

VI Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» МНТК-НИКИЭТ-2023



Распределение эффективной дозы ионизирующего излучения в центральном зале реактора ИГР после проведения пусков

Мухамедиев А. К., Прозорова И. В.

¹“Institute of Atomic Energy” Branch of the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

*E-mail: mukhamediev@nnc.kz

Введение

Реакторная установка (РУ) – основной источник ионизирующего излучения как при работе на мощности во время проведения пуска, так и после окончания.

Реактор ИГР (рис. 1) [1], обладая сравнительно небольшими габаритами активной зоны имеет максимальную плотность потока нейтронов $7 \cdot 10^{16}$ н/см²·с. Это приводит к высокому уровню γ -излучения при максимальном энерговыделении (5200 МДж) за небольшой промежуток времени (несколько секунд), огромное количество γ -квантов потенциально формирует высокий уровень дозовой нагрузки.

РУ ИГР погружена в бетонный бункер (биологическая защита) 5x4 м² на глубину более 3 м, а непосредственно над активной зоной имеется радиационно-защитный барьер из свинца и стали, что значительно снижает уровень поступления γ -квантов в реакторный зал.



Рис 1. Импульсный графитовый реактор

Моделирование радиационной обстановки

Для оценки радиационной обстановки были проведены расчеты дозовых полей в центральном зале реактора ИГР, с учетом плотности потока γ -квантов и мощности эффективной дозы [2].

Процесс моделирования состоял из 3 этапов:

① Создание полноразмерной геометрической модели реакторного зала

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. Границы модели (рис 2.) ограничены снизу основанием активной зоны реактора. Кроме этого, из модели были исключены некоторые детали конструкции реактора, что позволило уменьшить искажения миграции γ -квантов и добиться для более равномерного распределения их плотности потока в исследуемом пространстве дозового поля;

