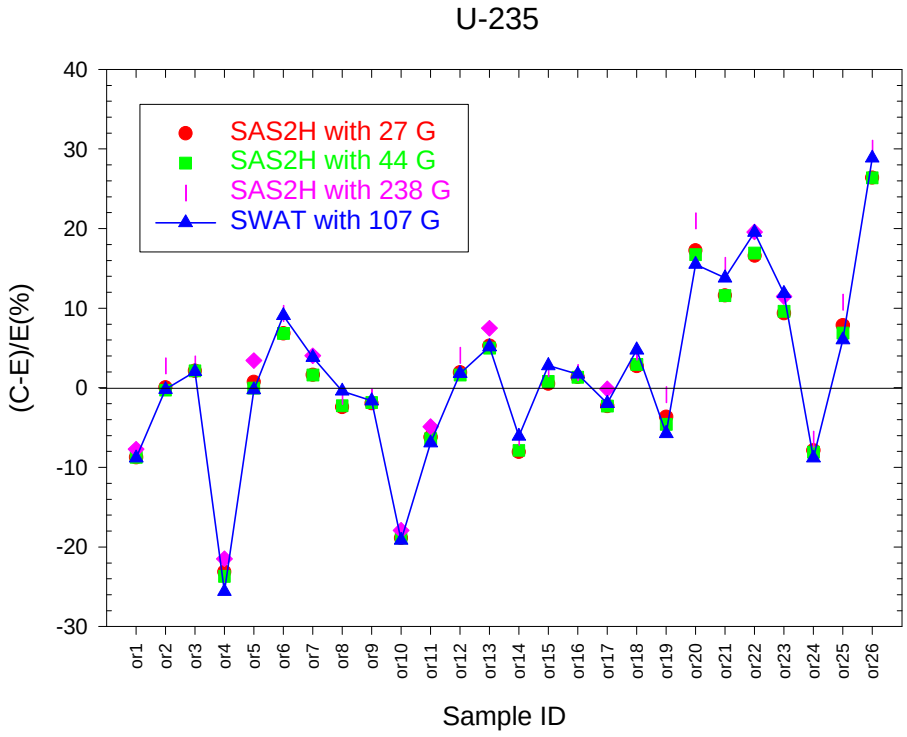

Fig. 3. Relative Errors of U-235 Calculated Compositions against Sample ID.

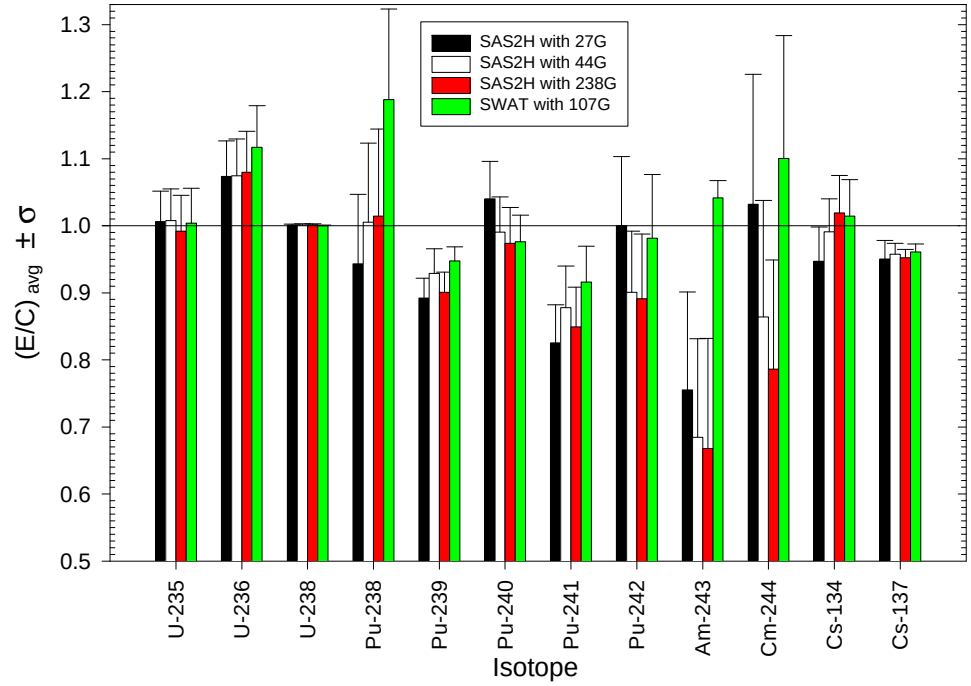

Fig. 4. Comparison of the Average Measured-to-calculated Ratios and Standard Deviations.

