

мизации технологических процессов ядерного топливного цикла. В настоящее время программный комплекс используют при подготовке исходных данных для конструирования и проектирования радиохимических переделов ядерного топливного цикла, выборе и обосновании компоновок технологических линий. Применение математических методов оптимизации открывает перспективы для уточнения характеристик технологических процессов на основе интегральных критериев.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шмидт О.В., Третьякова С.Г., Евсюкова Ю.А. и др. Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла. — Атомная энергия, 2017, т. 122, вып. 2, с. 88—92. // Shmidt O.V., Tret'yakova S.G., Evsyukova Yu.A. et al. Vizart software for balance calculations of material flows in closed nuclear fuel cycle technologies. — Atomic Energy, 2017, v. 122, is. 2, p. 106—111.
2. Масленников И.А., Федоров Ю.С., Зильберман Б.Я. и др. Переработка облученного топлива: новые требования и инновационные подходы. — Безопасность жизнедеятельности. Охрана труда и окружающей среды, 2010, № 1, с. 90—94.
3. Шадрин А.Ю., Двоглазов К.Н., Масленников А.Г. и др. РН-процесс — технология переработки смешанного уран-плутониевого топлива реактора БРЕСТ-ОД-300. — Радиохимия, 2016, т. 58, № 3, с. 234—241.
4. Макеева И.Р., Пугачев В.Ю., Шмидт О.В. и др. Расчетное обоснование характеристик технологических переделов замыкающей стадии ядерного топливного цикла с использованием программного комплекса ВИЗАРТ. — Изв. вузов. Сер. Ядерная энергетика, 2023, № 4, с. 5—18.
5. Санитарные правила и нормативы. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009, 100 с. Электронный фонд нормативно-технической и нормативно-правовой информации консорциума «Кодекс». Режим доступа: по подписке. URL: <https://docs.cntd.ru/document/902170553> (дата обращения 26.08.2024).
6. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. НП-019-15. М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2015, 22 с.
7. Постановление Правительства Российской Федерации от 19.10.2012, № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» [Электронный ресурс]. Официальный сайт Правительства Российской Федерации. Режим доступа: в открытом доступе. URL: <http://government.ru/docs/all/84641/> (дата обращения 29.07.2024).
8. Ильясов Д.Ф., Иванов А.Ю., Кузнецова Е.О. и др. Сравнительный анализ стоимости операций по обращению с РАО на российском и международном рынках. — Радиоактивные отходы, 2020, № 4(13), с. 14—21.

Поступила в Редакцию 27.05.24

УДК 621.039.548

РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЗАЛЕ РЕАКТОРА ИГР ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ПУСКОВ

Мухамедиев А.К., Прозорова И.В., Прозоров А.А. (Филиал «ИАЭ» РГП «НЯЦ РК», г. Курчатов,
Республика Казахстан)
e-mail: mukhamediev@nnc.kz

Подавляющий вклад в радиационную обстановку на поверхности биологической защиты ядерного реактора вносит гамма-излучение. Знать особенности его распределения в зависимости от мощности реактора необходимо для обеспечения его безопасной и эффективной работы. В настоящее время эти измерения в чрезвычайно агрессивных средах выполняют с помощью внутриреакторных систем,

но вполне вероятно, что они при большинстве аварий реактора будут повреждены. Целью исследования было определить радиальное (от оси реактора) распределение максимальной мощности эффективной дозы гамма-излучения над поверхностью верхнего перекрытия и биологической защиты (площадки обслуживания) при работе импульсного исследовательского реактора ИГР в выбранном режиме

мощности. Распределение дозового поля гамма-излучения высокой интенсивности, образующегося в условиях работы реактора на мощности, позволяет получить пространственную картину радиационной обстановки и зависимость мощности эффективной дозы от определенного режима и мощности пуска. Обнаружено, что отображаемый поток в каждом случае масштабируется нелинейно и зависит от изменения мощности реактора. В межпусковые периоды излучение от реактора практически не влияет на радиационную обстановку в центральном зале по прошествии нескольких дней после пуска реактора, а следовательно, может не учитываться при проведении оценки дозовых параметров излучения для этого помещения [1]. Полученные результаты могут быть использованы для определения места размещения фоточувствительной вторичной аппаратуры на площадке обслуживания в центральном зале реактора (рис. 1).



