

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2023-4-85-90>

УДК 539.163.1

## РАСЧЕТ АКТИВНОСТИ СТАЛЬНОЙ АМПУЛЫ ПОСЛЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

А. С. Сураев<sup>1</sup>, Г. Г. Какимова<sup>1,2\*</sup>, Р. А. Иркимбеков<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

<sup>2</sup> НАО «Университет имени Шакарима города Семей», Семей, Казахстан

\* E-mail для контактов: kakimova@nnc.kz

В работе рассмотрен способ оценки активности стальной ампулы после реакторного облучения методом Монте-Карло. Объектом исследования служит одностенная ампула, выполненная из стали 12X18H10T. Данная ампула служит защитным барьером при проведении реакторных испытаний с экспериментальными устройствами на исследовательском реакторе ИГР. Прогнозирование величины активности ампулы после реакторного пуска позволит своевременно спланировать и организовать работы по дальнейшему безопасному обращению с ампулой. Приведены результаты нейтронно-физического расчета радиационных характеристик ампулы, выполненные в программе MCNP по двум методикам.

**Ключевые слова:** активационный интеграл, безопасность, стальная ампула, ядерные реакции, метод Монте-Карло.

### ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время как никогда актуальными являются реакторные исследования различных материалов атомной техники. Это связано с тем, что Республика Казахстан последние годы планомерно движется к строительству первой атомной электростанции. В этой связи отработка режимов работы тепловыделяющих элементов и исследование свойств материалов в условиях нейтронного облучения, несомненно, ляжет на плечи исследовательских реакторов ИГР, ИВГ.1М, ВВР-К и вне реакторных установок.

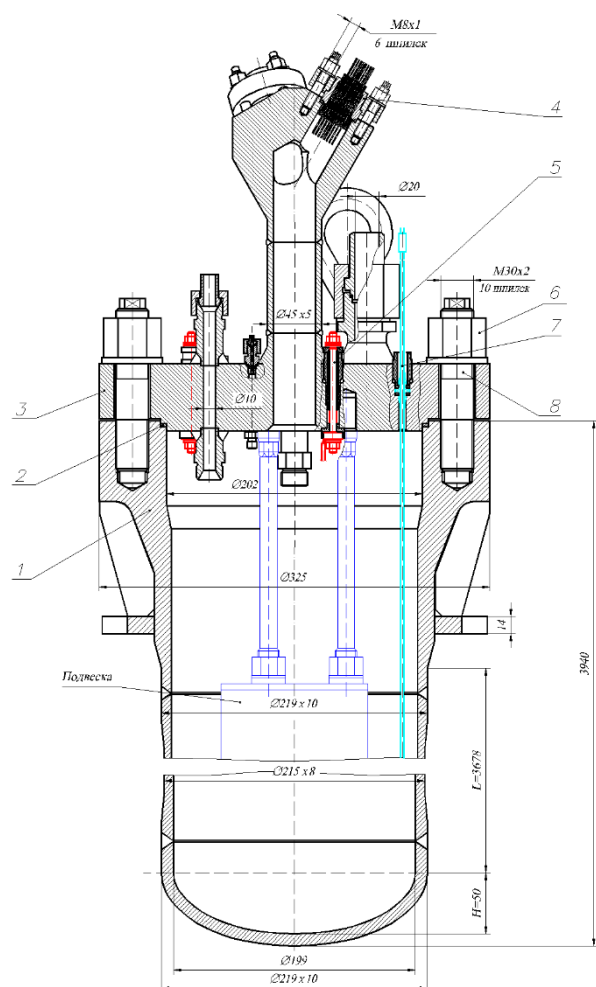
При выполнении любых экспериментальных исследований, на реакторе ИГР [1], на первое место выходят требования по обеспечению безопасности проводимых работ. Одно из таких требований – размещение экспериментального устройства (ЭУ) в центральном экспериментальном канале (ЦЭК) реактора в составе извлекаемой защитной ампулы. Данная ампула выполняет роль физического барьера между элементами ЭУ и неподвижной ампулы, которая штатно установлена в ЦЭК реактора ИГР. Неподвижная ампула НА-228 герметизирует газовую полость реактора и предназначена для защиты объектов испытаний от термического воздействия кладки активной зоны реактора. Могут использоваться два вида защитных ампул: одностенная и двустенная, выполненные из реакторной стали марки 12X18H10T. Двустенная ампула предназначена для энергонапряженных реакторных пусков, в которых ЭУ содержит значительные количества ядерного топлива. При необходимости обеспечения герметичной среды внутри ампулы, она комплектуется специальной крышкой, оснащенной герметичными разъемами и каналами для подключения к системам реактора. Также возможно размещение внутри ампулы дополнительного защитного корпуса с ловушкой расплава в случае предполагаемого или ожидаемого расплавления топливных и конструкционных элементов ЭУ.