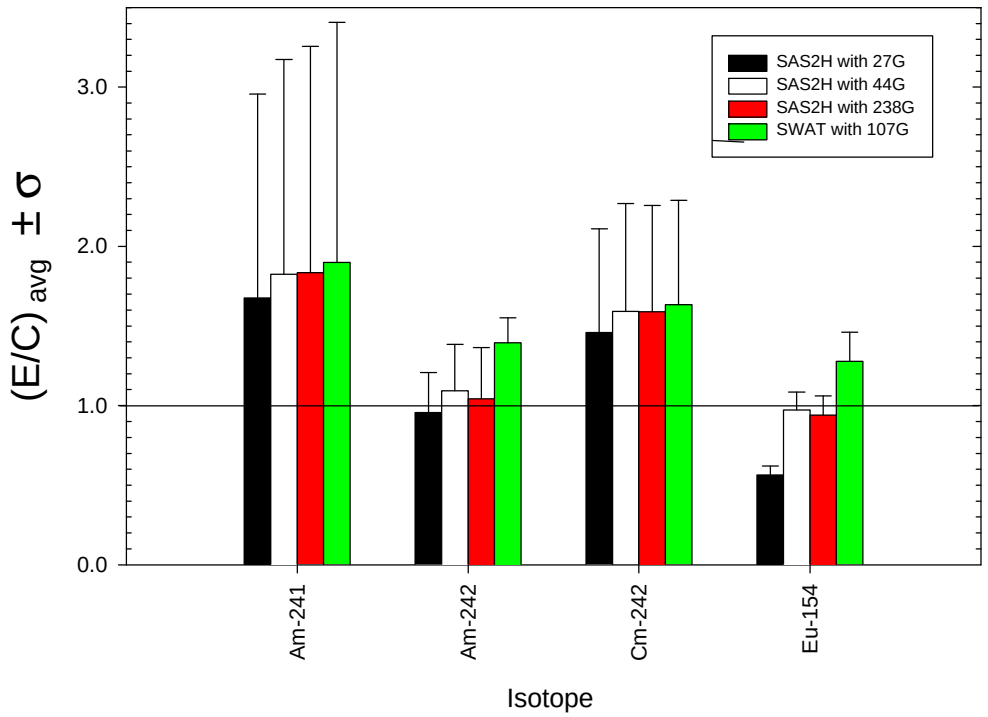

Fig.5. Comparison of the Average Measured-to-calculated Ratios and Standard Deviations for the large deviation nuclides.

