

УДК 621.039.546.8

DOI: 10.21779/2542-0321-2020-35-3-12-16

**П.А. Зайченко**

**Анализ радиационных характеристик тепловыделяющей сборки исследовательского реактора по результатам моделирования облучения в активной зоне**

*Димитровградский инженерно-технологический институт – филиал НИЯУ МИФИ;  
Россия, 433511, Ульяновская обл., г. Димитровград, ул. Куйбышева, 294;  
zaychenko.p.a@mail.ru*

В статье представлены результаты определения и анализа радиационных характеристик тепловыделяющей сборки по результатам моделирования облучения в активной зоне исследовательского реактора. Разработан подход к определению интенсивности и энергетического распределения  $\gamma$ -излучения. Аналогичным образом определено общее число  $\alpha$ -частиц, испускаемых в единицу времени. Это позволило внедрить в расчетную модель возможность оценки величины нейтронного потока от реакции ( $\alpha, n$ ) за счет взаимодействия  $\alpha$ -частиц с алюминием (материал матрицы и оболочки твэла). С учетом того, что нуклиды, подверженные  $\alpha$ -распаду, характеризуются достаточно большим периодом полураспада, нейтронный поток от данного типа реакции будет пропорционален активности  $\alpha$ -излучающих нуклидов.

Дополнительно проведена оценка дозовых характеристик  $\alpha$ - и  $\gamma$ -излучения при допущении, что тепловыделяющая сборка является точечным источником (без учета конструктивных и материальных особенностей сборки). Детальная информация об энергетическом распределении и интенсивности частиц позволит разработать защиту, достаточную для снижения общего излучения до уровня, допускающего безопасное обращение с облученной тепловыделяющей сборкой (например, транспортирование).

Дальнейшее развитие модели заключается в разработке подхода к учету геометрии объекта моделирования и поглощения излучения при прохождении им материала матрицы и оболочки тепловыделяющих элементов ядерного реактора. Дополнительная серия расчетов для различного времени облучения тепловыделяющей сборки в активной зоне даст информацию о начальной активности в зависимости от выгорания топлива. В совокупности это позволит реализовать учет интенсивности излучения на поверхности внешнего твэла и дозовые характеристики поля ионизирующего излучения в зависимости от глубины выгорания и времени выдержки.

Ключевые слова: *радиационные характеристики, модель, облучение, исследовательский реактор.*

### **Введение**

В основе данного исследования лежит описанный в [1, 2] подход к моделированию облучения тепловыделяющей сборки исследовательского реактора в активной зоне. Помимо определения общей активности и вклада групп нуклидов в активность на каждый из рассматриваемых моментов времени, важной характеристикой является создаваемое облученной сборкой поле ионизирующих излучений. Определение типа, интенсивности и энергии излучения позволит разработать эффективные алгоритмы обращения с облученной сборкой.

Основные трудности, возникающими при обращении с облученными тепловыделяющими сборками, связываются с наличием высокоэнергетического  $\gamma$ - и нейтронного излучения, а также потока  $\beta$ -частиц. Другим немаловажным фактором является накопление в тепловыделяющей сборке за время облучения  $\alpha$ -излучающих нуклидов, характеризующихся достаточно долгим периодом полураспада и наличием у

отдельных нуклидов ненулевой вероятности спонтанного деления, результатом которого является образование дополнительного числа радиоактивных нуклидов и нейтронов.

Проведенное моделирование с учетом находящейся в открытом доступе информации о характеристиках тепловыделяющей сборки ИРТ-3М а также условий облучения в активной зоне реактора ИР-8, представленных в работах [3, 4], позволило не только определить общую активность и активность каждого из нуклидов, но и оценить величину потока излучаемых  $\gamma$ -квантов и энергетическое распределение. Дополнительно разработан алгоритм оценки нейтронного потока, обусловленного реакцией ( $\alpha, n$ ).