Во время проведения реакторного пуска происходит интенсивное облучение ампулы нейтронами, которое приводит к ее активации. Что, в свою очередь, затрудняет работу персонала и требует проведения дозиметрического контроля, по результатам которого принимается решение о проведении дальнейших работ с ампулой и объектом испытаний. В настоящей работе предлагается с помощью известных расчетных методов установить зависимость активности стальной ампулы от режима работы реактора и дать практические рекомендации по обращению с ампулой после облучения. Актуальность работы заключается в том, что на сегодняшний день отсутствуют отработанные расчетные методики определения активности объектов испытаний, а их наличие позволит оптимизировать работу персонала реактора и повысить их безопасность.

### ОПИСАНИЕ ОБЪЕКТА ИССЛЕДОВАНИЯ

Объектом исследования является одностенная ампула, выполненная из стали марки 12X18H10T (рисунок 1). Эта ампула применяется в качестве силового корпуса экспериментального устройства для проведения исследований внутри реактора. Геометрически ампула представляет собой цилиндр, состоящий из эллиптического днища и обечайки корпуса. Размеры ампулы составляют 4249×316 мм, при наружном диаметре обечайки в центре активной зоны реактора равном 215 мм, а за активной зоной – 219 мм. Внутренний диаметр обечайки составляет 199 мм, наружный – 325 мм. Основной функцией ампулы является удержание расплава и тепла, возникающих внутри ее стенок под воздействием внутренних факторов.

Материал ампулы – аустенитная сталь марки 12X18H10T. В таблице 1 приведен расширенный элементный и изотопный состав данной стали. Содержание каждого изотопа в атомных долях будет использовано при подготовке нейтронно-физической модели.



1 – корпус; 2 – прокладка; 3 – крышка; 4 – гермопроходник; 5 – токоввод;  
6 – гайка М30х2 ГОСТ 15523-70; 7 – датчик нейтронного потока;  
8 – шпилька М30х2

Рисунок 1. Защитная ампула с крышкой

### МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЙ

Методика расчета активности стальной ампулы основана на том, что в результате облучения ампулы потоком нейтронов в реакторе ИГР в период проведения экспериментальных работ происходит ее активация, обусловленная образованием ряда радионуклидов ( $\text{Co}^{60}$ ,  $\text{Fe}^{59}$ ,  $\text{Mn}^{56}$ ,  $\text{Cr}^{50}$ ,  $\text{Co}^{58}$ ,  $\text{Mn}^{54}$  и пр.).

Программный код MCNP6 [2] позволяет моделировать такое облучение стали и рассчитывать скорости реакций (активационный интеграл), к примеру  $(n, \gamma)$  и  $(n, p)$ , зная которые можно аналитически рассчитать начальную активность образованных радионуклидов и оценить изменение их активности с течением времени (Методика № 1). На точность получаемых результатов напрямую влияет количество частиц (нейтронов), генерируемых программой, при этом с ростом числа историй погрешность вычисления уменьшается, а время, затрачиваемое на расчет, увеличивается.

Таблица 1. Элементный и изотопный состав стали 12X18H10T

Элемент	Качественный изотопный состав	Количественный изотопный состав, %	Массовая доля изотопа
Углерод	6012.42с	0,03	2,59E-04
	6013.42с		2,80E-06
Азот	14028.80с	0,41	3,76E-03
	14029.80с		1,91E-04
	14030.80с		1,26E-04
Фосфор	15031.80с	0,02	1,97E-04
Кислород	16032.80с	0,01	1,11E-04
	16033.80с		8,73E-07
	16034.80с		4,90E-06
	16036.80с		2,33E-08
Титан	22046.80с	0,87	6,92E-04
	22047.80с		6,74E-04
	22048.80с		6,39E-03
	22049.80с		4,79E-04
	22050.80с		4,65E-04
Хром	24050.80с	17,93	7,81E-03
	24052.80с		1,50E-01
	24053.80с		1,72E-02
	24054.80с		4,24E-03
Марганец	25055.80с	2,00	2,00E-02
Железо	26054.80с	66,65	3,89E-02
	26056.80с		6,11E-01
	26057.80с		1,45E-02
	26058.80с		2,07E-03
Никель	28058.80с	11,73	8,01E-02
	28060.80с		3,06E-02
	28061.80с		1,33E-03
	28062.80с		4,21E-03
	28064.80с		1,07E-03
Медь	29063.80с	0,35	3,46E-03

