

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2023-3-174-181>

УДК 539.166

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ПОЛЯ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЗАЛЕ РЕАКТОРА ИГР

А. К. Мухамедиев\*, А. Д. Вурим, И. В. Прозорова, А. А. Прозоров

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

E-mail для контактов: mukhamediev@nnc.kz

Оценены характеристики поля эффективной дозы и мощности дозы ионизирующего излучения, формирующейся в зале реактора ИГР при его работе на постоянной мощности 100 МВт в течение 40 секунд.

Определена величина эффективной дозы и ее мощности в экспериментальном устройстве с целью оценки уровня потенциальной радиационной нагрузки на малогабаритные нейтронные детекторы (камеры деления), которые предполагается использовать для измерения локальных значений плотности потока быстрых нейтронов при облучении устройства в реакторе ИГР.

Для проведения расчетов разработаны модели реактора ИГР с верхним перекрытием, бетонной биологической защитой и двумя вариантами загрузки центрального экспериментального канала реактора. Моделирование переноса фотонов выполнено с использованием кода MCNP5 и библиотеками констант ENDF/B-5,6, при этом характеристики продуктов деления, процессы распада  $^{235}\text{U}$  и процессы формирования полей  $\gamma$ -квантов описывались с использованием библиотек ядерных данных МАГАТЭ и JAEA.

Валидации предложенного метода расчета эффективной дозы выполнена по результатам прямых измерений эффективной дозы в зале реактора. Результаты валидации подтверждают корректность предложенных расчетных моделей и методик, и, соответственно, допустимость их применения для оценки радиационной обстановки в зале реактора ИГР.

Полученные результаты будут использоваться при выборе мест размещения вторичной аппаратуры системы измерения параметров экспериментальных устройств.

**Ключевые слова:** реактор ИГР,  $\gamma$ -излучение,  $\gamma$ -активность, мощность эффективной дозы, MCNP, SAIGA.

### ВВЕДЕНИЕ

С целью исследования процессов, протекающих в реакторе на быстрых нейтронах в условиях тяжелой аварии с плавлением топлива, в РГП НЯЦ РК осуществляется подготовка эксперимента на реакторе ИГР. Для надежной регистрации параметров эксперимента необходимо обеспечить такую коммутацию измерительной аппаратуры, при которой длина кабельных линий связи между первичными детекторами и вторичными приборами будет сокращена до разумного минимума, при этом оптимальным может счи-

таться вариант размещения вторичной аппаратуры на поверхности верхнего перекрытия реактора (так называемая «отметка +3», рисунок 1). Эта локация отделена от активной зоны реактора как элементами его конструкции (отражатель, бак, кожух, боковой экран, вода, крышка реактора со свинцовым перекрытием, верхнее перекрытие – «биоплита»), так и бетоном биологической защиты, ослабляющими величину нежелательного реакторного излучения, действующего на вторичную аппаратуру.

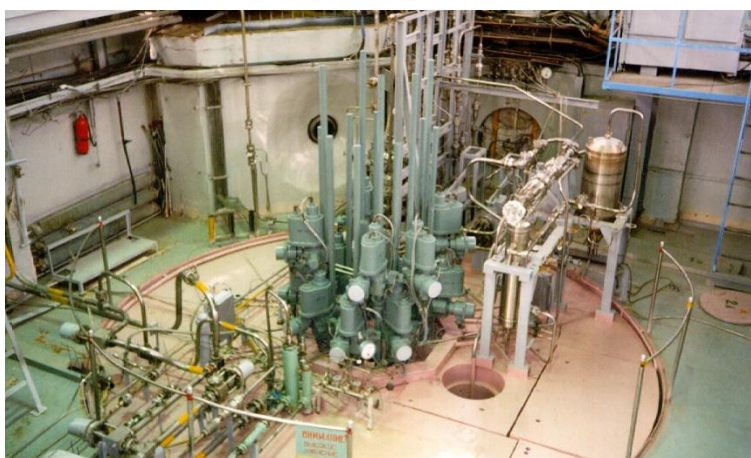


Рисунок 1. Зал реактора ИГР

С учетом перечисленных барьеров, препятствующих распространению реакторного излучения, можно утверждать, что подавляющий вклад в дозу радиации на поверхности биологической защиты вносит  $\gamma$ -излучение, формирующееся при работе реактора. При этом в межпусковые периоды излучение от реактора практически не влияет на радиационную обстановку в зале по прошествии нескольких дней после пуска реактора и, следовательно, может не учитываться при проведении оценки дозовых параметров излучения для зала реактора ИГР [1].

Полученное расчетное распределение мощности дозы  $\gamma$ -излучения вокруг реакторной установки, формирующегося при непосредственной работе реактора на мощности имеет практическое значение, так как максимальное значение мощности эффективной дозы  $\gamma$ -излучения при проведении эксперимента SAIGA [2] позволяет оценить соответствующий уровень воздействия на контролирующее оборудование.

Принимая во внимание пространственные и материальные характеристики схемы взаимного расположения реактора и предполагаемого места размещения вторичной аппаратуры, можно утверждать, что качество решения задачи определения дозовых характеристик на поверхности биологической защиты будет зависеть от корректности описания прохождения излучения через поглощающие барьеры с большими кратностями его ослабления, включая обширную область бетона биологической защиты [3]. Для достижения приемлемых результатов решения таких задач с использованием кода MCNP применяются методы понижения дисперсии, обеспечивающие приемлемую статистическую погрешность и достоверность результатов расчетов [4–6].