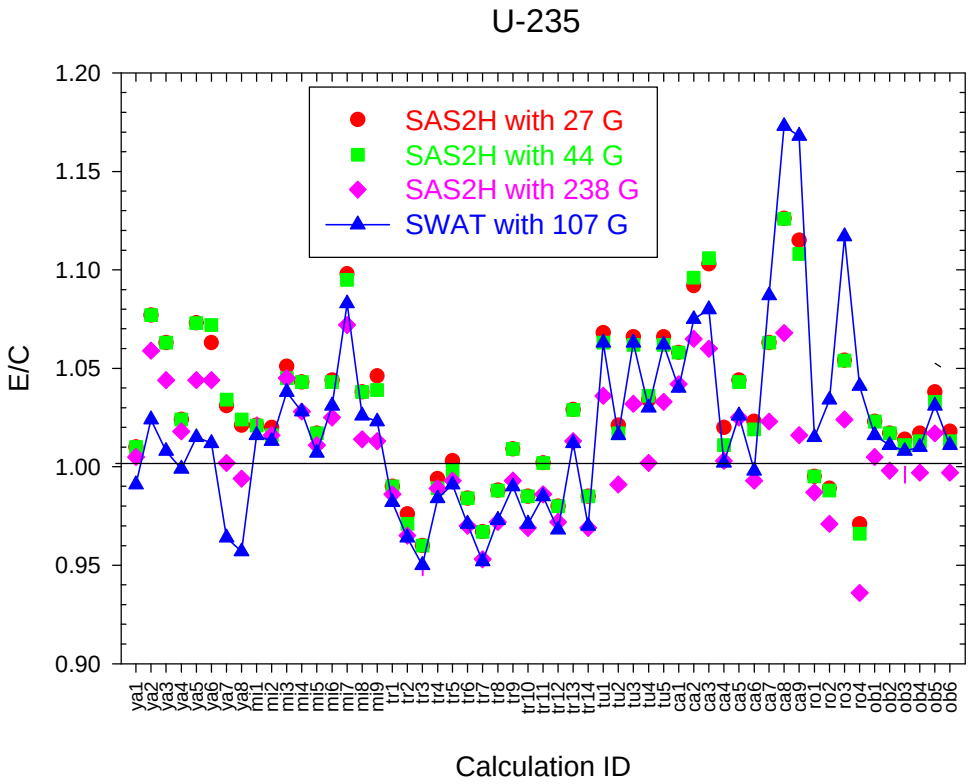

Fig. 6. Comparison of U-235 Measured-to-Calculated Ratios.

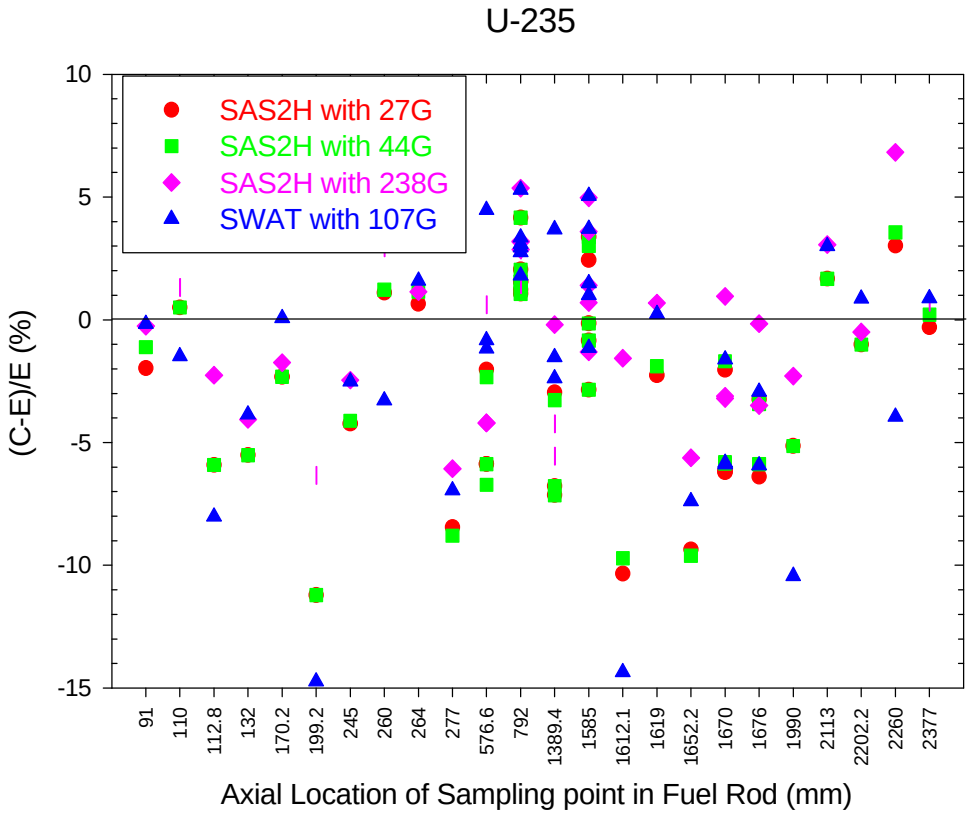

Fig. 7. Relative Errors of U-235 Calculated Compositions.