### Определение радиационных характеристик облученной тепловыделяющей сборки

Анализ радиационных характеристик, полученных при моделировании облучения тепловыделяющей сборки в активной зоне исследовательского реактора, позволяет разработать оптимальную защиту от ионизирующего излучения и обеспечить безопасное обращение с облученной сборкой. Наибольшую опасность при обращении с объектом моделирования представляет  $\gamma$ -излучение. Данный тип излучения характеризуется большой проникающей способностью [5], и его учет является нетривиальной задачей, т. к. часть излучения, испускаемого нуклидами, будет поглощаться как в самом топливе, так и в конструкционных материалах сборки [6]. В табл. 1 представлены характеристики некоторых нуклидов с достаточно большим периодом полураспада, которые вносят ключевой вклад в активность облученной тепловыделяющей сборки.

**Таблица 1. Характеристика нуклидов, вносящих ключевой вклад в общую активность облученной ТВС**

Нуклид	Активность, Бк	Период полураспада, сутки	Поток $\gamma$ -квантов, $\text{с}^{-1}$
$^{95}\text{Zr}$	$1,28 \cdot 10^{15}$	64	$2,13 \cdot 10^{13}$
$^{89}\text{Sr}$	$1,04 \cdot 10^{15}$	50,5	$1,93 \cdot 10^{11}$
$^{144}\text{Ce}$	$3,65 \cdot 10^{14}$	285	$5,73 \cdot 10^{13}$
$^{147}\text{Pm}$	$8,40 \cdot 10^{13}$	956,3	$2,27 \cdot 10^{12}$
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	$2,19 \cdot 10^{13}$	5876,5	$9,93 \cdot 10^{12}$
$^{106}\text{Ru}^1$	$2,15 \cdot 10^{13}$	372,3	$2,42 \cdot 10^{11}$
$^{137}\text{Cs}$	$1,21 \cdot 10^{13}$	10950	$1,03 \cdot 10^{13}$
$^{90}\text{Sr}^2$	$1,18 \cdot 10^{13}$	10508	—
$^{85}\text{Kr}$	$2,23 \cdot 10^{12}$	3942	$9,57 \cdot 10^9$
$^{125}\text{Sb}$	$9,99 \cdot 10^{11}$	1007,4	$9,15 \cdot 10^{11}$
$^{152}\text{Eu}$	$1,23 \cdot 10^{11}$	4927,5	$2,02 \cdot 10^{11}$
$^{123}\text{Sn}$	$1,05 \cdot 10^{11}$	129	$5,24 \cdot 10^9$

<sup>1</sup> Является  $\beta$ -излучателем,  $\gamma$ -излучение приведено с учетом образования из  $^{106}\text{Rh}$  ( $T_{1/2} \sim 29,8$  с) [7, 8].

<sup>2</sup> Является  $\beta$ -излучателем [7, 8].

Из табл. 1 видно, что значение потока  $\gamma$ -квантов отличается от значения активности. Это обусловлено тем, что в большинстве случаев  $\gamma$ -излучение является сопутствующим при  $\beta$ -распаде.

Суммарный поток  $\gamma$ -квантов составляет порядка  $9,75 \cdot 10^{15} \text{ с}^{-1}$  в диапазоне от 0,0138 до 2,699 МэВ (средняя энергия  $\sim 0,69$  МэВ).

По известным характеристикам  $\gamma$ -активности каждого нуклида возможно оценить мощность экспозиционной дозы от источника. Для этого кроме активности необходимо знать  $\Gamma_i$  – отношение мощности экспозиционной дозы  $D_0$  фотонного излучения точечного источника, умноженного на квадрат расстояния  $x^2$ , и активность нуклида  $A$  в источнике [9]:

$$D_0 = \frac{\Gamma_i \cdot A}{x^2}. \quad (1)$$

Формула предназначена для расчета мощности экспозиционной дозы от источника активностью  $A = 1$  мКи на расстоянии  $x = 1$  см. С учетом допущения, заключающегося в рассмотрении облученной ТВС как точечного источника излучения с отсутствием поглощения в материале сборки, при помощи выражения (1) можно оценить мощность экспозиционной дозы – 182,5 Зв/с.

Еще одним важным типом излучения, анализ которого был проведен в рамках данного исследования является  $\alpha$ -излучение. В табл. 2 представлены основные  $\alpha$ -активные нуклиды, вносящие ключевой вклад в общую активность указанного типа. В последнем столбце приведена информация о потоке  $\alpha$ -частиц с максимальной энергией, испускаемого данным нуклидом.