Методика № 1 реализуется следующим образом:

1) В программе MCNP проводится расчет скоростей реакций. Интенсивность радиационного захвата и интенсивность  $(n, p)$  для стабильных изотопов, через функционал F4 (оценка длины трека нейтронного потока в ячейке) описывается формулой [3]:

$$F_4 = \frac{1}{V} \iiint_V \int_t \varphi(\vec{r}, E, t) dt dE dV \quad (1)$$

2) полученные данные используются на следующем этапе для вычисления удельного числа реакций (активационный интеграл), которое выражается формулой [6]:

$$P = \frac{K(t) \cdot Q \cdot 1 \cdot 10^{-24}}{V}, \quad (2)$$

где:  $K(t)$  – значение скорости реакции для определенной температуры, полученной из выходного файла MCNP6;  $10^{-24} = 1$  барн (примерный размер атомного ядра);  $V$  – объем ампулы, см<sup>3</sup>;  $Q$  – безразмерный коэффициент мощности.

Коэффициент мощности  $Q$  можно вычислить следующим образом [2]:

$$Q = \frac{W(t)}{W_{mcnp} \cdot 1,602 \cdot 10^{-19}}, \quad (3)$$

где  $W(t)$  – мощность в определенный момент времени, полученная из диаграммы реактора в эксперименте, Вт;  $W_{mcnp}$  – энерговыделение в реакторе на один рожденный нейтрон, рассчитанное в MCNP.

3) для вычисления  $N_m$  – количество ядер материнского нуклида, воспользуемся формулой:

$$N_m = (K(t) \cdot 10^{-24} \cdot 8,66 \cdot 10^{-2}) \cdot V, \quad (4)$$

где  $8,66 \cdot 10^{-2}$  – значение ядерной плотности стали, полученной из выходного файла MCNP.

4) для вычисления изменения активности продукта реакции (дочернего радионуклида)  $A_d(t)$  в период облучения воспользуемся формулой [4]:

$$A_d(t) = A_0 \cdot \exp(-\lambda t), \quad (5)$$

где:  $\lambda$  – постоянная распада продукта реакции;  $t$  – время облучения;  $A_0$  – начальная активность продукта реакции, Ки.

5) Начальную активность продукта реакции  $A_0$  можно рассчитать следующим образом [5]:

$$A_0 = N_d \cdot \lambda \cdot 3,7 \cdot 10^{10}, \quad (6)$$

где:  $3,7 \cdot 10^{10} = 1$  Ки (соответствует активности 1 г радия);  $N_d$  – количество ядер продукта реакции, рассчитывается по формуле [6]:

$$N_d = N_m \cdot P. \quad (7)$$

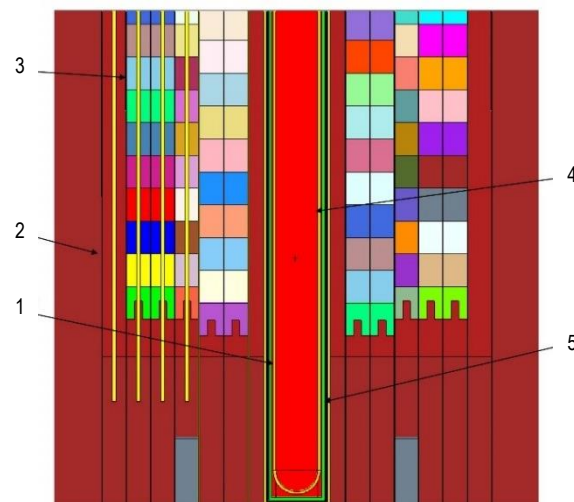
Удобство этой методики заключается в том, что полученные после моделирования скорости реакции могут быть оперативно пересчитаны в единицы активности. Также рассчитанные ранее значения скоростей реакции можно использовать для оценки активности элементов при различных условиях работы реактора без повторного моделирования в MCNP, что существенно снижает количество времени, требуемое на проведение серии расчетов.