### 1. РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ

Импульсный исследовательский реактор ИГР является самогасящимся уран-графитовым гомогенным реактором на тепловых нейтронах [7].

Расчетные модели реактора и окружающих его элементов конструкции реакторного здания построены в соответствии с имеющейся проектно-конструкторской документацией, при этом в связи с отсутствием данных по составу бетона биологической защиты, расчеты проведены для двух типов бетона - легкого бетона гидратного типа и тяжелого бетона с повышенным содержанием железа, доля которого может составлять свыше 40%. Элементный состав бетонов представлен в таблице 1.

Так как целью нейтронно-физических расчетов являлось определение радиального (от оси реактора), распределения значений дозы  $\gamma$ -излучения и ее мощности на поверхности верхнего перекрытия и биологической защиты, расчетные модели оптимизированы и описывают часть реакторного зала, включая верхнее перекрытие, биологическую защиту и собственно реактор.

На этапе создания модели было задействовано два метода уменьшения дисперсии:

- *упрощение геометрической модели.* Поскольку область воздействия ионизирующего излучения распространяется на пространство, находящееся над реактором, границы модели были ограничены снизу основанием активной зоны реактора (рисунок 2). Кроме этого, из модели были исключены некоторые детали конструкции реактора, что позволило уменьшить искажения миграции  $\gamma$ -квантов и добиться более равномерного распределения их плотности потока в исследуемом пространстве дозового поля;

- *геометрическое расщепление пространства.* Применяется метод разделения фазового пространства на несколько пространственных ячеек с разной ценностью (важностью) фотонов. Так как источником  $\gamma$ -квантов является реактор, расположенный на удалении от линии расчетного детектирования дозовых характеристик, и при этом среда миграции  $\gamma$ -кванта является существенно не однородной, геометрические ячейки модели были разделены концентрическими сферами с кратным увеличением показателя важности фотонов (рисунок 3).

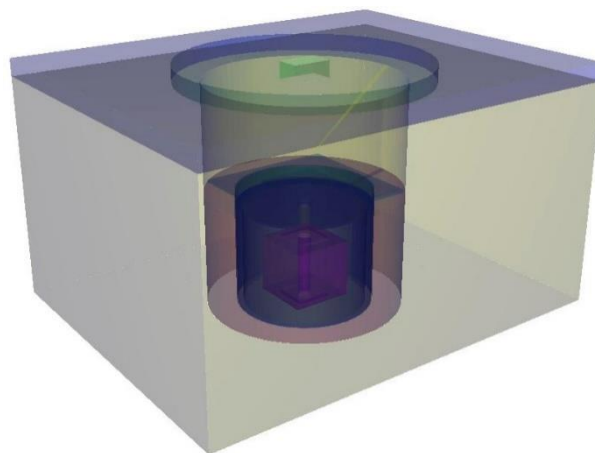


Рисунок 2. Геометрическая 3D-модель реакторного зала и реакторной установки

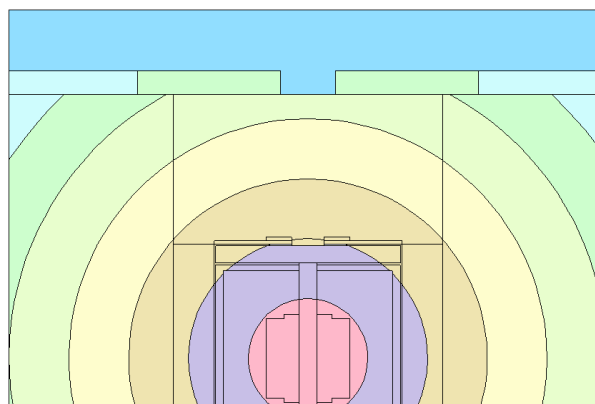


Рисунок 3. Геометрическое расщепление пространства

# РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ПОЛЯ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЗАЛЕ РЕАКТОРА ИГР

Таблица 1. Элементный состав гидратного и тяжелого бетонов

Тип бетона	Содержание химических элементов, кг/м <sup>3</sup>									
	Вода		C	O	Mg	Al	Si	S	Ca	Fe
	H	O								
гидратный	28	226	132	1042	12	21	295	10	667	17
тяжелый	20	165	—	1151	42	13	436	—	167	1275

## 2. УСЛОВИЯ ПРОВЕДЕНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ

Нейтронно-физические расчеты были проведены с помощью программы MCNP5 [8], с библиотеками констант ENDF/B-5,6 [9–10]. Характеристики продуктов деления и процессов их распада взяты из библиотек ядерных данных МАГАТЭ [11] и ЯЕА [12].

Модель реактора с описанием точек детектирования изображена на рисунке 4. По условиям эксперимента [2], мощность реактора установлена на постоянном уровне в 100 МВт, а длительность – 40 секунд.

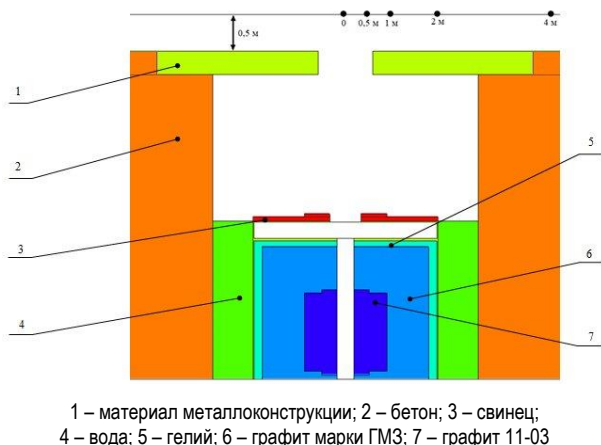


Рисунок 4. Модель реактора с верхним перекрытием и биологической защитой

При проведении расчетов для постоянной мощности реактора ИГР 100 МВт при длительности пуска 40 секунд были учтены такие процессы как:

- выход мгновенных  $\gamma$ -квантов;
- образование вторичных  $\gamma$ -квантов: продуктов деления и продуктов активации.