**Таблица 2. Характеристика нуклидов, обуславливающих  $\alpha$ -активность облученной ТВС**

Нуклид	Активность, Бк	Период полураспада, сутки	Поток $\alpha$ -частиц, $\text{с}^{-1}$ (энергия, МэВ)
$^{241}\text{Am}$	$2,35 \cdot 10^6$	$1,58 \cdot 10^5$	$7,99 \cdot 10^3$ (5,544)
$^{242}\text{Cm}$	$1,60 \cdot 10^8$	$1,06 \cdot 10^4$	$1,22 \cdot 10^8$ (5,804)
$^{243}\text{Cm}$	$5,72 \cdot 10^3$	$6,61 \cdot 10^3$	$8,58 \cdot 10^1$ (6,066)
$^{237}\text{Np}$	$7,94 \cdot 10^5$	$1,20 \cdot 10^7$	$1,90 \cdot 10^3$ (4,862)
$^{238}\text{Pu}$	$6,87 \cdot 10^8$	$8,76 \cdot 10^6$	$4,87 \cdot 10^8$ (5,499)
$^{239}\text{Pu}$	$1,66 \cdot 10^9$	$2,41 \cdot 10^6$	$1,22 \cdot 10^9$ (5,156)
$^{240}\text{Pu}$	$7,06 \cdot 10^8$	$5,22 \cdot 10^3$	$5,14 \cdot 10^8$ (5,168)
$^{241}\text{Pu}$	$5,00 \cdot 10^5$	$1,35 \cdot 10^8$	$1,75 \cdot 10^3$ (5,055)
$^{242}\text{Pu}$	$6,10 \cdot 10^4$	$1,06 \cdot 10^4$	$4,69 \cdot 10^4$ (4,900)

Источник нейтронов, образующихся в результате реакции типа  $(\alpha, n)$ , можно сравнить по интенсивности со спонтанным делением при наличии изотопов с высокими вероятностями  $\alpha$ -распада, например, таких, как  $^{233}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$  или  $^{241}\text{Am}$  [10]. С учетом данных [10] суммарный поток нейтронов от реакции данного типа для рассматриваемых условий составляет  $\sim 1,32 \cdot 10^4 \text{ с}^{-1}$ .

При прохождении через вещество  $\alpha$ -частица вызывает значительную ионизацию окружающих атомов, в результате чего быстро теряет свою энергию. Поэтому внешнее облучение  $\alpha$ -частицами не представляет опасности, т. к. излучение задерживается внешним ороговевшим слоем кожи [11]. Расчет потенциально возможной дозы от  $\alpha$ -излучающих нуклидов ведется при допущении, что они попали внутрь организма в результате ингаляции или заглатывания [12]. В таком случае говорят о внутреннем облучении. Мощность дозы от источника  $\alpha$ -излучения (Зв/ч) можно определить, используя следующее выражение:

$$P = 0,42 \cdot \sum E_i, \quad (2)$$

где  $E_i$  – энергия  $i$ -той  $\alpha$ -частицы, МэВ.

Таким образом, мощность дозы от источника  $\alpha$ -излучения по формуле (2) составит  $\sim 1,95 \cdot 10^4$  Зв/ч.

### **Заключение**

В статье представлены результаты анализа радиационных характеристик тепловыделяющей сборки исследовательского реактора по результатам ее облучения в активной зоне. Реализованные подходы позволяют с учетом допущений оценить величину потока частиц и их энергию, а также мощность экспозиционной дозы.

Учет геометрических и физических характеристик материала оболочек твэлов позволит определить величину поглощаемой энергии и мощность экспозиционной дозы на требуемом расстоянии от поверхности сборки. В свою очередь это дает возможность определить оптимальные алгоритмы обращения с облученной тепловыделяющей сборкой с целью минимизации дозовых нагрузок на персонал.