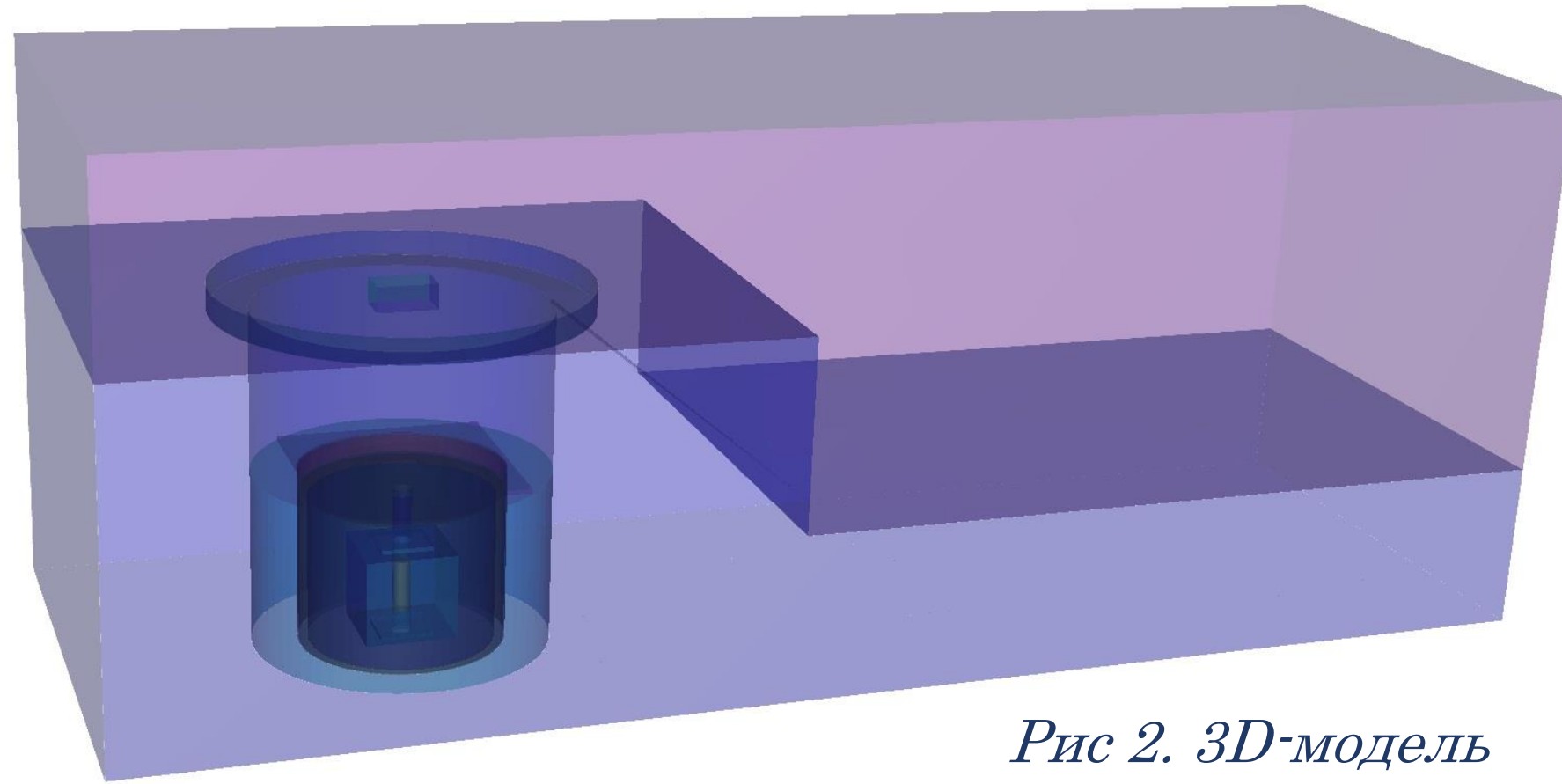


Рис 2. 3D-модель реакторного зала, оптимизированная для расчетов радиационной безопасности

2. Геометрическое расщепление пространства. Применен метод разделения фазового пространства на несколько пространственных ячеек с разной ценностью (важностью) фотонов. Так как источником γ -квантов является реактор, расположенный на удалении от линии расчетного детектирования дозовых характеристик, и при этом среда миграции γ -кванта является существенно неоднородной, геометрические ячейки модели были разделены концентрическими сферами с кратным увеличением показателя важности фотонов.