**Мгновенные  $\gamma$ -кванты.** При делении одного ядра  $^{235}\text{U}$  мгновенно испускается  $7,916 \pm 0,437$   $\gamma$ -кванта с суммарной энергией 7,31 МэВ. Таким образом, при постоянной мощности в 100 МВт в АЗ реактора образуется  $2,45 \cdot 10^{19}$   $\gamma$ -кв./с [13].

**Вторичные  $\gamma$ -кванты.** При делении  $^{235}\text{U}$  образуются два ядра-осколка (продукты деления), которые также являются радиоактивными. Для расчета  $\gamma$ -активности продуктов деления была использована разработанная программа Uncharged, позволяющая оценить активность более 1600 радионуклидов [3, 4]. Программа Uncharged, помимо количества радионуклидов, позволяет рассчитать основные радиационные характеристики, такие как активность радионуклидов, интегральная активность, интегральный  $\gamma$ -вы-

ход и спектр  $\gamma$ -квантов. Несмотря на то, что при работе реактора происходит активация материалов конструкции реактора, вклад *продуктов активации* в формирование дозы излучения пренебрежительно мал.

Характеристики  $\gamma$ -квантов, образовавшихся при распаде продуктов деления с учетом времени работы реактора и времени выдержки, приведены в таблице 2.

Таблица 2. Характеристики  $\gamma$ -квантов продуктов деления

Время, с	Мощность, МВт	Интегральный выход $\gamma$ -квантов, $\gamma$ -кв.	$\gamma$ -активность, $\gamma$ -кв./с
0–1	0–100	$2,402 \cdot 10^{18}$	$2,402 \cdot 10^{18}$
10	100	$6,101 \cdot 10^{19}$	$8,026 \cdot 10^{18}$
20	100	$1,505 \cdot 10^{20}$	$9,540 \cdot 10^{18}$
30	100	$2,512 \cdot 10^{20}$	$1,046 \cdot 10^{19}$
40	100	$3,596 \cdot 10^{20}$	$1,112 \cdot 10^{19}$
50	—	$4,129 \cdot 10^{20}$	$3,630 \cdot 10^{18}$
60	—	$4,425 \cdot 10^{20}$	$2,560 \cdot 10^{18}$
70	—	$4,649 \cdot 10^{20}$	$2,020 \cdot 10^{18}$
80	—	$4,831 \cdot 10^{20}$	$1,680 \cdot 10^{18}$
90	—	$4,986 \cdot 10^{20}$	$1,440 \cdot 10^{18}$
100	—	$5,119 \cdot 10^{20}$	$1,260 \cdot 10^{18}$
110	—	$5,237 \cdot 10^{20}$	$1,110 \cdot 10^{18}$
120	—	$5,342 \cdot 10^{20}$	$1,000 \cdot 10^{18}$

На рисунке 5 представлена полученная зависимость  $\gamma$ -активности от времени работы реактора.

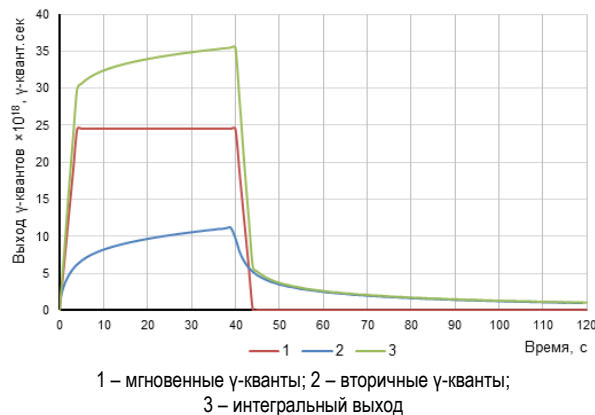


Рисунок 5. Изменение  $\gamma$ -активности со временем

## 3. ВАЛИДАЦИЯ МЕТОДИКИ РАСЧЕТОВ

Была выполнена валидация предложенного метода расчетов с использованием значений дозы, измеренных при проведении двух пусков реактора ИГР. Параметры пусков, результаты измерений и результаты расчетов представлены в таблице 3.

Расхождение между расчетным и экспериментальным значениями составляет:

- 9,3% для пуска 192Ф-7В (регулируемый импульс);
- 0,95% для пуска 187Ф-11 («самогасящаяся вспышка»).

# РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ПОЛЯ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЗАЛЕ РЕАКТОРА ИГР

Таблица 3. Сравнение результатов экспериментальных данных с расчетными

Параметры пуска		
Номер пуска	192Ф-7В	187Ф-11
Режим	регулируемый импульс	вспышка
Мощность, МВт	9100	0,65
Энерговыведение, МДж	1198	30
Длительность пуска, сек	60	0,5
Параметры измерения		
Расстояние от оси реактора, м	3,6	5,6
Высота относительно поверхности верхнего перекрытия и биологической защиты, м	2	0
Время измерения после окончания пуска, сек	420	540
МЭД, мкЗв/ч		
Измеренное значение МЭД	325	1,1
Расчетное значение МЭД, гидратный тип бетона	295,5	1,06
Расчетное значение МЭД, тяжелый тип бетона	287,3	1,05

## 4. РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

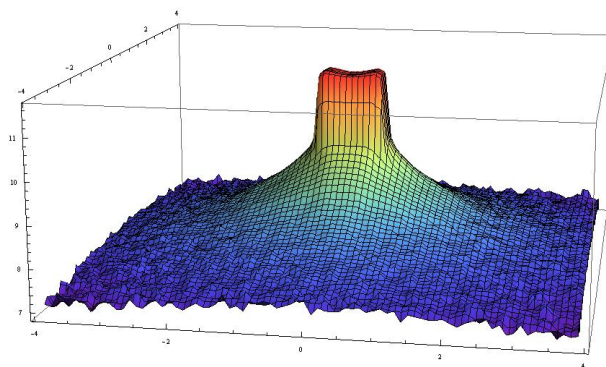
На основе данных, полученных при помощи программы Uncharged, с учетом спектра мгновенных  $\gamma$ -квантов, осколков деления и продуктов активации, были выполнены расчеты дозовых полей в зале реактора ИГР. Было сгенерировано 1011 фотонов (количество историй), позволяющих произвести оценку радиационной обстановки с достаточно высокой точностью (среднеквадратическое отклонение  $\sim 2\%$ ). На рисунке 6 представлено распределение плотности потока  $\gamma$ -квантов в дозовом поле на высоте +0,5 м относительно верхнего перекрытия и биологической защиты реактора спустя 40 секунд с начала эксперимента.

Также проведены расчеты спектра  $\gamma$ -квантов по энергии, поступающих в дозовое поле (Таблица 4).

Таблица 4. Характеристики  $\gamma$ -квантов дозового поля (максимальное значение дозы)

Энергия $\gamma$ -кванта, МэВ	Расстояние от оси реактора, м				
	0	1	2	3	4
до 0,1	$4,77 \cdot 10^{10}$	$2,21 \cdot 10^8$	$3,45 \cdot 10^7$	$3,81 \cdot 10^7$	$1,17 \cdot 10^7$
0,1–0,2	$4,17 \cdot 10^{10}$	$4,12 \cdot 10^8$	$7,60 \cdot 10^7$	$1,19 \cdot 10^7$	$2,35 \cdot 10^7$
0,2–0,5	$7,11 \cdot 10^{10}$	$7,73 \cdot 10^8$	$1,49 \cdot 10^8$	$7,92 \cdot 10^7$	$3,19 \cdot 10^7$
0,5–1	$5,69 \cdot 10^{10}$	$2,78 \cdot 10^8$	$1,76 \cdot 10^7$	–	–
свыше 1	$3,99 \cdot 10^{10}$	–	–	–	–
СУММА	$2,57 \cdot 10^{11}$	$1,68 \cdot 10^9$	$2,77 \cdot 10^8$	$1,29 \cdot 10^8$	$6,71 \cdot 10^7$

Проведены расчеты радиального распределения МЭД  $\gamma$ -излучения на расстоянии 0, 1, 2, 3 и 4 м от оси реактора на высоте 0,5 м от поверхности верхнего перекрытия и биологической защиты.



цветовая шкала значения плотности потока  $\gamma$ -квантов (логарифмическая),  $\gamma$ -квант/(с·см<sup>2</sup>):

10<sup>12</sup> 10<sup>11</sup> 10<sup>10</sup> 10<sup>9</sup> 10<sup>8</sup> 10<sup>7</sup>

Рисунок 6. Плотность потока  $\gamma$ -квантов в дозовом поле на высоте +0,5 м относительно поверхности биоплиты реактора в плоскости 8×8 м<sup>2</sup>

Переход от флюенса фотонного излучения к эффективной дозе осуществлялся с использованием коэффициентов, приведенных в [1].

Результаты расчета МЭД при режиме работы реактора на постоянном уровне мощности 100 МВт в течение 40 секунд представлены в таблицах 5 и 6 соответственно. Расчет произведен для 120 секунд с момента запуска реактора для обоих вариантов типов бетонов.

