

# РАСЧЕТНЫЙ БЕНЧМАРК ПО АКТИВАЦИИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА АМ

**Р.И. Мухамадеев, А.Л. Суворов**

*ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г.Обнинск*



В статье приводится описание разработанного расчетного бенчмарка по выводу из эксплуатации Первой АЭС. В бенчмарке предлагается рассчитать два основных функционала: 1) абсолютные плотности потока нейтронов (в функции энергии нейтронов и расстояний от активной зоны); 2) удельная наведенная за время работы активность (в функции расстояния от активной зоны и времени после останова реактора).

В настоящее время все большую актуальность приобретает проблема вывода из эксплуатации реакторов, выработавших свой ресурс. С этой проблемой связаны корректная оценка накопленной активности, определение сроков выдержки и рациональное построение планов демонтажа и кондиционирования радиоактивных отходов.

Корректная оценка накопленной активности - отправная точка построения плана вывода из эксплуатации. К настоящему моменту созданы и используются различные коды [1-4], часть из которых позволяет проводить расчеты переноса излучений и оценивать изменение во времени изотопного состава конструкционных материалов. Использование бенчмарков для тестирования кодов дает возможность повысить надежность результатов и улучшать функциональность кодов.

Предлагается использовать в качестве бенчмарка одномерную модель боковой защиты реактора АМ для расчета радиационных и активационных функционалов и последующего обмена результатами с целью сравнительного анализа используемых библиотек констант и возможностей кодов.

АМ - исследовательский уран-графитовый реактор с водяным теплоносителем. Введен в эксплуатацию в июне 1954 г., проработал более 45 лет. Полная энерговыработка составляет 2570 ГВт-час. Реактор АМ использовался для испытаний новых типов ТВС, производства радионуклидов и радиофармпрепаратов.

На рис.1 показан вертикальный разрез реактора. Основным конструктивным элементом реактора является графитовая кладка, представляющая собой вертикальный цилиндр диаметром 3 м и высотой 4.5 м. Ее центральная часть диаметром 1.5 м и высотой 1.7 м представляет собой активную зону. Она состоит из 151 шестигранных колонн с отверстиями диаметром 65 мм. Эти отверстия предназначены для 128 ТВС и 23 каналов РР и стержней АЗ. Ячейки графитовой кладки образуют треугольную решетку с шагом 120 мм. Толщина бокового отражателя равна 75 см, нижнего - 70 см, верхнего - 70 см.

© Р.И. Мухамадеев, А.Л. Суворов, 2001

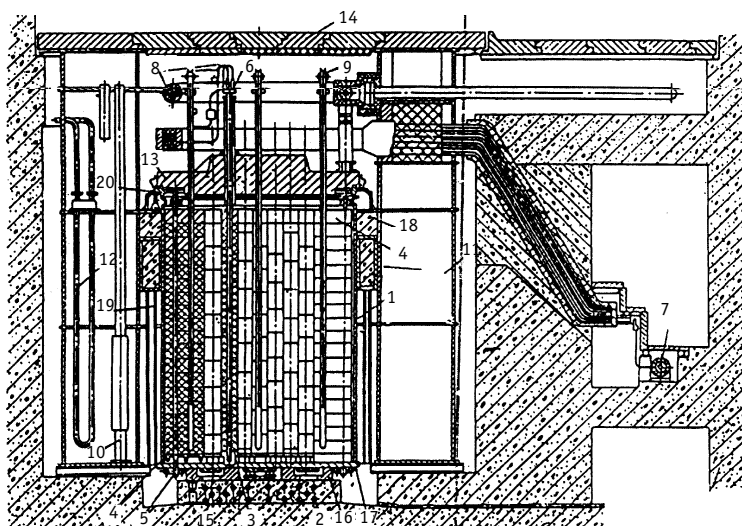


Рис.1. Схема реактора АМ:

- |                                            |                                       |
|--------------------------------------------|---------------------------------------|
| 1 - кожух реактора                         | 11 - бак водной защиты                |
| 2 - система охлаждения бетона нижней плиты | 12 - система охлаждения ББЗ           |
| 3 - активная зона                          | 13 - верхняя плита                    |
| 4 - отражатель                             | 14 - верхняя защита (чугун)           |
| 5 - система охлаждения отражателя          | 15 - система охлаждения опорной плиты |
| 6 - топливная сборка                       | 16 - нижние опоры                     |
| 7 - входной коллектор                      | 17 - нижняя плита                     |
| 8 - выходной коллектор                     | 18 - бетон верхней защиты             |
| 9 - стержень управления                    | 19 - опоры верхней бетонной защиты    |
| 10 - ионизационная камера                  | 20 - фланец кожуха                    |

Верхняя радиационная защита над верхним отражателем состоит из слоя графита 140 см и чугуна 70 см (блоки высотой 20 см и верхняя плита). Толщина верхней плиты над блоками выше бокового отражателя равна 25 см. Верхняя защита трубопроводов с теплоносителем – 20 см чугуна.

Кладка реактора заключена в цилиндрический стальной кожух. Боковая защита: водяной бак – 100 см, бетон – 300 см. Между кожухом и водяным баком находится верхняя бетонная защита (45 × 120 см). Нижняя стальная плита, нижняя плита и ее опоры (чугун) и бетонное основание расположены под реактором.

### **ЗАДАЧА 1А. РЕАКТОР АМ – ИСТОЧНИК ИЗЛУЧЕНИЯ, ПЕРЕНОС НЕЙТРОНОВ В БОКОВОЙ ЗАЩИТЕ**

1. Тип задачи – плоская бесконечная геометрия

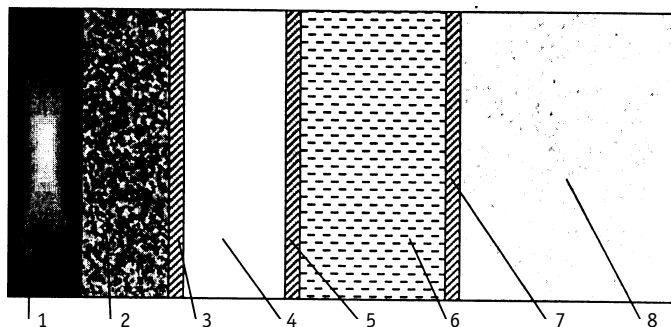


Рис.2. Расчетная схема задачи: 1 - активная зона; 2 - отражатель; 3 - кожух реактора; 4 - монтажное пространство; 5 - внутренняя стенка ББЗ; 6 - вода; 7 - наружная стенка ББЗ; 8 - бетонная защита

Таблица 1

**Размер зон и их соответствие  
материальному составу композиций**

Геометрическая зона	Размер (толщина), см	Композиция
Активная зона	75	1
Отражатель	75	2
Кожух реактора	0.8	3
Монтажное пространство	90	4
Внутренняя стенка ББЗ	1.2	3
Вода	100	5
Наружная стенка ББЗ	1.2	3
Бетонная защита*	300	6

Примечание. \* - расчет производить для первых 100 см

2. Спектр источника и его мощность:
- источник равномерно распределен по объему активной зоны;
  - число делений в  $1 \text{ см}^3/\text{с } Q_v = 4.518 \times 10^{10}$ .
3. Граничные условия:
- левая граница - зеркальное отражение (условие симметрии);
  - правая граница - вакуум.
4. Материальный состав зон ( $\times 10^{24}$  ядер/ $\text{см}^3$ ):
- композиция 1 - источник (активная зона);
  - композиция 2 – отражатель;
  - композиция 3 – воздух;
  - композиция 4 – сталь;
  - композиция 5 – вода;
  - композиция 6 - бетон строительный.
- Для элементов (если не оговорено особо) принят естественный\* изотопный состав.