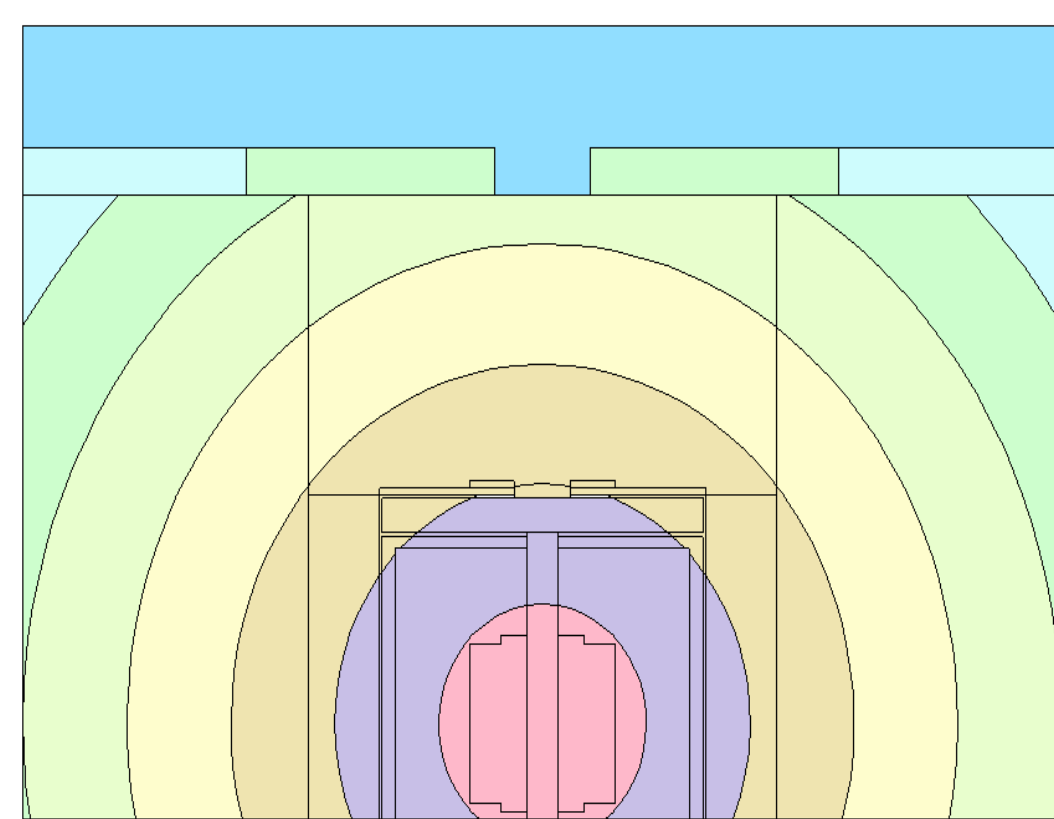


Рис. 3. Геометрическое расщепление пространства

② Определение источника ИИ

Характеристики γ -излучения напрямую зависят от деления ²³⁵U и распада продуктов деления (ПД) – осколков ядер ²³⁵U.

В текущей работе был рассмотрен следующий режим работы реактора:

- Мощность реактора P = 100 МВт;
- Длительность кампании = 40 секунд.

Выход мгновенных γ -квантами был условно принят равным $2,45 \cdot 10^{19}$ γ -кв./с (1 деление ²³⁵U ~ 7,916±0,437 γ -кванта с суммарной энергией 7,31 МэВ). Второй процесс - распад продуктов деления значительно сложнее, поскольку представляет собой каскадный распад свыше 1200 радионуклидов, каждый из которых имеет свой период полураспада, в процессе которого испускается различное количество γ -квантов в широком диапазоне энергий.

Расчет выхода продуктов деления был произведен с помощью программы Uncharged [3], были получены основные радиационные характеристики, такие как нуклидный состав ПД и их активность. В программу включена возможность вести учет γ -активности в условиях режима работы реактора.

Максимальное значение интегрального выхода γ -квантов наступает на 40 секунде и составляет $3,54 \cdot 10^{19}$ γ -кв./с, это значение использовано при расчетах распределения МЭД.