Таблица 5. Значение МЭД для гидратного типа бетона биологической защиты, Зв/с

Время, с	Расстояние от оси реактора, м				
	0	1	2	3	4
0 (1)	$1,23 \cdot 10^{-1}$	$6,28 \cdot 10^{-4}$	$6,49 \cdot 10^{-5}$	$1,70 \cdot 10^{-5}$	$7,14 \cdot 10^{-6}$
10	$1,50 \cdot 10^{-1}$	$7,64 \cdot 10^{-4}$	$7,89 \cdot 10^{-5}$	$2,06 \cdot 10^{-5}$	$8,69 \cdot 10^{-6}$
20	$1,56 \cdot 10^{-1}$	$7,97 \cdot 10^{-4}$	$8,24 \cdot 10^{-5}$	$2,15 \cdot 10^{-5}$	$9,07 \cdot 10^{-6}$
30	$1,60 \cdot 10^{-1}$	$8,18 \cdot 10^{-4}$	$8,45 \cdot 10^{-5}$	$2,21 \cdot 10^{-5}$	$9,30 \cdot 10^{-6}$
40	$1,63 \cdot 10^{-1}$	$8,33 \cdot 10^{-4}$	$8,60 \cdot 10^{-5}$	$2,25 \cdot 10^{-5}$	$9,47 \cdot 10^{-6}$
50	$1,58 \cdot 10^{-2}$	$8,09 \cdot 10^{-5}$	$8,36 \cdot 10^{-6}$	$2,19 \cdot 10^{-6}$	$9,20 \cdot 10^{-7}$
60	$1,14 \cdot 10^{-2}$	$5,80 \cdot 10^{-5}$	$5,99 \cdot 10^{-6}$	$1,57 \cdot 10^{-6}$	$6,60 \cdot 10^{-7}$
70	$9,04 \cdot 10^{-3}$	$4,62 \cdot 10^{-5}$	$4,77 \cdot 10^{-6}$	$1,25 \cdot 10^{-6}$	$5,25 \cdot 10^{-7}$
80	$7,55 \cdot 10^{-3}$	$3,86 \cdot 10^{-5}$	$3,99 \cdot 10^{-6}$	$1,04 \cdot 10^{-6}$	$4,39 \cdot 10^{-7}$
90	$6,49 \cdot 10^{-3}$	$3,31 \cdot 10^{-5}$	$3,42 \cdot 10^{-6}$	$8,96 \cdot 10^{-7}$	$3,77 \cdot 10^{-7}$
100	$5,68 \cdot 10^{-3}$	$2,90 \cdot 10^{-5}$	$3,00 \cdot 10^{-6}$	$7,84 \cdot 10^{-7}$	$3,30 \cdot 10^{-7}$
110	$5,03 \cdot 10^{-3}$	$2,57 \cdot 10^{-5}$	$2,66 \cdot 10^{-6}$	$6,95 \cdot 10^{-7}$	$2,93 \cdot 10^{-7}$
120	$4,51 \cdot 10^{-3}$	$2,30 \cdot 10^{-5}$	$2,38 \cdot 10^{-6}$	$6,23 \cdot 10^{-7}$	$2,62 \cdot 10^{-7}$

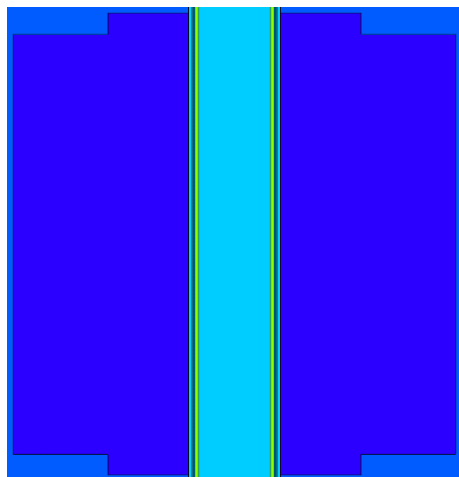
Проведена серия расчетов МЭД в ЦЭК с учетом вертикального распределения в диапазоне значений от –800 до +800 мм, где 0 – центр активной зоны.

Расчеты были проведены для следующих вариантов:

- 1) неподвижная ампула, без ЭУ (рисунок 7а);
- 2) неподвижная ампула, ЭУ в центре ЦЭК (рисунок 7б, рисунок 8).



**РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ПОЛЯ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ  
В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЗАЛЕ РЕАКТОРА ИГР**

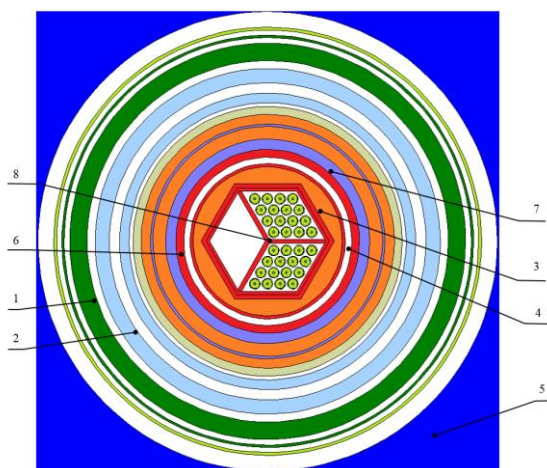


а) неподвижная ампула, без ЭУ



б) неподвижная ампула, ЭУ в центре ЦЭК

Рисунок 7. ЦЭК реактора



1 – корпус ампулы НА-228, 2 – ампула ID-M, 3 – чехол шестигранный, 4 – чехол цилиндрический, 5 – АЗ реактора, 6 – место №1 установки датчиков, 7 – место №2 установки датчиков 8 – центр ЭУ