Помимо расчета активационного интеграла по методике № 1 в программном коде MCNP имеется возможность моделирования процесса «выгорания», другими словами – изменение нуклидного состава материала с расчетом активности образованных нестабильных ядер в единицах Кюри (Методика № 2). Данная методика, по сравнению с предлагаемой, является более затратной с точки зрения времени проведения расчета, а также требует проведения нового полного расчета в случае любых изменений в начальных данных.

В данной работе будут применены обе методики для их сравнения и оценки правильности полученных результатов.

## РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ

Для проведения нейтронно-физических расчетов, была построена модель ампулы в программе MCNP и интегрирована в бенч-марк модель реактора ИГР [7] (рисунок 2). Модель учитывает размерные характеристики ампулы, ее пространственное расположение в центральном экспериментальном канале (ЦЭК) реактора ИГР, а также подробный изотопный состав материала. Для расчета принят изотопный состав необлученного материала.



1 – стальная ампула; 2 – отражатель; 3 – графитовые блоки; 4 – воздух; 5 – НА-228

Рисунок 2. Модель ампулы в ЦЭК ИГР

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Проведены расчеты активности стальной ампулы после реакторного облучения по двум методикам. Результаты представлены в таблицах 2 и 3.

Выполнено сравнение результатов расчетов, проведенных по двум методикам. Для этого выбраны три реакции, которые имеют не нулевой выход по обоим методикам (см. таблицу 4). Отклонение результатов расчета не превышает 5 %. Полученные результаты подтверждают возможность использования Методики № 1 для проведения расчетов активности стальной ампулы.

Также была выполнена расчетная оценка влияния мощности реактора на степень облучения ампулы. Рассмотрено три сценария, в которых мощность реактора составляла 5,2 МВт, 52 МВт и 520 МВт. Длительность пусков была подобрана таким образом, чтобы сохранить одинаковое энерговыделение в активной зоне и ампуле во всех сценариях.

Результаты расчетов представлены в таблице 5.

Анализируя результаты, представленные в таблице 5, можно сделать вывод о том, что изменение мощности реактора не оказывает существенного влияния на степень облучения стальной ампулы, так как все три изотопа, которые вносят наибольший вклад в радиоактивность ампулы, имеют схожие значения активности во всех сценариях.

# РАСЧЕТ АКТИВНОСТИ СТАЛЬНОЙ АМПУЛЫ ПОСЛЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Таблица 2. Результаты расчета активности основных изотопов по Методике № 1