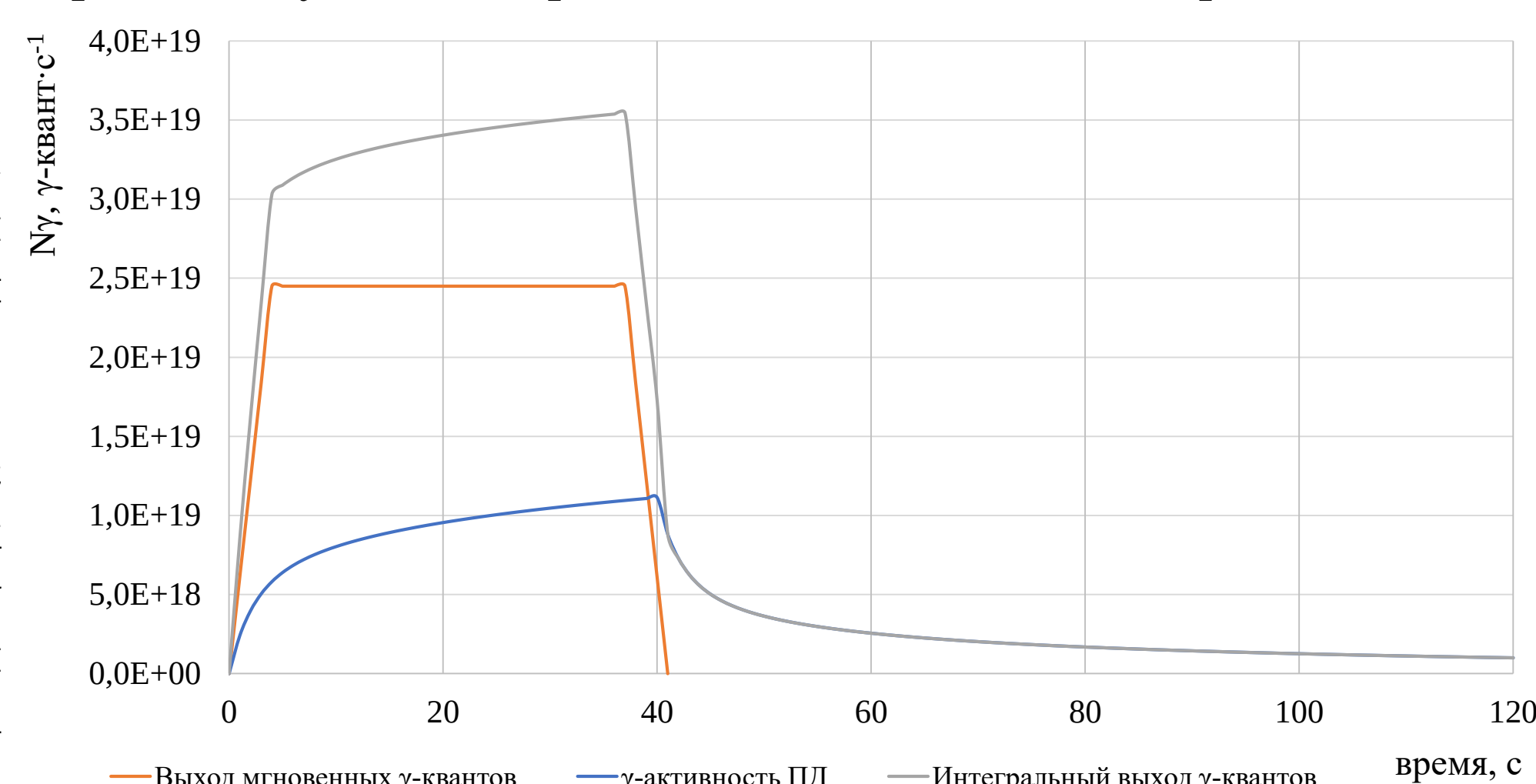


Рисунок 4. Источники ионизирующего излучения

③ Расчеты распределения мощности эффективной дозы

Далее, на основе результатов работы программы Uncharged была проведена серия расчетов дозовых полей в центральном зале реактора ИГР используя программу MCNP5 [4]. Сгенерировано свыше 10^{12} фотонов.

На рисунке показано распределение плотности потока γ -квантов в дозовом поле 4x4 м² на высоте +0,5 м относительно верхнего перекрытия и биологической защиты.