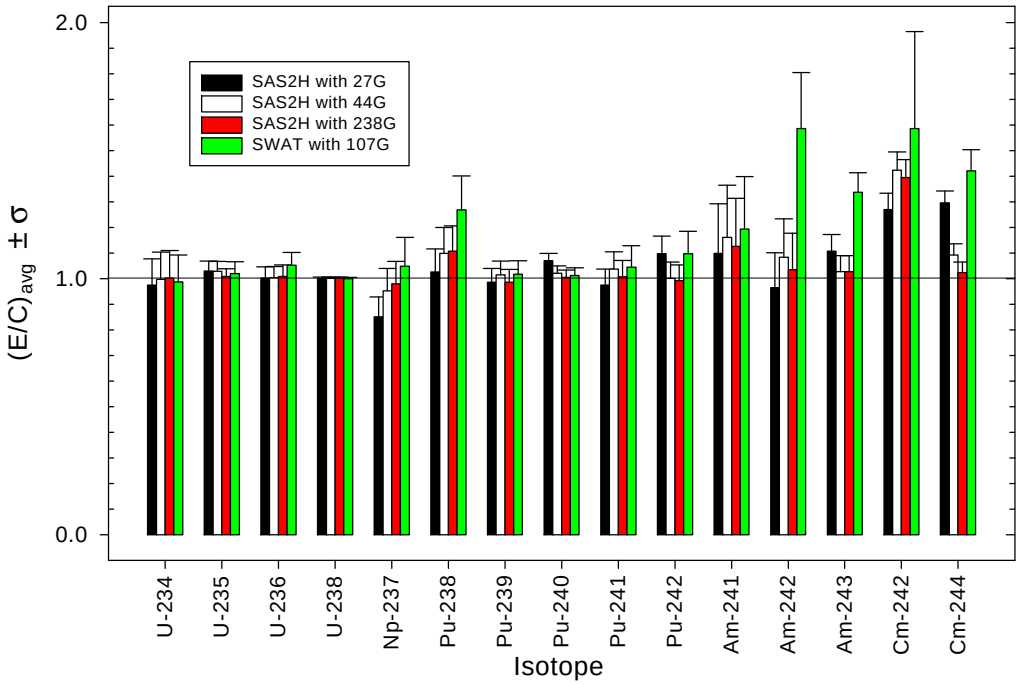

Fig. 8. Comparison of the Average Measured-to-Calculated Ratios and Standard Deviations for Actinides.