Рисунок 8. Модель реактора с экспериментальным устройством в ЦЭК

Таблица 6. Значение МЭД для тяжелого типа бетона биологической защиты, Зв/с

Время, с	Расстояние от оси реактора, м				
	0	1	2	3	4
0 (1)	$1,11 \cdot 10^{-1}$	$5,59 \cdot 10^{-4}$	$5,65 \cdot 10^{-5}$	$1,55 \cdot 10^{-5}$	$7,90 \cdot 10^{-6}$
10	$1,35 \cdot 10^{-1}$	$6,81 \cdot 10^{-4}$	$6,88 \cdot 10^{-5}$	$1,89 \cdot 10^{-5}$	$9,61 \cdot 10^{-6}$
20	$1,41 \cdot 10^{-1}$	$7,10 \cdot 10^{-4}$	$7,17 \cdot 10^{-5}$	$1,97 \cdot 10^{-5}$	$1,00 \cdot 10^{-5}$
30	$1,44 \cdot 10^{-1}$	$7,28 \cdot 10^{-4}$	$7,36 \cdot 10^{-5}$	$2,02 \cdot 10^{-5}$	$1,03 \cdot 10^{-5}$
40	$1,47 \cdot 10^{-1}$	$7,42 \cdot 10^{-4}$	$7,49 \cdot 10^{-5}$	$2,06 \cdot 10^{-5}$	$1,05 \cdot 10^{-5}$
50	$1,43 \cdot 10^{-2}$	$7,20 \cdot 10^{-5}$	$7,28 \cdot 10^{-6}$	$2,00 \cdot 10^{-6}$	$1,02 \cdot 10^{-6}$
60	$1,02 \cdot 10^{-2}$	$5,16 \cdot 10^{-5}$	$5,22 \cdot 10^{-6}$	$1,43 \cdot 10^{-6}$	$7,29 \cdot 10^{-7}$
70	$8,15 \cdot 10^{-3}$	$4,11 \cdot 10^{-5}$	$4,16 \cdot 10^{-6}$	$1,14 \cdot 10^{-6}$	$5,81 \cdot 10^{-7}$
80	$6,81 \cdot 10^{-3}$	$3,44 \cdot 10^{-5}$	$3,47 \cdot 10^{-6}$	$9,55 \cdot 10^{-7}$	$4,85 \cdot 10^{-7}$
90	$5,85 \cdot 10^{-3}$	$2,95 \cdot 10^{-5}$	$2,98 \cdot 10^{-6}$	$8,20 \cdot 10^{-7}$	$4,17 \cdot 10^{-7}$
100	$5,12 \cdot 10^{-3}$	$2,58 \cdot 10^{-5}$	$2,61 \cdot 10^{-6}$	$7,17 \cdot 10^{-7}$	$3,65 \cdot 10^{-7}$
110	$4,54 \cdot 10^{-3}$	$2,29 \cdot 10^{-5}$	$2,31 \cdot 10^{-6}$	$6,36 \cdot 10^{-7}$	$3,23 \cdot 10^{-7}$
120	$4,07 \cdot 10^{-3}$	$2,05 \cdot 10^{-5}$	$2,07 \cdot 10^{-6}$	$5,70 \cdot 10^{-7}$	$2,90 \cdot 10^{-7}$

В таблице 7 представлены значения максимальной МЭД при постоянной мощности 100 МВт и длительности пуска 40 с.

Таблица 7. Максимальное значение МЭД в ЦЭК, Зв/с

Позиция относительно центра АЗ, мм	Без ЭУ, неподвижная ампула	В центре ЭУ (ЭУ + неподвижная ампула)	Место №1 установки датчиков	Место №2 установки датчиков
800	306,52	93,88	102,81	100,17
700	475,52	177,05	178,11	178,65
600	625,93	162,51	211,87	213,25
500	713,24	172,79	233,04	232,62
400	775,56	112,36	192,43	186,84
300	804,33	104,15	185,21	183,79
200	822,40	103,60	188,47	184,19
100	819,13	104,24	190,62	186,37
0	816,96	105,47	188,78	185,89
-100	827,06	105,88	189,93	189,59
-200	822,63	104,94	185,18	189,81
-300	794,90	102,35	187,32	176,66
-400	778,06	105,23	183,47	177,85
-500	715,65	149,88	179,23	180,38
-600	621,89	125,87	125,75	129,07
-700	467,29	72,28	72,41	73,45
-800	331,71	72,71	69,53	68,02

## 5. Выводы

Проведены расчеты распределения мощности эффективной дозы  $\gamma$ -излучения в зале реактора ИГР, здание 1 КИР ИГР.

Радиальное распределение МЭД  $\gamma$ -излучения рассчитано на расстояниях 0, 1, 2, 3 и 4 м от оси реактора на высоте 0,5 м от поверхности верхнего перекрытия и биологической защиты.

# РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ПОЛЯ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЗАЛЕ РЕАКТОРА ИГР

Максимальное значение МЭД для легкого типа бетона гидратного типа и тяжелого составляет:

Расстояние, м	Мощность эффективной дозы, Зв/с	
	гидратный бетон	тяжелый бетон
0	$1,63 \cdot 10^{-1}$	$1,47 \cdot 10^{-1}$
1	$8,33 \cdot 10^{-4}$	$7,42 \cdot 10^{-4}$
2	$8,60 \cdot 10^{-5}$	$7,49 \cdot 10^{-5}$
3	$2,25 \cdot 10^{-5}$	$2,06 \cdot 10^{-5}$
4	$9,47 \cdot 10^{-6}$	$1,05 \cdot 10^{-5}$

Проведена серия расчетов по определению вертикального распределения МЭД в ЦЭК реактора в диапазоне значений от -800 до +800 мм от центра активной зоны. Максимальное значение МЭД соответствует моменту окончания пуска реактора и в центре активной зоны составляет:

- без ЭУ, без неподвижной ампулы – 855,95 Зв/с;
- неподвижная ампула, ЭУ, в центре ЭУ – 95,85 Зв/с;
- неподвижная ампула, ЭУ, место №1 установки датчиков – 175,37 Зв/с;
- неподвижная ампула, ЭУ, место №2 установки датчиков – 174,43 Зв/с.