Ядерная реакция	$M^*$	$N_m^{**}$	$R^{***}$	$P^{****}$	$N_p^{*****}$	$T_{1/2}$ сек	$\lambda$	$A$ (Ки)
$Cr^{50}(n,p)V^{50}$	$Cr^{50}$	1,39E+25	4,24E-11	$V^{50}$	5,90E+14	4,73E+24	1,47E-25	2,34E-21
$Ni^{58}(n,p)Co^{58}$	$Ni^{58}$	1,23E+26	9,91E-11	$Co^{58}$	1,22E+16	6,12E+06	1,13E-07	3,74E-02
$Ni^{58}(n,\gamma)Ni^{59}$	$Ni^{58}$	1,23E+26	2,02E-08	$Ni^{59}$	2,50E+18	2,40E+12	2,89E-13	1,95E-05
$Fe^{54}(n,\gamma)Fe^{55}$	$Fe^{54}$	6,44E+25	1,09E-08	$Fe^{55}$	7,00E+17	8,63E+07	8,03E-09	1,52E-01
$Ni^{62}(n,\gamma)Ni^{63}$	$Ni^{62}$	6,07E+24	7,15E-08	$Ni^{63}$	4,34E+17	3,16E+09	2,20E-10	2,57E-03
$C^{13}(n,\gamma)C^{14}$	$C^{13}$	1,92E+22	7,07E-12	$C^{14}$	1,36E+11	1,80E+11	3,86E-12	1,42E-11
$Co^{59}(n,\gamma)Co^{60}$	$Co^{59}$	3,44E+11	9,08E-08	$Co^{60}$	3,12E+04	1,66E+08	4,17E-09	3,52E-15
$Fe^{54}(n,p)Mn^{54}$	$Fe^{54}$	6,44E+25	1,09E-08	$Mn^{54}$	7,00E+17	2,70E+07	2,57E-08	4,86E-01
$Fe^{57}(n,p)Co^{57}$	$Fe^{57}$	2,27E+25	5,86E-13	$Co^{57}$	1,33E+13	2,35E+07	2,95E-08	1,06E-05
$Cr^{50}(n,\gamma)Cr^{51}$	$Cr^{50}$	1,39E+25	7,37E-08	$Cr^{51}$	1,03E+18	2,39E+06	2,9E-07	8,03E+00
$Fe^{58}(n,\gamma)Fe^{59}$	$Fe^{58}$	3,18E+24	5,94E-09	$Fe^{59}$	1,89E+16	3,84E+06	1,8E-07	9,21E-02
$Fe^{56}(n,p)Co^{56}$	$Fe^{56}$	9,75E+26	7,75E-13	$Co^{56}$	7,56E+14	6,67E+06	1,04E-07	2,12E-03
$Mn^{55}(n,p)Fe^{55}$	$Mn^{55}$	3,24E+25	6,64E-08	$Fe^{55}$	2,15E+18	8,63E+07	8,03E-09	4,67E-01
$Cu^{63}(n,p)Ni^{63}$	$Cu^{63}$	4,91E+24	2,33E-08	$Ni^{63}$	4,34E+17	3,16E+09	2,20E-10	2,57E-03
$S^{34}(n,\gamma)S^{35}$	$S^{34}$	1,29E+22	1,07E-09	$S^{35}$	1,37E+13	7,55E+06	9,18E-08	3,41E-05
$P^{31}(n,p)Si^{31}$	$P^{31}$	5,67E+23	3,16E-11	$Si^{31}$	1,79E+13	9,44E+03	7,34E-05	3,55E-02
$Mn^{55}(n,\gamma)Mn^{56}$	$Mn^{55}$	3,24E+25	6,64E-08	$Mn^{56}$	2,15E+18	9,28E+03	7,47E-05	4,34E+03
$Si^{30}(n,\gamma)Si^{31}$	$Si^{30}$	3,77E+23	8,67E-10	$Si^{31}$	3,26E+14	9,44E+03	7,34E-05	6,48E-01
$Cu^{63}(n,\gamma)Cu^{64}$	$Cu^{63}$	4,91E+24	2,33E-08	$Cu^{64}$	1,15E+17	4,57E+04	1,52E-05	4,69E+01
$Ni^{64}(n,\gamma)Ni^{65}$	$Ni^{64}$	1,49E+24	7,16E-09	$Ni^{65}$	1,07E+16	9,06E+03	7,65E-05	2,21E+01
$Ti^{50}(n,\gamma)Ti^{51}$	$Ti^{50}$	8,30E+23	5,63E-15	$Ti^{51}$	4,67E+09	3,46E+02	2,01E-03	2,53E-04
$Cr^{54}(n,\gamma)Cr^{55}$	$Cr^{54}$	7,02E+24	1,98E-09	$Cr^{55}$	1,39E+16	2,10E+02	3,30E-03	1,24E+03

Примечания: \*  $M$  – материнский нуклид; \*\*  $N_m$  – количество ядер материнского нуклида; \*\*\*  $R$  – активационный интеграл; \*\*\*\*  $P$  – дочерний нуклид; \*\*\*\*\*  $N_p$  – количество ядер продукта (дочерний нуклид).

Таблица 3. Результаты расчета активности основных изотопов по Методике № 2

Ядерная реакция	$T_{1/2}$	$A$ (Ки)
$Cr^{50}(n,p)V^{50}$	1,50E+17 лет	2,226E-21
$Ni^{58}(n,p)Co^{58}$	7,086E+01 сут	3,556E-02
$Ni^{58}(n,\gamma)Ni^{59}$	7,60E+04 лет	1,904E-05

Таблица 4. Сравнение результатов

Ядерная реакция	Период полураспада продукта реакции	$A^1$ (Ки)*	$A^2$ (Ки)**	$A^2/A^1$
$Cr^{50}(n,p)V^{50}$	1,50E+17 лет	2,34E-21	2,226E-21	0,95
$Ni^{58}(n,p)Co^{58}$	7,086E+01 сут	3,73E-02	3,556E-02	0,953351
$Ni^{58}(n,\gamma)Ni^{59}$	7,60E+04 лет	1,95E-05	1,904E-05	0,976410

Примечания: \*  $A^1$  – значение активности, рассчитанное по Методике № 1; \*\*  $A^2$  – значение активности, рассчитанное по Методике № 2.