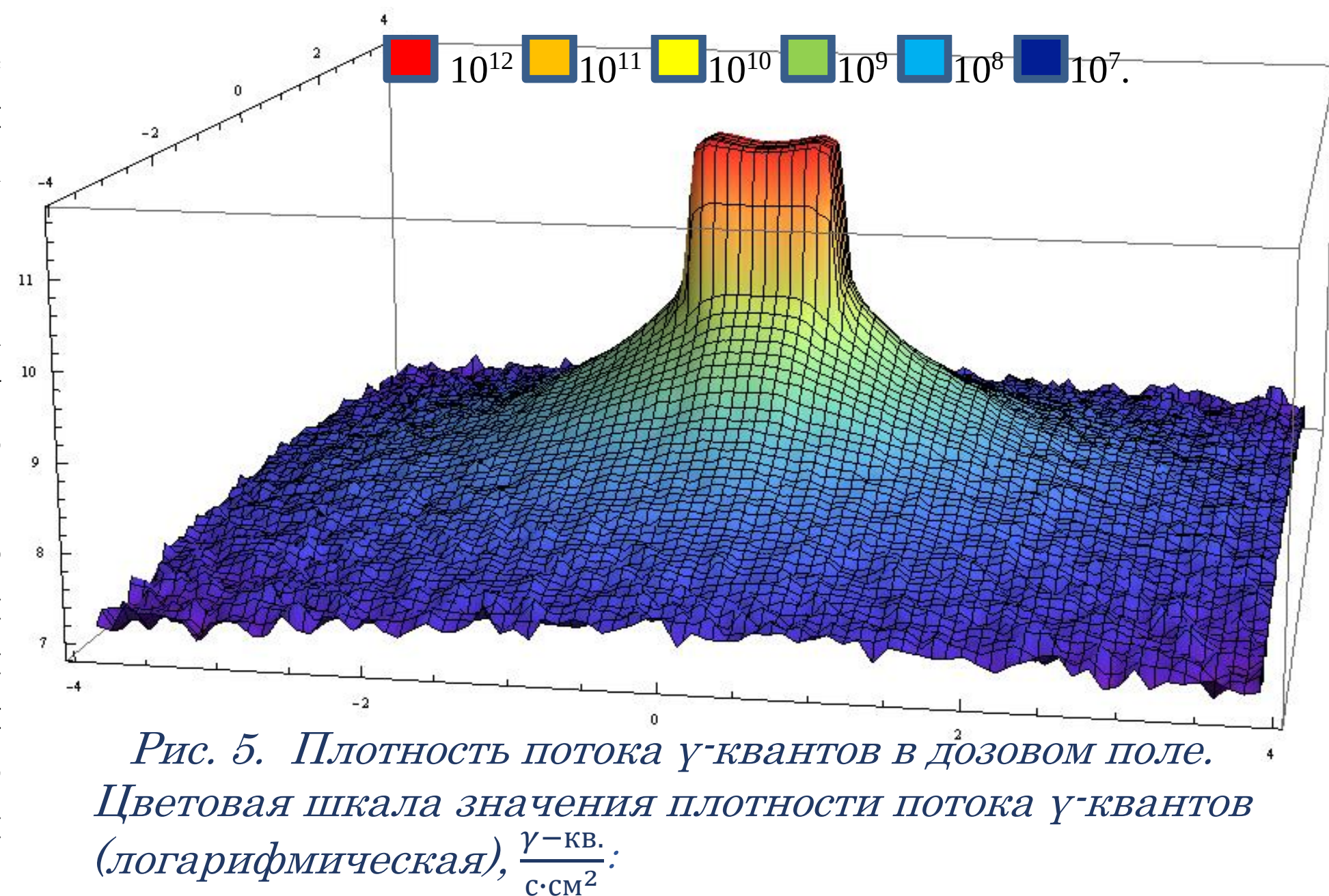


Рис. 5. Плотность потока γ -квантов в дозовом поле. Цветовая шкала значения плотности потока γ -квантов (логарифмическая), γ -кв./с·см².

Результаты

Проведены расчеты спектра γ -квантов по энергии: радиальное распределение плотности потока γ -квантов с разбиением по энергетическим группам (таблица 1) и соответствующего значения МЭД в зависимости от времени пуска (таблица 2).

Таблица 1. Радиальное распределение плотности потока γ -квантов с разбиением по энергетическим группам.

Энергия γ -кванта, МэВ	Расстояние от оси реактора, м				
	0	1	2	3	4
до 0,1	4,77·10 ¹⁰	2,21·10 ⁰⁸	3,45·10 ⁰⁷	3,81·10 ⁰⁷	1,17·10 ⁰⁷
0,1-0,2	4,17·10 ¹⁰	4,12·10 ⁰⁸	7,60·10 ⁰⁷	1,19·10 ⁰⁷	2,35·10 ⁰⁷
0,2-0,5	7,11·10 ¹⁰	7,73·10 ⁰⁸	1,49·10 ⁰⁸	7,92·10 ⁰⁷	3,19·10 ⁰⁷
0,5-1	5,69·10 ¹⁰	2,78·10 ⁰⁸	1,76·10 ⁰⁷	–	–
свыше 1	3,99·10 ¹⁰	–	–	–	–
Сумма	2,57·10 ¹¹	1,68·10 ⁰⁹	2,77·10 ⁰⁸	1,29·10 ⁰⁸	6,71·10 ⁰⁷