Р и с. 1. Внешний вид центрального зала реактора ИГР

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 по-

верхности биологической защиты будет зависеть от корректности описания прохождения излучения через поглощающие барьеры с большой кратностью его ослабления, включая обширную область бетона биологической защиты [2]. Для достижения приемлемых результатов решения таких задач с использованием программного кода MCNP применяют методы понижения дисперсии, обеспечивающие приемлемую статистическую неопределенность и достоверность результатов расчетов [3—5].

Расчетная модель. Расчетные модели реактора ИГР — самогасящегося уранграфитового гомогенного реактора на тепловых нейтронах [6], а также окружающих его элементов конструкции реакторного здания были построены в соответствии с имеющейся проектно-конструкторской документацией. В связи с отсутствием данных по составу бетона биологической защиты расчеты проведены для двух его типов: легкого гидратного бетона и тяжелого бетона с повышенным содержанием железа, массовая доля которого может быть более 40% (табл. 1).

Т а б л и ц а 1. Массовая концентрация химических элементов в бетоне, кг/м³

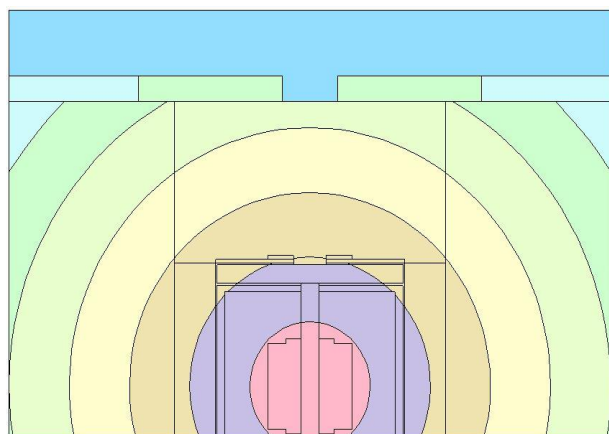
Элемент	Легкий бетон	Тяжелый бетон
Водород	28	20
Кислород	226	165
Углерод	132	0
Кислород	1042	1151
Магний	12	42
Алюминий	21	13
Кремний	295	436
Сера	10	0
Кальций	667	167
Железо	17	1275

Так как целью нейтронно-физических расчетов было определить радиальное распределение эффективной дозы гамма-излучения и ее мощности на поверхности верхнего перекрытия и биологической защиты, расчетные модели оптимизировали: они описывали часть цент-

рального зала, включая верхнее перекрытие, биологическую защиту и сам 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, из модели были исключены некоторые детали его конструкции, что позволило уменьшить искажение миграции гамма-квантов и добиться более равномерного распределения плотности их потока в исследуемом пространстве дозового поля;

геометрическое расщепление пространства: так как источником гамма-квантов является реактор, расположенный на удалении от линии расчетного детектирования дозовых характеристик, и среда миграции гамма-кванта неоднородна, геометрические ячейки модели были разделены концентрическими сферами с кратным увеличением показателя важности фотонов — применен метод фазового разделения пространства на несколько пространственных ячеек с разной ценностью (важностью) фотонов (рис. 2).



Р и с. 2. Расчётная модель, иллюстрирующая геометрическое расщепление пространства

Нейтронно-физические расчеты. Расчеты проведены с помощью программы MCNP5 [7] и библиотек констант ENDF/B-5, 6 [8, 9].

Характеристики продуктов деления и процессов их распада взяты из библиотек ядерных данных МАГАТЭ [10] и ЯЕА [11]. При проведении расчетов для постоянной мощности реактора ИГР (100 МВт) и длительности пуска 40 с учитывали как выход мгновенных гамма-квантов, так и образование продуктов деления и активации.

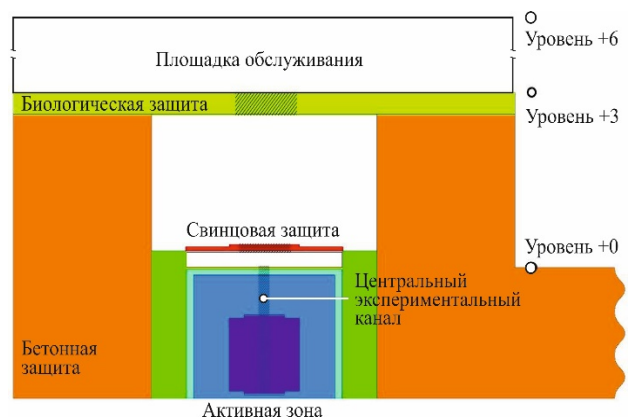
При делении одного ядра урана-235 мгновенно испускается $7,916 \pm 0,437$ гамма-кванта суммарной энергией 7,31 МэВ. При постоянной мощности в 100 МВт в активной зоне реактора образуется $2,45 \cdot 10^{19}$ гамма-кванта в секунду [12]. При делении урана-235 возникают два ядра-осколка, которые также являются радиоактивными. Для расчета гамма-активности продуктов деления была разработана программа Uncharged, позволяющая оценить активность более 1600 радионуклидов [3, 4], рассчитать их количество и основные радиационные характеристики — активность радионуклида, интегральную активность, интегральный гамма-выход и спектр гамма-квантов (табл. 2).