Таблица 5. Зависимость активности изотопов от мощности реактора

Ядерная реакция	$T_{1/2}$	Активность, Ки		
		5,2 МВт 1000 сек	52 МВт 100 сек	520 МВт 10 сек
$Cr^{50}(n,p)V^{50}$	1,50E+17 лет	2,226E-21	2,206E-21	2,282E-21
$Ni^{58}(n,p)Co^{58}$	7,086E+01 сут	3,556E-02	3,518E-02	3,578E-02
$Ni^{58}(n,\gamma)Ni^{59}$	7,60E+04 лет	1,904E-05	1,909E-05	1,903E-05

## Выводы

Проведена серия нейтронно-физических расчетов модели реактора ИГР со стальной ампулой, установленной в ЦЭК. При выполнении расчетов учитывались различные параметры, такие как геометрия ампулы, изотопный состав материала, тип источника нейтронов, и другие факторы. В результате расчетов определена активность изотопов, вносящих наибольший вклад. По итогам выполненных расчетов можно сделать следующие выводы:

1) обе методики позволяют оценить величину активности облучательного устройства (стальной ампулы);

2) различие в полученных значениях активности изотопов составляет не более 5%;

3) предлагаемая методика является более универсальной и предпочтительной с точки зрения практического применения для оперативной оценки величины активности тех или иных элементов после предполагаемого облучения в реакторе.

Таким образом, можно сделать заключение о том, что Методика № 1 позволяет прогнозировать активность различных изотопов в зависимости от планируемых реакторных испытаний не хуже, чем методы, применяемые в программном коде MCNP, что может способствовать оптимизации работы персонала реактора и повышению уровня радиационной безопасности.

Работа была выполнена в рамках проекта КН МНВО РК «Исследования в поддержку создания и безопасного функционирования атомной электростанции в Республике Казахстан» (BR21882185).

## ЛИТЕРАТУРА

1. Batyrbekov E., Vityuk V., Vurim A., Vityuk G. Experimental opportunities and main results of the impulse graphite reactor use for research in safety area // Annals of Nuclear Energy. – 2023. – Vol. 182. – P. 109582. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109582>
2. MCNP6 Monte Carlo N-Particle Transport Code System, MCNP6.1. LANL, 2013.
3. Сайранбаев Д. С. Исследование нейтронно-физических характеристик активной зоны исследовательского реактора ВВР-К с боковым бериллиевым отражателем: спец. 6D060500 диссертация на соискание степени доктора философии PhD. КазНУ им. Аль-Фараби. – Алматы, 2022. – 113 с.
4. Пономаренко. П.А., Тяпкина В.А. Теоретические основы экспериментального определения динамического спектра быстрых нейтронов // Ядерная радиационная безопасность. – 2010. – № 2(46). – С. 50–52.
5. Метрология нейтронных измерений на ядерно-физических установках (рекомендуемые справочные данные и методики измерений): Материалы I Всесоюзной школы/ Под ред. Р.Д. Васильева. – Т. 1 и 2. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1976. – 253 с.
6. Glaser, A. Neutronics Calculations Relevant to the Conversion of Research Reactors to Low-Enriched Fuel. Ph.D. Thesis. 2005. <http://tuprints.ulb.tu-darmstadt.de>.
7. A. c. IS 006968 dated 12/27/16 Republic of Kazakhstan. Computer model of the IGR reactor for stationary neutro-

nic calculations / A.D. Vurim, V.M. Kotov, R.A. Irkimbekov, L.K. Zhagiparova, A.A. Baigozhina. – No. 2738; 12/27/2016 – p. 1.