Таблица 2. Радиальное распределение мощности эффективной дозы в зависимости от времени пуска

Время, с	Расстояние от оси реактора, м				
	0	1	2	3	4
0 (1)	1,23·10 ⁻⁰¹	6,28·10 ⁻⁰⁴	6,49·10 ⁻⁰⁵	1,70·10 ⁻⁰⁵	7,14·10 ⁻⁰⁶
10	1,50·10 ⁻⁰¹	7,64·10 ⁻⁰⁴	7,89·10 ⁻⁰⁵	2,06·10 ⁻⁰⁵	8,69·10 ⁻⁰⁶
20	1,56·10 ⁻⁰¹	7,97·10 ⁻⁰⁴	8,24·10 ⁻⁰⁵	2,15·10 ⁻⁰⁵	9,07·10 ⁻⁰⁶
30	1,60·10 ⁻⁰¹	8,18·10 ⁻⁰⁴	8,45·10 ⁻⁰⁵	2,21·10 ⁻⁰⁵	9,30·10 ⁻⁰⁶
40	1,63·10 ⁻⁰¹	8,33·10 ⁻⁰⁴	8,60·10 ⁻⁰⁵	2,25·10 ⁻⁰⁵	9,47·10 ⁻⁰⁶
50	1,58·10 ⁻⁰²	8,09·10 ⁻⁰⁵	8,36·10 ⁻⁰⁶	2,19·10 ⁻⁰⁶	9,20·10 ⁻⁰⁷
60	1,14·10 ⁻⁰²	5,80·10 ⁻⁰⁵	5,99·10 ⁻⁰⁶	1,57·10 ⁻⁰⁶	6,60·10 ⁻⁰⁷
70	9,04·10 ⁻⁰³	4,62·10 ⁻⁰⁵	4,77·10 ⁻⁰⁶	1,25·10 ⁻⁰⁶	5,25·10 ⁻⁰⁷
80	7,55·10 ⁻⁰³	3,86·10 ⁻⁰⁵	3,99·10 ⁻⁰⁶	1,04·10 ⁻⁰⁶	4,39·10 ⁻⁰⁷
90	6,49·10 ⁻⁰³	3,31·10 ⁻⁰⁵	3,42·10 ⁻⁰⁶	8,96·10 ⁻⁰⁷	3,77·10 ⁻⁰⁷
100	5,68·10 ⁻⁰³	2,90·10 ⁻⁰⁵	3,00·10 ⁻⁰⁶	7,84·10 ⁻⁰⁷	3,30·10 ⁻⁰⁷
110	5,03·10 ⁻⁰³	2,57·10 ⁻⁰⁵	2,66·10 ⁻⁰⁶	6,95·10 ⁻⁰⁷	2,93·10 ⁻⁰⁷
120	4,51·10 ⁻⁰³	2,30·10 ⁻⁰⁵	2,38·10 ⁻⁰⁶	6,23·10 ⁻⁰⁷	2,62·10 ⁻⁰⁷

Обсуждения

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

Определена величина эффективной дозы и ее мощность с целью оценки уровня потенциальной радиационной нагрузки на оборудование, которые используется для измерения различных параметров при облучении экспериментальных устройств в реакторе ИГР. Полученные результаты будут использованы при выборе мест размещения вторичной аппаратуры системы измерения.

Список литературы

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. Гигиенические нормативы к обеспечению радиационной безопасности от 2 августа 2022 года № ҚР ДСМ-71. Зарегистрирован в Министерстве юстиции Республики Казахстан 3 августа 2022 года № 29012.
3. Мухамедиев А.К., Вурим А.Д., Прозорова И.В., Прозоров А.А. Результаты расчета поля эффективной дозы ионизирующего излучения в центральном зале реактора ИГР. Вестник НЯЦ РК. 2023;(3) 174-181. <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2023-3-174-181>
4. «The MCNP code» Los Alamos National Laboratory: <https://mcnp.lanl.gov/>