Т а б л и ц а 2. Характеристики гамма-квантов продуктов деления

Время выдержки, с	Мощность реактора, МВт	Интегральный выход, 10^{20} γ-кв.	Скорость образования, 10^{18} γ-кв./с
0—1	0—100	0,024	2,40
10	100	0,610	8,03
20	То же	1,505	9,54
30	»	2,512	10,46
40	»	3,596	11,12
50	0	4,129	3,63
60	То же	4,425	2,56
70	»	4,649	2,02
80	»	4,831	1,68
90	»	4,986	1,44
100	»	5,119	1,26
110	»	5,237	1,11
120	»	5,342	1,00

Выполнена оценка продуктов активации. Несмотря на то, что при работе реактора происходит активация материалов конструкции реактора, бетонной защиты и верхнего перекрытия, вклад активации в формирование дозы излучения пренебрежительно мал. Так, основной источник нейтронов (продукты деления)

в ядерном топливе сосредоточен в уранграфитовых блоках (рис. 3), расположенных в центре активной зоны (реакторный графит без ядерного топлива, толщина от 0,42 до 0,7 м), которая непосредственно окружена слоем воды 0,68 м, также препятствующим проникновению нейтронов в бетонную конструкцию. Активированный таким образом бетон не имеет существенного влияния на радиационную обстановку.



Р и с. 3. Модель реактора ИГР: ■ — бетон; ■ — вода; ■ — сталь марки Ст.3; ■ — свинец; ■ — графит; ■ — уранграфит

Фоновый уровень излучения в центральном зале формируется преимущественно долгоживущими продуктами деления активной зоны, мощность эффективной дозы гамма-излучения на площадке обслуживания составляет около 0,2 мЗв/ч в периоды простоя реактора. Была выполнена валидация

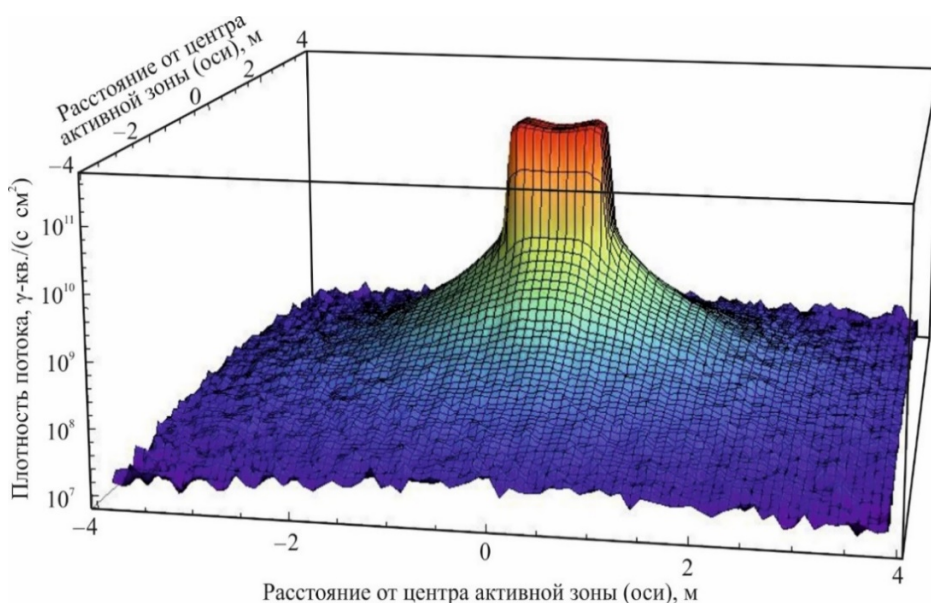
предложенного метода расчетов с использованием значений дозы, измеренных при проведении двух пусков реактора ИГР (табл. 3). Расхождение между расчетным и экспериментальными значениями составило 9,3% для пуска 192Ф-7В (регулируемый импульс) и 0,95% для пуска 187Ф-11 (самогасящаяся вспышка).