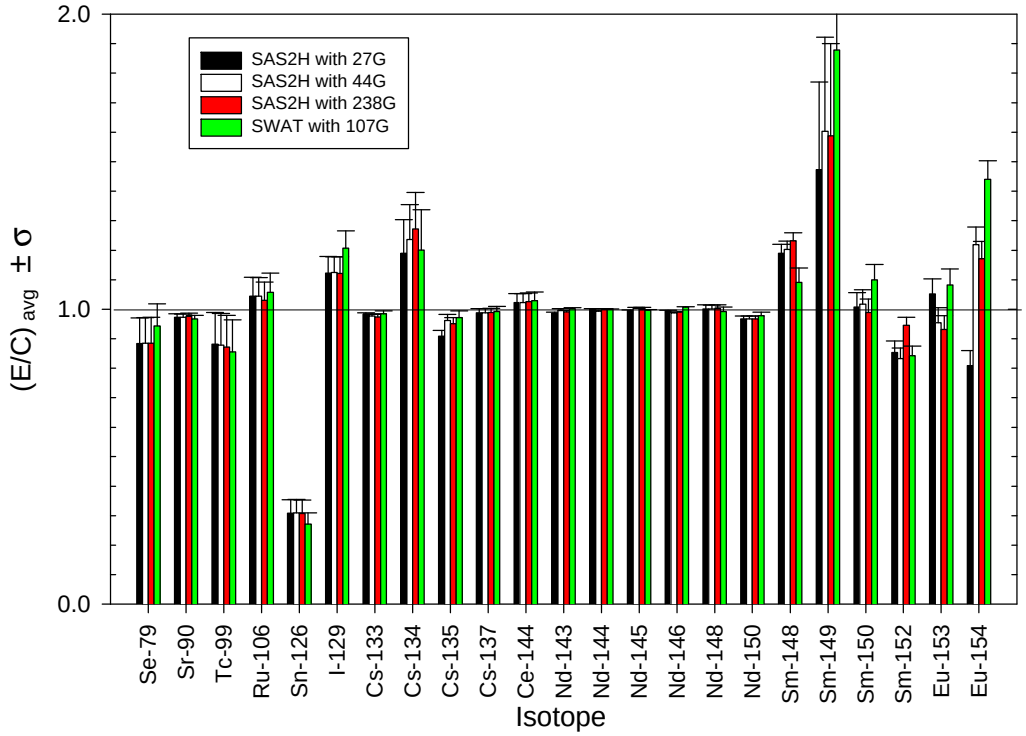

Fig. 9. Comparison of the Average Measured-to-Calculated Ratios and Standard Deviations for Fission Products.

Table 1. Operating Parameters for 55 Spent PWR Fuel Samples

Reactor	Assembly ID	Calculation Sample ID	Enrichment (U-235 wt%)	Burnup (GWd /tU)	Cooling Time (d)	Axial Location (cm)	Temperature(℃)			Water Density (g/cm^3)
							Fuel	Cladding	Coolant	
Yankee rowe	E6-C-f6	ya1	3.400	15.95	281.5	220.22	771.3	559.1	548.7	0.770
	E6-C-f6	ya2	3.400	30.39	717.0	138.94	889.5	560.2	540.8	0.783
	E6-C-f6	ya3	3.400	31.33	281.5	57.66	876.6	550.8	531.7	0.797
	E6-C-f6	ya4	3.400	20.19	281.5	17.02	787.1	540.6	528.0	0.803
	E6-SE-c2	ya5	3.400	32.03	281.5	138.94	889.5	560.2	540.8	0.783
	E6-SE-c2	ya6	3.400	31.41	281.5	57.66	876.6	550.8	531.7	0.797
	E6-SE-e4	ya7	3.400	35.97	281.5	138.94	889.5	560.2	540.8	0.783
	E6-SE-e4	ya8	3.400	35.26	281.5	57.66	876.6	550.8	531.7	0.797
Mihama-3	86b02	mi1	3.208	8.30	1825	-	923.0	600.4	560.4	0.752
	86b03	mi2	3.208	6.92	1825	-	863.0	633.6	593.6	0.679
	86g05	mi3	3.208	15.36	1825	-	823.0	611.7	71.7	0.730
	86g03	mi4	3.203	21.29	1825	-	933.0	625.4	585.4	0.700
	86g07	mi5	3.203	14.22	1825	-	863.0	600.3	560.3	0.755
	86c03	mi6	3.203	29.50	1825	-	863.0	600.3	560.3	0.752
	87c04	mi7	3.210	32.20	1825	-	891.0	607.0	567.0	0.739
	87c07	mi8	3.210	33.71	1825	-	905.0	600.8	560.8	0.751
	87c08	mi9	3.210	34.32	1825	-	913.0	625.9	585.9	0.698
Trino Vercellese	509-104-M11-7	tr1	3.897	12.04	10	79.2	001.0	570.0	543.0	0.780
	509-032-E11-4	tr2	3.130	15.38	10	158.5	015.0	570.0	557.0	0.755
	509-032-E11-7	tr3	3.130	15.90	10	79.2	001.0	570.0	543.0	0.780
	509-032-E11-9	tr4	3.130	11.53	10	26.4	927.0	570.0	537.0	0.789
	509-069-E11-1	tr5	3.130	12.86	10	237.7	915.0	570.0	563.0	0.737
	509-069-E11-2	tr6	3.130	20.60	10	211.3	968.0	570.0	561.0	0.741
	509-069-E11-4	tr7	3.130	23.72	10	158.5	015.0	570.0	553.0	0.755