Проведена серия верификационных расчетов по двум пускам: 192Ф-7В (регулируемый импульс) и 187Ф-11 («самогасящаяся вспышка»). Расхождение между расчетным и экспериментальным значениями составляет:

- 9,3% для пуска 192Ф-7В;
- 0,95% для 187Ф-11.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Основываясь на сведениях о конструкции комплекса РУ ИГР, создана модель центрального зала включая реактор ИГР и прилегающую биологическую защиту для полноценных трехмерных расчетов переноса излучения. Модель реактора имеет оптимальный функционал, с точки зрения эффективности расчетного метода, обеспеченный двумя способами уменьшения дисперсии фотонного излучения:

1) Упрощение геометрической модели, которое подразумевает обрезание РУ снизу, вплоть до активной зоны реактора и исключение незначительных по влиянию на перенос фотонного излучения деталей конструкции реактора, с сохранением корректного потока  $\gamma$ -квантов в исследуемой области.

2) Геометрической расщепление пространства, которое обеспечивает наиболее эффективное распределение значимости  $\gamma$ -квантов в ячейках, тем самым повышая расчетное время в сегментах требующих больше вычислительных процессов.

Выполнено исследование процессов, приводящих к образованию ионизирующего излучения, в частности фотонов высокой энергии. Для расчета продуктов деления разработана новая программа Uncharged, благодаря которой были получены основные и допо-

лнительные радиационные характеристики, такие как активность радионуклидов, интегральная активность, интегральный  $\gamma$ -выход и спектр  $\gamma$ -квантов.

На основе полученных данных в программе Uncharged проведен расчет плотности потока  $\gamma$ -квантов в дозовом поле и соответствующей мощности  $\gamma$ -излучения в контрольных точках предполагаемого размещения оборудования.

В ходе выполнения работ:

- проведены расчеты плотности потока и спектра  $\gamma$ -излучения активной зоны;
- построено поле распределения мощности эффективной дозы  $\gamma$ -излучения на высоте 0,5 м. от поверхности верхнего перекрытия РУ ИГР;
- определены зависимости уровней излучения от режима и мощности пуска.

Созданная расчетная модель позволяет осуществлять расчеты для определения радиационной обстановки с заданным режимом работы реактора.

*Данные исследования финансировались Министерством энергетики Республики Казахстан в рамках научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» (ИРН – BR09158470).*

## ЛИТЕРАТУРА

1. Цхе В.К., Котляр А.Н., Миллер А.А., Гайдайчук В.А., Кажитаев С.М., Вурим А.Д., Гныря В.С., Прозорова И.В., Мухамедиев А.К. Исследования в обоснование проекта вывода реакторной установки ИГР из эксплуатации. Вестник НЯЦ РК. 2022;(4):56-62. <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2022-4-56-62>
2. Payot, F, Serre, F. Specifications for the SAIGA program / Reference CEA/DEN/CAD/DTN/SMTA/LEAG/ST/2018-32 VERSION B. CEA, Cadarache Center, January 23, 2019.
3. Orabi, M. A simple simulation model to estimate indoor absorbed  $\gamma$  radiation doses in air. Indian J Phys 95, 337–347 (2021). <https://doi.org/10.1007/s12648-020-01708-4>
4. Суслов И. Р., Лямцев И. А. Комбинированный метод расчета защиты ЯЭУ // Атомная энергия. Том 125, вып. 2. – 2018. – С. 74–78
5. R. Sanchez. Prospects in deterministic three-dimensional whole-core transport calculations. Nuclear Engineering and Technology, 44(2):113-150, 2012
6. H. P. Smith, J. C. Wagner. A case study in manual and automated Monte Carlo variance reduction with a deep penetration reactor shielding problem, Nuclear Mathematical and Computational Sciences: A Century in Review, A Century Anew, Catlinburg, Tennessee, April 6–11, 2003.
7. Реактор ИГР, Экспериментальная база [Электронный ресурс]: филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК. URL: <http://iae.kz/reaktor-igr> (дата обращения: 24.06.2023).
8. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5. Volume I. II. III. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos. New Mexico 2003

9. Briesmeister, J. F. MCNP – a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport / J.F. Briesmeister [et al.]. – Los Alamos, 1997. – LA-7396M.
10. MacFarlane, R.E. New Thermal Neutron Scattering Files for ENDF/B-VI Release 2. – Los Alamos, 1994. – LA-12639-MS
11. Международное Агентство по Атомной Энергии (МАГАТЭ): <https://www-nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html>
12. Nuclear Data Center Japan Atomic Energy Agency (JAEA): <https://www.ndc.jaea.go.jp/NuC/index.html>, 2020/01/17.
13. Н.Г. Гусев, Л.Р. Кимель, Е.Е. Ковалев, В.П. Машкович, Б.Г. Пологих, А.П. Суворов. Защита от ионизирующих излучений. В 2 томах. Под ред. проф. Н.Г. Гусева, Т. И. М., Атомиздат, 1973, 344 с.
14. Гигиенические нормативы СЭТОРБ-2015 от 27.02.2015 №155.
5. R. Sanchez. Prospects in deterministic three-dimensional whole-core transport calculations. Nuclear Engineering and Technology, 44(2):113-150, 2012.
6. N. P. Smith, J. S. Wagner. A case study in manual and automated Monte Carlo variance reduction with a deep penetration reactor shielding problem, Nuclear Mathematical and Computational Sciences: A Century in Review, A Century Anew, Catlinburg, Tennessee, April 6–11, 2003.
7. Реактор ИГР, Экспериментальная база | [Elektronnyy resurs]: filial «Institut Atomnoy Energii» RGP NYaTs RK. URL: <http://iae.kz/reaktor-igr> (data obrashcheniya: 24.06.2023).
8. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5. Volume I. II. III. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos. New Mexico 2003.
9. Briesmeister, J. F. MCNP – a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport / J.F. Briesmeister [et al.]. – Los Alamos, 1997. – LA-7396M.
10. MacFarlane, R.E. New Thermal Neutron Scattering Files for ENDF/B-VI Release 2. – Los Alamos, 1994. – LA-12639-MS.
11. Mezhdunarodnoe Agentstvo po Atomnoy Energii (MAGATE): <https://www-nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html>
12. Nuclear Data Center Japan Atomic Energy Agency (JAEA): <https://www.ndc.jaea.go.jp/NuC/index.html>, 2020/01/17
13. N.G. Gusev, L.R. Kimel', E.E. Kovalev, V.P. Mashkovich, B.G. Pologikh, A.P. Suvorov. Zashchita ot Ioniziruyushchikh Izlucheni. V 2 tomakh. Pod red. prof. N.G. Guseva, T. I. Moscow, Atomizdat, 1973, 344 p.
14. Gigenicheskie normativy SETORB-2015 ot 27.02.2015 No. 155.