Таблица 3. Сравнение данных пусков

Объект сравнения	Номер пуска	
	192Ф-7В	187Ф-11
Параметры пуска:		
Мощность, МВт	9100	0,65
Энерговыделение, МДж	1198	30
Длительность, с	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 пуска, с	420	540
Мощность эффективной дозы гамма-излучения, мкЗв/ч:		
измеренная	325	1,1
рассчитанная:		
для легкого бетона	295,5	1,06
для тяжелого бетона	287,3	1,05

Результаты расчетов. На основе данных, полученных при помощи программы Uncharged, учитывая спектр мгновенных гамма-квантов, осколков деления и продуктов активации, выполнили

расчеты дозовых полей в центральном зале реактора ИГР. Было сгенерировано 10^{11} фотонов (количество историй), позволяющих провести оценку радиационной обстановки с достаточно высокой точностью (среднеквадратическое отклонение около 2%). На рис. 4 представлено распределение плотности потока гамма-квантов в дозовом поле на высоте +0,5 м относительно верхнего перекрытия и биологической защиты реактора в плоскости 4 на 4 м² спустя 40 с от начала эксперимента.



Р и с. 4. Распределение плотности потока гамма-квантов: 10^{12} (красный), 10^{11} (оранжевый), 10^{10} (желтый), 10^9 (зеленый), 10^8 (голубой), 10^7 γ-кв./с · см² (синий)

Проведены расчеты радиального распределения мощности эффективной дозы гамма-излучения на расстоянии 0—4 м от оси реактора на высоте 0,5 м от поверхности верхнего перекрытия и биологической защиты в зависимости от энергии гамма-квантов, образованных при распаде продуктов деления (табл. 4). Переход от флюенса фотонного излучения к эффективной дозе осуществляли с использованием коэффициентов [13].

Рассчитана мощность эффективной дозы гамма-излучения на расстоянии 0—4 м от оси реактора при его работе на постоянной мощности

100 МВт в течение 40 с. Расчет проведен для 120 с с момента запуска реактора для двух типов бетона (табл. 5).

Таблица 4. Максимальная плотность потока гамма-квантов, 10^7 γ-кв/с · см²

Энергия кванта, МэВ	Расстояние, м				
	0	1	2	3	4
До 0,1	477	22,1	3,45	3,81	1,17
0,1—0,2	417	41,2	7,60	1,19	2,35
0,2—0,5	711	77,3	14,9	7,92	3,19
0,5—1	569	27,8	1,76	—	—
Более 1	399	—	—	—	—
Итого	2570	168	277	12,9	6,71

Таблица 5. Мощность эффективной дозы гамма-излучения бетона биологической защиты, Зв/с