## REFERENCES

1. Batyrbekov E., Vityuk V., Vurim A., Vityuk G. Experimental opportunities and main results of the impulse graphite reactor use for research in safety area // Annals of Nuclear Energy. – 2023. – Vol. 182. – P. 109582. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109582>
2. MCNP6 Monte Carlo N-Particle Transport Code System, MCNP6.1. LANL, 2013.
3. Sajranbaev D. S. Issledovanie nejtronno-fizicheskikh harakteristik aktivnoj zony issledovatel'skogo reaktora VVR-K s bokovym berillievym otrazhatелем: spec. 6D060500 dissertaciya na soiskanie stepeni doktora filosofii PhD. KazNU im. Al'-Farabi. – Almaty, 2022. – 113 p.
4. Ponomarenko. P.A., Tyapkina V.A. Teoreticheskie osnovy eksperimental'nogo opredeleniya dinamicheskogo spektra bystrykh neutronov // Yadernaya radiatsionnaya bezpeka. – 2010. – No. 2 (46). – P. 50–52.
5. Metrologiya nejtronnykh izmereniy na yaderno-fizicheskikh ustanovkah (rekommenduyemye spravochnye dannyye i metody izmereniy): Materialy I Vsesoyuznoy shkoly/ Pod red. R.D. Vasileva. – T. 1 & 2. – Moscow.: TsNIIatominform, 1976. – 253 p.
6. Glaser, A. Neutronics Calculations Relevant to the Conversion of Research Reactors to Low-Enriched Fuel. Ph.D. Thesis. 2005. <http://tuprints.ulb.tu-darmstadt.de>
7. A. c. IS 006968 dated 12/27/16 Republic of Kazakhstan. Computer model of the IGR reactor for stationary neutronic calculations / A.D. Vurim, V.M. Kotov, R.A. Irkimbekov, L.K. Zhagiparova, A.A. Baigozhina. – No. 2738; 12/27/2016 – P. 1.

## РЕАКТОРЛЫҚ СӘУЛЕЛДІРУДЕН КЕЙІНГІ БОЛАТ АМПУЛАСЫНЫҢ АКТИВТІЛІГІН ЕСЕПТЕУ

А. С. Сураев<sup>1</sup>, Г. Г. Какимова<sup>1,2\*</sup>, Р. А. Иркимбеков<sup>1</sup>

<sup>1</sup> ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

<sup>2</sup> «Семей қаласының Шәкәрім атындағы университеті» КеАҚ, Семей, Қазақстан

\* Байланыс үшін E-mail: kakimova@nnc.kz

Жұмыста Монте-Карло әдісімен реакторлық сәулеленуден кейінгі Болат ампуласының активтілігі шамасына баға беру әдісі қарастырылған. Зерттеу нысаны 12X18H10Т болаттынан жасалған бір қабырғалы ампула. Бұл ампула ИГР реакторында эксперименттік құрылғылармен реакторлық сынақтар жүргізу кезінде қорғаныс тосқауылы ретінде қызмет етеді. Реакторды іске қосқаннан кейін ампула белсенділігінің шамасын болжау ампуламен одан әрі қауіпсіз жұмыс істеу бойынша жұмыстарды алдын ала жоспарлауға және ұйымдастыруға мүмкіндік береді. Ампуланың радиациялық сипаттамаларының нейтронды-физикалық есептеу нәтижелері келтірілген. Есептеулер MCNP бағдарламасында екі әдіс бойынша жүргізілген.

**Түйін сөздер:** тәжірибелік құрылғы, қауіпсіздік, болат ампула, ядролық реакциялар, Монте-Карло әдісі.

**CALCULATION OF THE ACTIVITY OF A STEEL AMPOULE  
AFTER REACTOR IRRADIATION**

**A. S. Surayev<sup>1</sup>, G. G. Kakimova<sup>1,2\*</sup>, R. A. Irkimbekov<sup>1</sup>**

<sup>1</sup> *Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

<sup>2</sup> *Shakarim University, Semey, Kazakhstan*

*\* E-mail for contacts: kakimova@nnc.kz*

The paper considers a method for evaluating the activity of a steel ampoule after reactor irradiation by the Monte Carlo method. The object of study is a single-wall ampoule made of steel 12Cr18Ni10Ti. This ampoule serves as a protective barrier during reactor tests with experimental devices at the IGR reactor. Forecasting the activity value of the ampoule after the reactor start-up will allow timely planning and organization of work on further safe handling of the ampoule. The results of the neutron-physical calculation of the radiation characteristics of the ampoule, performed in the MCNP program using two methods, are presented.

**Keywords:** *experimental device, safety, steel ampoule, nuclear reactions, Monte Carlo method.*