#### REFERENCES

### **ИГР РЕАКТОРЫНЫҢ ОРТАЛЫҚ ЗАЛЫНДА ИОНДАУШЫ СӘУЛЕЛЕНУДІҢ ТИІМДІ ДОЗАСЫНЫҢ ӨРІСІН ЕСЕПТЕУ НӘТИЖЕЛЕРІ**

**А. К. Мухамедиев<sup>\*</sup>, А. Д. Вурим, И. В. Прозорова, А. А. Прозоров**

***ҚР ҰАО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатова, Қазақстан***

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

ИГР реакторы залында 40 секунд ішінде 100 МВт тұрақты қуатта жұмыс істеген кезде пайда болатын тиімді доза өрісінің және иондаушы сәулелену дозасының қуатынын сипаттамалары бағаланды.

ИГР реакторында құрылғыны сәулелендіру кезінде жылдам нейтрондар ағынының жергілікті тығыздық міндерін өлшеу үшін пайдаланылуға ұсынылатын шағын кабаритті нейтрондық детекторларға (бөлу камераларына) ықтимал радиациялық жүктеме деңгейін бағалау мақсатында эксперименттік құрылғыда тиімді дозаның және оның қуатының шамасы анықталады.

Есептеулерді жүргізу үшін жоғарғы қабаттасуы, бетонды биологиялық қорғанысы және реактордың орталық эксперименттік арнасын жүктеудің екі нұсқасы бар ИГР реакторының модельдері жасалды. Фотонды тасымалдауды модельдеу MCNP5 кодын және ENDF/B-5,6 тұрақты кітапханаларын қолдана отырып жүзеге асырылады, бөліну өнімдерінің сипаттамалары, бөліну өнімдерінің сипаттамалары, <sup>235</sup>U ыдырау процестері және γ-кванттық өрістерді қалыптастыру процестері МАГАТЭ және JAEA ядролық деректер кітапханаларын қолдана отырып сипатталған.

Тиімді дозаны есептеудің ұсынылған әдісін валидациялау реактор залында тиімді дозаны тікелей өлшеу нәтижелері бойынша орындалды. Валидация нәтижелері ұсынылған есептеу модельдері мен әдістемелерінің дұрыс-

тығын және сәйкесінше ИГР реакторы залындағы радиациялық жағдайды бағалау үшін оларды қолдануға рұқсат етілетіндігін растайды.

Алынған нәтижелер эксперименттік құрылғылардың параметрлерін өлшеу жүйесінің қайталама аппаратурасын орналастыру орындарын таңдауда пайдаланылатын болады.

**Түйін сөздер:** ИГР реакторы,  $\gamma$ -сәулелену,  $\gamma$ -белсенділік, тиімді қуат дозасы, MCNP, SAIGA.

## RESULTS OF CALCULATION OF THE EFFECTIVE DOSE FIELD OF IONIZING RADIATION IN THE CENTRAL ROOM OF THE IGR REACTOR

**A. K. Mukhamediev\***, A. D. Vurim, I. V. Prozorova, A. A. Prozorov

*Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov. Kazakhstan*

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

The characteristics of the effective dose field and the dose rate of the ionizing radiation formed in the room of the IGR reactor during its operation at a constant power of 100 MW for 40 seconds have been estimated.

The value of the effective dose and its power in the experimental device has been determined in order to assess the level of the potential radiation load on the small-sized neutron detectors (fission chambers), which are supposed to be used to measure the local values of the fast neutron flux density during the irradiation of the device in the IGR reactor.

To carry out the calculations, the models of the IGR reactor with an upper ceiling, concrete biological protection and two options for loading the central experimental channel of the reactor have been developed. Photon transfer modeling has been performed using the MCNP5 code and the libraries of ENDF/B-5,6 constants, while the characteristics of fission products,  $^{235}\text{U}$  decay processes and the processes of formation of gamma-quantum fields were described using the IAEA and JAEA nuclear data libraries.

The validation of the proposed method for calculating the effective dose has been performed based on the results of the direct measurements of the effective dose in the reactor room. The validation results confirm the correctness of the proposed calculation models and techniques, and, accordingly, the admissibility of their application for assessing the radiation situation in the IGR reactor room.

The obtained results will be used in the selection of the locations of secondary equipment for measuring the parameters of the experimental devices.

**Keywords:** IGR reactor,  $\gamma$ -radiation,  $\gamma$ -activity, effective dose rate, MCNP, SAIGA.