Время, с	Легкий бетон					Тяжелый бетон				
	Расстояние, м									
	0	1	2	3	4	0	1	2	3	4
0 (1)	$1,23 \cdot 10^{-01}$	$6,28 \cdot 10^{-04}$	$6,49 \cdot 10^{-05}$	$1,70 \cdot 10^{-05}$	$7,14 \cdot 10^{-06}$	$1,11 \cdot 10^{-01}$	$5,59 \cdot 10^{-04}$	$5,65 \cdot 10^{-05}$	$1,55 \cdot 10^{-05}$	$7,90 \cdot 10^{-06}$
10	$1,50 \cdot 10^{-01}$	$7,64 \cdot 10^{-04}$	$7,89 \cdot 10^{-05}$	$2,06 \cdot 10^{-05}$	$8,69 \cdot 10^{-06}$	$1,35 \cdot 10^{-01}$	$6,81 \cdot 10^{-04}$	$6,88 \cdot 10^{-05}$	$1,89 \cdot 10^{-05}$	$9,61 \cdot 10^{-06}$
20	$1,56 \cdot 10^{-01}$	$7,97 \cdot 10^{-04}$	$8,24 \cdot 10^{-05}$	$2,15 \cdot 10^{-05}$	$9,07 \cdot 10^{-06}$	$1,41 \cdot 10^{-01}$	$7,10 \cdot 10^{-04}$	$7,17 \cdot 10^{-05}$	$1,97 \cdot 10^{-05}$	$1,00 \cdot 10^{-05}$
30	$1,60 \cdot 10^{-01}$	$8,18 \cdot 10^{-04}$	$8,45 \cdot 10^{-05}$	$2,21 \cdot 10^{-05}$	$9,30 \cdot 10^{-06}$	$1,44 \cdot 10^{-01}$	$7,28 \cdot 10^{-04}$	$7,36 \cdot 10^{-05}$	$2,02 \cdot 10^{-05}$	$1,03 \cdot 10^{-05}$
40	$1,63 \cdot 10^{-01}$	$8,33 \cdot 10^{-04}$	$8,60 \cdot 10^{-05}$	$2,25 \cdot 10^{-05}$	$9,47 \cdot 10^{-06}$	$1,47 \cdot 10^{-01}$	$7,42 \cdot 10^{-04}$	$7,49 \cdot 10^{-05}$	$2,06 \cdot 10^{-05}$	$1,05 \cdot 10^{-05}$
50	$1,58 \cdot 10^{-02}$	$8,09 \cdot 10^{-05}$	$8,36 \cdot 10^{-06}$	$2,19 \cdot 10^{-06}$	$9,20 \cdot 10^{-07}$	$1,43 \cdot 10^{-02}$	$7,20 \cdot 10^{-05}$	$7,28 \cdot 10^{-06}$	$2,00 \cdot 10^{-06}$	$1,02 \cdot 10^{-06}$
60	$1,14 \cdot 10^{-02}$	$5,80 \cdot 10^{-05}$	$5,99 \cdot 10^{-06}$	$1,57 \cdot 10^{-06}$	$6,60 \cdot 10^{-07}$	$1,02 \cdot 10^{-02}$	$5,16 \cdot 10^{-05}$	$5,22 \cdot 10^{-06}$	$1,43 \cdot 10^{-06}$	$7,29 \cdot 10^{-07}$
70	$9,04 \cdot 10^{-03}$	$4,62 \cdot 10^{-05}$	$4,77 \cdot 10^{-06}$	$1,25 \cdot 10^{-06}$	$5,25 \cdot 10^{-07}$	$8,15 \cdot 10^{-03}$	$4,11 \cdot 10^{-05}$	$4,16 \cdot 10^{-06}$	$1,14 \cdot 10^{-06}$	$5,81 \cdot 10^{-07}$
80	$7,55 \cdot 10^{-03}$	$3,86 \cdot 10^{-05}$	$3,99 \cdot 10^{-06}$	$1,04 \cdot 10^{-06}$	$4,39 \cdot 10^{-07}$	$6,81 \cdot 10^{-03}$	$3,44 \cdot 10^{-05}$	$3,47 \cdot 10^{-06}$	$9,55 \cdot 10^{-07}$	$4,85 \cdot 10^{-07}$
90	$6,49 \cdot 10^{-03}$	$3,31 \cdot 10^{-05}$	$3,42 \cdot 10^{-06}$	$8,96 \cdot 10^{-07}$	$3,77 \cdot 10^{-07}$	$5,85 \cdot 10^{-03}$	$2,95 \cdot 10^{-05}$	$2,98 \cdot 10^{-06}$	$8,20 \cdot 10^{-07}$	$4,17 \cdot 10^{-07}$
100	$5,68 \cdot 10^{-03}$	$2,90 \cdot 10^{-05}$	$3,00 \cdot 10^{-06}$	$7,84 \cdot 10^{-07}$	$3,30 \cdot 10^{-07}$	$5,12 \cdot 10^{-03}$	$2,58 \cdot 10^{-05}$	$2,61 \cdot 10^{-06}$	$7,17 \cdot 10^{-07}$	$3,65 \cdot 10^{-07}$
110	$5,03 \cdot 10^{-03}$	$2,57 \cdot 10^{-05}$	$2,66 \cdot 10^{-06}$	$6,95 \cdot 10^{-07}$	$2,93 \cdot 10^{-07}$	$4,54 \cdot 10^{-03}$	$2,29 \cdot 10^{-05}$	$2,31 \cdot 10^{-06}$	$6,36 \cdot 10^{-07}$	$3,23 \cdot 10^{-07}$
120	$4,51 \cdot 10^{-03}$	$2,30 \cdot 10^{-05}$	$2,38 \cdot 10^{-06}$	$6,23 \cdot 10^{-07}$	$2,62 \cdot 10^{-07}$	$4,07 \cdot 10^{-03}$	$2,05 \cdot 10^{-05}$	$2,07 \cdot 10^{-06}$	$5,70 \cdot 10^{-07}$	$2,90 \cdot 10^{-07}$

Проведены расчеты радиального распределения мощности эффективной дозы гамма-излучения в центральном зале реактора ИГР на расстоянии 0—4 м от его оси на высоте 0,5 м от поверхности верхнего перекрытия и биологической защиты (табл. 6).