Таблица 2

**Материальный состав композиций  
( $\times 10^{24}$  ядер/ $\text{см}^3$ )**

	1	2	3	4	5	6
H					.067	.655E-02
C	.0770	.0803				
N			.3910E-04			
O			.1045E-04		.0335	.458E-01
Si						.153E-01
Al						.225E-02
Ca						.226E-02
Fe				.08480		.139E-02
Ni				.6692E-04		
Nb				.5100E-06		
<sup>235</sup> U	.1868E-04					
<sup>238</sup> U	.2926E-03					
Плотность, г/см <sup>3</sup>		1.6	$1.3 \times 10^{-3}$	7.8	1	2.2

\* Поскольку естественный изотопный состав в разных справочниках и программных комплексах может варьироваться в достаточно широких пределах, то для унификации нормировки принят естественный изотопный состав элементов из справочника «Handbook of Nuclear Activation Data». Technical Reports Series № 273. IAEA. - Vienna, 1987

## 5. Температура

Зона	Температура, °C
Активная зона	450
Отражатель	330
Кожух реактора	200
Монтажное пространство	20
Передняя стенка ББЗ	20
Вода	20
Задняя стенка ББЗ	20
Бетонная защита	20

## 6. Расчетный функционал

- спектры (абсолютные значения плотности потока нейтронов во всем рассчитанном энергетическом диапазоне) на границах геометрических зон (подобласть 1 см на правой и левой границах) и усредненные по геометрическим зонам.

**ЗАДАЧА 1 Б. ОЦЕНКА АКТИВНОСТИ МАТЕРИАЛОВ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА АМ**

1. Для расчетов активации состав микропримесей в ppm (part per million – весовой процент содержания примеси, иначе говоря, грамм примеси на одну тонну материала) в материальных композициях принять соответствующим табл. 3, при этом изотопный состав элементов соответствует естественному\*.

Таблица 3

**Микропримеси (в ppm) в материальных композициях**

Элемент	1	2	4	5	6
Li	1	1			
Ca	1	1		1	1
N	1	1			
C	1	1			
Cl	1	1			
Fe			1	1	1
Ni	1	1	1	1	1
Co	1	1	1	1	1
Nb			1	1	
Ag	1	1	1	1	
Cs	1	1			
Eu	1	1			1
Sm	1	1			

## 2. Временные параметры

Предлагаются 2 варианта расчетных заданий распределению плотности делений по активной зоне (при равномерном распределении плотности делений по активной зоне).

2.1. Постоянная мощность (соответствует  $Q_v = 3.590 \times 10^{10}$  делений в  $1 \text{ см}^3/\text{с}$ ) - время облучения 50 лет.

2.2. Мощность меняется во времени (табл.4).

2.3. Времена выдержки 0, 25, 75, 100 лет в обоих вариантах расчета.

## 3. Расчетный функционал

- удельная активность (Бк/г) продуктов активации (с  $T_{1/2} > 1$  года) в заданные моменты времени на границах зон защиты (подобласть 1 см на правой и левой границах)

Таблица 4

№ временного интервала	Время работы, лет	Удельная мощность, делений в 1см <sup>3</sup> /с	Примечание
1	15	4.518х10 <sup>10</sup>	—
2	3	0.0	Реконструкция
3	15	4.030х10 <sup>10</sup>	—
4	3	0.0	Реконструкция
5	14	3.664х10 <sup>10</sup>	—

и средняя по каждой зоне.

**ФОРМАТ ВЫДАЧИ**

Названия программных кодов и константных библиотек, использовавшихся для расчетов. Таблицы (по активности изотопов) группируются по времени выдержки, зоне и варианту рассмотрения облучения.

**Пример**

MCNP-4C + ENDF/B-VI для расчета переноса нейтронов, ORIGEN-S (Scale 4.3) для расчетов активации.

Облучение - постоянная мощность (или мощность изменялась в соответствии с табл. 4).  
Время выдержки X лет.

Зона (физическая)	Изотоп	Активность, Бк/г		
		Левая граница	Средняя	Правая граница
2	631520	1.0E+08	1.0E+07	1.0E+06
2	631540	3.7E+08	3.7E+07	3.7E+06

Список изотопов (общий для всех материальных композиций), для которых необходима выдача активности (в случае присутствия родительских изотопов):

10030	60140	170360	170380	200410	260590	270600	280590	280630	410930
410950	471081	471080	471101	260550	551340	621530	621550	631520	631540
631550	641590	651600		471100	621510				

**Литература**

1. Croff A. G. ORIGEN-2 : A Versatile Computer Code for Calculating the Nudide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials//Nucl. Tech. – 1983. - № 62. - P. 335-352.