	509-069-E11-7	tr8	3.130	24.30	10	79.2	001.0	570.0	540.0	0.780
	509-069-E5-4	tr9	3.130	23.87	10	158.5	015.0	570.0	553.0	0.755
	509-069-E5-7	tr10	3.130	24.55	10	79.2	001.0	570.0	540.0	0.780
	509-069-L11-4	tr11	3.130	23.93	10	158.5	015.0	570.0	553.0	0.755
	509-069-L11-7	tr12	3.130	24.36	10	79.2	001.0	570.0	540.0	0.780
	509-069-L5-4	tr13	3.130	24.33	10	158.5	015.0	570.0	553.0	0.755
	509-069-L5-7	tr14	3.130	24.31	10	79.2	001.0	570.0	540.0	0.780
Calvert Cliffs Units 1	D047-MKP109	ca1	3.038	27.35	1870	13.2	922.0	595.0	570.0	0.731
	D047-MKP109	ca2	3.038	37.12	1870	27.7	922.0	595.0	570.0	0.731
	D047-MKP109	ca3	3.038	44.34	1870	165.22	922.0	595.0	570.0	0.731
	D101-MLA098	ca4	2.720	18.68	2374	9.10	922.0	595.0	570.0	0.731
	D101-MLA098	ca5	2.720	26.62	2374	24.50	922.0	595.0	570.0	0.731
	D101-MLA098	ca6	2.720	33.17	2374	161.90	790.0	620.0	557.0	0.757
	BT03-NBD107	ca7	2.453	31.40	2447	11.28	841.0	620.0	558.0	0.757
	BT03-NBD107	ca8	2.453	37.27	2447	19.92	873.0	620.0	570.0	0.733
	BT03-NBD107	ca9	2.453	46.46	2447	161.21	816.0	620.0	557.0	0.758
Turkey point 3	D01-G9	tk1	2.556	30.72	927	-	880.0	620.0	558.0	0.757
	D01-G10	tk2	2.556	30.51	927	-	910.0	620.0	570.0	0.734
	D01-H9	tk3	2.556	31.56	927	-	790.0	620.0	557.0	0.758
	D04-G9	tk4	2.556	31.26	927	-	841.0	620.0	557.0	0.758
	D04-G10	tk5	2.556	31.31	927	-	873.0	620.0	570.0	0.758
H. B. Rorinson	N-9B-S	ro1	2.560	16.02	3936	-	743.0	595.0	559.0	0.687
	N-9B-N	ro2	2.560	23.81	3936	-	830.0	595.0	559.0	0.687
	N-9C-J	ro3	2.560	28.47	3631	-	883.0	595.0	576.0	0.656
	N-9C-D	ro4	2.560	31.66	3631	-	923.0	595.0	579.0	0.650
Orrigheim	170-94	or1	3.130	25.93	10	-	846.0	605.0	572.0	0.728
	172-92	or2	3.130	26.54	10	-	841.0	605.0	572.0	0.728
	176-91	or3	3.130	27.99	10	-	849.0	605.0	572.0	0.728
	168-86	0b4	3.130	28.40	10	-	859.0	605.0	572.0	0.728
	171-89	0b5	3.130	29.04	10	-	867.0	605.0	572.0	0.728
	176-90	or6	3.130	29.52	10	-	771.3	560.2	540.8	0.783