### **Литература**

1. *Зайченко П.А.* Моделирование нуклидного состава тепловыделяющей сборки после облучения в исследовательском реакторе // Вестник Дагестанского государственного университета. Сер. 1: Естественные науки. – 2020. – Т. 35, вып. 1. – С. 7–12.
2. *Зайченко П.А., Малков, А.П., Куприянов А.В.* Анализ накопления радиоактивных веществ в облучённых тепловыделяющих сборках реактора СМ // Всероссийская молодёжная конференция «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения». Акционерное общество «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов». – Димитровград, 2018. – 164 с.
3. *Юлдашев Б.С., Салимбаев У.С., Досимбаев А.А., Байтелесов С.А.* Эксплуатация ВВР-СМ с диоксидурановым топливом 36%-ного обогащения // Атомная энергия. – 2005. – Т. 99, № 2. – С. 147–152.
4. *Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И., Штромбах Я.И., Курский А.С., Андреев Д.В.* Развитие реакторной экспериментальной базы НИЦ «Курчатовский институт»: от пуска Ф-1 до 60-летия реактора ИР-8 // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2017. – № 3. – С. 4–17.
5. *Прайс В.Д.* Регистрация ядерного излучения / пер. с англ. В.Н. Гинзбурга и Н.Г. Зелевинской; под ред. Б.И. Верховского. – М.: Изд-во иностр. лит., 1960. – 464 с.
6. *Колосков М.М., Долбенко Е.Т., Каширский Ю.В. и др.* Марочник сталей и сплавов. – М.: Машиностроение, 2001. – 672 с.
7. *Ушаков В.И.* Радиоактивные отходы. Технологические основы – М.: Издательские решения, 2018. – 148 с.
8. *Крышев И.И.* Эколого-геофизические аспекты ядерных аварий. – М.: Гидрометеиздат: Моск. отделение, 1992. – 215 с.
9. *Гусев Н.Г., Дмитриев П.П.* Квантовое излучение радиоактивных нуклидов: справочник. – М.: Атомиздат, 1977. – 400 с.
10. *Райлли Д.* Пассивный неразрушающий анализ ядерных материалов – М.: Бином, 2000. – 720 с.
11. *Егоров Ю.А.* Основы радиационной безопасности атомных электростанций: учеб. пособие для вузов / под общ. ред. Н.А. Доллежала. – М.: Энергоиздат, 1982. – 272 с.
12. Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ): пер с англ. / под общ. ред. М.Ф. Киселёва и Н.К. Шандалы. – М.: Алана, 2009.

*Поступила в редакцию 25 февраля 2020 г.*

UDC 621.039.546.8

DOI: 10.21779/2542-0321-2020-35-3-12-16

**Analysis of the Radiation characteristics of the Research Reactor Fuel Assembly Based on Simulation Results for Core Irradiation**

***P.A. Zaychenko***

*Dimitrovgrad Engineering and Technological Institute of the National Research Nuclear University MEPhI; Russia, 433511, Ulyanovsk Region, Dimitrovgrad, Kuibyshev st., 294; zaychenko.p.a@mail.ru*

The paper presents the results of the determination and analysis of the radiation characteristics of the fuel assembly according to the results of radiation modeling in the core of the research reactor. An approach has been developed to determine the intensity and energy distribution of gamma radiation. Similarly, the total number  $\alpha$  of particles emitted per unit time is determined. This made it possible to introduce into the calculation model the possibility of estimating the magnitude of the neutron flux from the reaction ( $\alpha, n$ ) due to the interaction of  $\alpha$  particles with aluminum (matrix material and fuel cladding). Considering that nuclides subject to  $\alpha$  decay are characterized by a rather long half-life, the neutron flux from this type of reaction will be proportional to the activity of  $\alpha$ -emitting nuclides.

In addition, the dose characteristics of  $\alpha$ - and  $\gamma$ -radiation were estimated under the assumption that the fuel assembly is a point source (without considering the structural and material features of the assembly). The detailed information on the energy distribution and particle intensity will allow to develop protection sufficient to reduce the total radiation to a level that allows safe handling of the irradiated fuel assembly (for example, transportation).

The further development of the model is to work out an approach considering the geometry of the object of modeling and absorption of radiation when it passes through the matrix material and the shell of the fuel elements of a nuclear reactor. An additional series of calculations for various times of irradiation of the fuel assembly in the core will provide information on the initial activity depending on the burnup of the fuel. Together, this will allow to take into account the radiation intensity on the surface of the external fuel element and the dose characteristics of the field of ionizing radiation depending on the burnup depth and exposure time.

**Keywords:** *radiation characteristics, model, irradiation, research reactor.*

*Received 25 February 2020*