2. Hermann O. W., Westfall R. M. ORIGEN-S Scale System Module to Calculate Fuel Depletion, Actinide Transmutation, Fission Product Buildup and Decay, and Associated Radiation Source Terms, NUREG/CR-0200. ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6. September 1998.

3. Николаев М.Н., Цибуля А.М., Блыскавка А.А., Забродская С.В., Кощеев В.Н., Мантуров Г.Н., Рожихин Е.В., Хомяков Ю.С., Цибуля А.А. Система компьютерного анализа для лицензирования ядерной безопасности на предприятиях атомной промышленности -система СКАЛА: Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ. – Обнинск: ФЭИ, (в печати), 2000.

4. Суворов А.П., Мухамадеев Р.И. Программный комплекс SABINE-3.1 для расчета переноса нейтронов и фотонов в радиационной защите, параметров ее активации и доз облучения: Отчет ГНЦ РФ-ФЭИ № 10174. – Обнинск: ФЭИ, 1999.

Поступила в редакцию 21.05.2001

*Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2001. - 8 pages. - References, 21 titles.*

In the paper some new modifications of the conventional point kinetics equations are proposed. The equations are provided an arbitrary functional, shape functions and delayed neutron precursors decay constants definitions and are intended for the description of the neutron flux evolution in nuclear reactor with fuel as an arbitrary mixture of the fissile nuclides

#### **УДК 621.039.51**

*Calculational Benchmark – Test Model of BR-10 Reactor\A.V. Lyapin, N.A. Prochorova, E.P. Popov, S.V. Zabrodskaia, A.G. Tzikunov; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 8 pages, 1 illustration, 7 tables.- References, 2 titles.*

This article contains the international of fast reactor BR-10 on radioactive characteristics of irradiated materials. The purpose of this benchmark is to increase the accuracy and reliability mentioned above characteristics by comparison of different constant sets and codes.

#### **УДК 621.039.51**

*Calculational Benchmark on Activation of Constructional Materials of Research Reactor AM\ R.I. Mukhamadeev, A.P. Suvorov; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 5 pages, 2 illustrations, 4 tables.- References, 4 titles.*

Description of developed calculational benchmark for the First NPP decommission is given. Two base functionals are supposed to calculate in the benchmark: 1) absolute neutron flux density (as function of neutron energy and distance from the core); 2) specific induced activity (as function of distance from the core and time after reactor shut-down).

#### **УДК 621.039.51**

*Calculations of Netronic Characteristics of EAP-80 Reactor\ P. Pereslavytsev, D. Sahrai; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 11 pages, 17 illustrations, 11 tables.- References, 8 titles.*

The subcritical reactor core with different type fuels loaded was investigated. Highly enriched fuel of the German SNR fast breeder reactor as well as the Superphenix fuel can be successfully installed in the active region of the subcritical reactor. The irregularities in the heat generation naturally occurring in the core in this case could be reduced by replacing the empty fuel boxes in the outer rounds of the core with lead-bismuth eutectic.

#### **УДК 621.039.586**

*Code PPRKRS Abstract\M.V. Kachtcheev; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 5 pages.*

The brief information about the program of calculation of corium interaction with VVER reactor internals and vessel under severe accident is presented. The program enables to predict the reactor vessel failure with the account of stratification of corium components.

#### **УДК 621.311.25:621.384.01(043)**

*Transient Model of Two-phase Flow Heat Exchanger for NPP Simulator\A.A. Kazantsev, V.A. Levchenko; Editorial board of Journal “Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy, Yadernaya energetika” (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 2001. - 10 pages, 3 illustrations, 1 table.- References, 5 titles.*

In the paper the description of a mathematical model of the two-phase flow transient heat exchanger, designed for NPP simulator is set up briefly. It was developed for real time calculations.