Table 2. Design Specifications for Origheim Spent Fuel

Design Specification	Value
Fuel Rod	
-Pellet Density	10.422 g/cm^3
-Pellet Diameter	0.9040 cm
-Cladding ID	0.9318 cm
-Cladding OD	1.0760 cm
-Pitch	1.4300 cm
Assembly	
-Rod No	180
-Array	14 x 14
-Inlet/Outlet Coolant Temperature	283/313 °C

Table 3. Operating Parameters for 26 Obrigheim Samples

Calculation Sample ID	Sample ID	Measurement Institute	Enrichment (U-235 wt%)	Burnup (GWd /tU)	Axial Location (cm)	Temperature(℃)		
						Fuel	Cladding	Coolant
or1	D1-P1	Karlsruhe	3.00	21.17	15.0	900.0	600.0	556.3
or2	D1-P3	Ispra	3.00	33.75	143.5	900.0	600.0	570.5
or3	E3-P1	Ispra	3.00	20.18	15.0	900.0	600.0	556.3
or4	E3-P2	Karlsruhe	3.00	35.10	31.5	900.0	600.0	557.0
or5	E3-P3	Ispra	3.00	36.26	143.5	900.0	600.0	570.5
or6	E3-P4	Ispra	3.00	30.89	231.5	900.0	600.0	582.8
or7	E3-P4	Karlsruhe	3.00	30.94	231.5	900.0	600.0	582.8
or8	E3-P5	Ispra	3.00	22.86	258.5	900.0	600.0	585.0
or9	G7-P1	Ispra	3.00	17.13	15.0	900.0	600.0	556.3
or10	G7-P1	Karlsruhe	3.00	22.70	15.0	900.0	600.0	556.3
or11	G7-P2	Ispra	3.00	25.83	31.5	900.0	600.0	557.0
or12	G7-P3	Ispra	3.00	31.50	143.5	900.0	600.0	570.5
or13	G7-P3	Karlsruhe	3.00	31.14	143.5	900.0	600.0	570.5
or14	G7-P4	Ispra	3.00	27.71	231.5	900.0	600.0	582.8
or15	G7-P5	Karlsruhe	3.00	25.81	258.5	900.0	600.0	585.0
or16	M14-P1	Karlsruhe	3.00	15.60	15.0	900.0	600.0	556.3
or17	M14-P3	Ispra	3.00	29.36	143.5	900.0	600.0	570.5
or18	M14-P4	Karlsruhe	3.00	24.90	231.5	900.0	600.0	582.8
or19	G14-P3(1)	Ispra	2.83	38.10	132.8	900.0	600.0	568.8
or20	G14-P3(1)	Karlsruhe	2.83	36.88	132.8	900.0	600.0	568.8
or21	G14-P4(1)	Ipara	2.83	35.64	220.6	900.0	600.0	581.6
or22	G14-P5(1)	Ispra	2.83	30.16	242.6	900.0	600.0	583.8
or23	G14-P5(2)	Ispra	2.83	24.22	254.7	900.0	600.0	584.8
or24	K14-P1	Ispra	2.83	25.45	15.0	900.0	600.0	556.3
or25	K14-P3(1)	Ispra	2.83	36.67	132.8	900.0	600.0	568.8
or26	K14-P4(1)	Karlsruhe	2.83	32.90	220.6	900.0	600.0	581.6

* Cooling Time: 0.0 day

*Cooling Water Density:

-SAS2H: 0.8238 g/cm^3

-SWAT: water density, corresponding to the coolant temperature, is calculated in SWAT.

Table 4. U-235 Relative errors of SAS2H and SWAT Calculated Compositions in the Case of 26 Obrigheim Spent Fuel Samples

Sample Id	Enrich-ment (wt%)	Axial-Location (cm)	Burnup (GWd/tU)	Exp. Data (g/1tU, Initial)	(Cal.-Exp.)/Exp.			
					SAS2H			SWAT
					27 G	44 G	238 G	107 G
Or23	2.830	254.7	24.220	8.940E+03	9.351	9.620	11.454	11.857
or24	2.830	15.00	25.450	1.000E+04	-7.880	-8.110	-6.470	-8.830
or22	2.830	242.6	30.160	6.270E+03	16.571	16.938	19.569	19.522
or26	2.830	220.6	32.900	5.040E+03	26.369	26.369	30.099	28.849
or21	2.830	220.6	35.640	4.950E+03	11.576	11.576	15.374	13.798
or25	2.830	132.8	36.670	4.860E+03	7.840	6.872	10.741	6.008
or20	2.830	132.8	36.880	4.410E+03	17.234	16.712	20.975	15.488
or19	2.830	132.8	38.100	5.050E+03	-3.663	-4.594	-0.871	-5.743
or16	3.000	15.00	15.600	1.570E+04	1.338	1.338	1.911	1.720
or9	3.000	15.00	17.130	1.520E+04	-1.974	-1.842	-1.184	-1.645
or3	3.000	15.00	20.180	1.280E+04	2.109	2.109	2.969	2.031
or1	3.000	15.00	21.170	1.370E+04	-8.759	-8.759	-7.737	-8.832
or10	3.000	15.00	22.700	1.440E+04	18.889	18.889	17.917	19.167
or8	3.000	258.0	22.860	1.190E+04	-2.437	-2.269	-1.092	-0.420
or18	3.000	231.0	24.900	1.030E+04	2.718	2.913	4.466	4.757
or15	3.000	258.0	25.810	1.010E+04	0.495	0.792	2.376	2.772
or11	3.000	31.00	25.830	1.080E+04	-6.204	-6.389	-4.907	-6.944
or14	3.000	231.0	27.710	1.010E+04	-8.089	-7.861	-6.228	-6.099
or17	3.000	143.0	29.360	8.780E+03	-2.301	-2.301	-0.159	-1.970
or6	3.000	231.0	30.890	7.480E+03	6.818	6.818	9.332	9.064
or7	3.000	231.0	30.940	7.840E+03	1.620	1.620	4.018	3.814
or13	3.000	143.0	31.140	7.500E+03	5.280	4.973	7.480	5.147
or12	3.000	143.0	31.500	7.610E+03	1.905	1.603	4.074	1.787
or2	3.000	143.0	33.750	6.930E+03	0.043	-0.303	2.756	-0.216
or4	3.000	31.00	35.100	8.440E+03	23.152	23.709	21.481	25.616
or5	3.000	143.5	36.260	6.090E+03	0.722	-0.049	3.415	-0.263

Table 5. Correction Factors for 38 nuclides

Nuclide	Tolerance Limit Factor	Data#	Correction Factor			
			SAS2H			SWAT
			27 G	44 G	238 G	107 G
U-234	2.292	25	0.7386	0.7548	0.7581	0.7472
U-235	1.987	71	1.1057	1.1047	1.0749	1.1091
U-236	1.987	71	0.9103	0.9116	0.9140	0.9519
U-238	2.005	65	0.9919	0.9918	0.9923	0.9920
Np-237	2.671	13	0.6435	0.7173	0.7485	0.7462
Pu-238	2.060	51	0.7905	0.8404	0.8516	0.9830
Pu-239	1.987	71	1.0901	1.1166	1.0819	1.1104
Pu-240	1.987	71	0.9864	0.9433	0.9274	0.9407
Pu-241	1.987	71	1.1145	1.1858	1.1484	1.1984
Pu-242	1.999	67	0.8986	0.8166	0.8113	0.8882
Am-241	2.371	21	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
Am-242	3.187	8	0.5196	0.5946	0.5793	0.9371
Am-243	3.187	8	0.5205	0.4822	0.4727	0.7937
Cm-242	2.220	30	0.4265	0.4974	0.4863	0.4665
Cm-244	2.208	31	0.7302	0.6135	0.5742	0.8561
Se-79	3.031	9	0.6218	0.6204	0.6197	0.7174
Sr-90	3.031	9	0.9387	0.9371	0.9406	0.9308
Tc-99	2.671	13	0.5931	0.5919	0.5820	0.5623
Ru-106	5.144	4	0.7161	0.7200	0.7140	0.7180
Sn-126	3.708	6	0.1405	0.1396	0.1392	0.1279
I-129	7.656	3	0.6838	0.7162	0.6845	0.7592
Cs-133	7.656	3	0.9399	0.9177	0.9027	0.9092
Cs-134	2.275	26	0.7727	0.8013	0.8238	0.8056
Cs-135	3.031	9	0.8513	0.9019	0.8883	0.9036
Cs-137	2.158	36	0.9318	0.9317	0.9317	0.9394
Ce-144	5.144	4	0.8669	0.8669	0.8773	0.8759
Nd-143	7.656	3	0.9591	0.9719	0.9576	0.9759
Nd-144	7.656	3	0.9869	0.9690	0.9869	0.9863
Nd-145	7.656	3	0.9845	0.9774	0.9807	0.9828
Nd-146	7.656	3	0.9884	0.9797	0.9873	0.9955
Nd-148	2.524	16	0.9661	0.9671	0.9658	0.9519
Nd-150	7.656	3	0.8992	0.8992	0.8992	0.8855
Sm-148	7.656	3	0.9619	0.9862	1.0248	0.7183
Sm-149	7.656	3	0.0000	0.0000	0.0000	0.0000
Sm-150	7.656	3	0.6426	0.6403	0.6436	0.6965
Sm-152	7.656	3	0.5571	0.5620	0.7353	0.6010
Eu-153	7.656	3	0.6654	0.5664	0.5699	0.6714
Eu-154	2.423	19	0.3806	0.7385	0.7168	1.0064