Таблица 6. Максимальная мощность эффективной дозы, 10^{-05} Зв/с

Расстояние, м	Легкий бетон	Тяжелый бетон
0	163 000	147 000
1	83,3	74,2
2	8,6	7,49
3	2,25	2,06
4	0,947	1,05

В результате расчетов вертикального распределения мощности эффективной дозы гамма-излучения в центральном экспериментальном канале реактора на расстоянии от 800 мм от центра активной зоны определено максимальное значение, соответствующее окончанию пуска реактора, в центре активной зоны — 855,95 Зв/с.

Заключение. На основании сведений о конструкции реактора ИГР создана его модель (с центральным залом, реактором и прилегающей биологической защитой) для полноценных трехмерных расчетов переноса излучения. Модель имеет оптимальный функционал, с точки зрения

эффективности расчетного метода обеспеченный двумя способами уменьшения дисперсии фотонного излучения: 1) упрощением геометрической модели, подразумевающим ее обрезание вплоть до активной зоны реактора и исключение незначительных по влиянию на перенос фотонного излучения деталей конструкции, но сохранение корректного потока гамма-квантов в исследуемой области, 2) геометрическим расщеплением пространства, обеспечивающим наиболее эффективное распределение значимости гамма-квантов в ячейках и повышающим расчетное время в сегментах, требующих больше вычислительных процессов.

Выполнено исследование процессов, приводящих к образованию ионизирующего излучения (в частности, фотонов высокой энергии). Разработана программа Uncharged, благодаря которой были получены основные и дополнительные радиационные характеристики, на основе которых проведен расчет плотности потока гамма-квантов в дозовом поле и соответствующей мощности гамма-излучения в контрольных точках предполагаемого размещения оборудования. Рассчитаны плотность потока и спектр гамма-излучения активной зоны, построено поле распределения мощности эффективной дозы на высоте 0,5 м от поверхности верхнего перекрытия реактора, определена зависимость излучения от режима и мощности пуска. Созданная модель позволяет осуществлять расчеты для определения радиационной обстановки с заданным режимом работы реактора.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства энергетики Республики Казахстан (BR24792713).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Цхе В.К., Котляр А.Н., Миллер А.А. и др. Исследования в обоснование проекта вывода реакторной установки ИГР из эксплуатации. — Вестник НЯЦ РК, 2022, № 4, с. 56—62.
2. Orabi M. A simple simulation model to estimate indoor absorbed γ radiation doses in air. — Indian J. Phys., 2021, v. 95, is. 2, p. 337—347.
3. Суслов И.Р., Лямцев И.А. Комбинированный метод расчета защиты ЯЭУ. — Атомная энергия, 2018, т. 125, вып. 2, с. 74—78. // Suslov I.R., Lyamtsev I.A. Combined method of calculating nuclear power facility protection. — Atomic Energy, 2018, v. 125, is. 2, p. 77—81.
4. Sanchez R. Prospects in deterministic three-dimensional whole-core transport calculations. — Nucl. Eng. Technol., 2012, v. 44, is. 2, p. 113—150.
5. Smith H.P., Wagner J.C. A case study in manual and automated Monte Carlo variance reduction with a deep penetration reactor shielding problem. — Nucl. Sci. Eng., 2005, v. 149, is. 1, p. 23—37.
6. Реактор ИГР, экспериментальная база [Электронный ресурс]. Сайт Института атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан. Режим доступа: в открытом доступе. URL: <http://iae.kz/reaktor-igr> (дата обращения 05.08.2024).
7. Sweezy J.E. MCNP — a general Monte Carlo N-particle transport code, version 5. Los Alamos, USA: LANL, 2003, 446 p.
8. Briesmeister J.F. MCNP — a general Monte-Carlo code for neutron and photon transport. Los Alamos, USA: LANL, 1997, 590 p.
9. MacFarlane R.E. MCNP — new thermal neutron scattering files for ENDF/B-VI release 2. Los Alamos, USA: LANL, 1994, 138 p.
10. Live Chart of Nuclides [Electronic resource]. Website of IAEA Nuclear data services. Access mode: in free access. URL: <https://www-nds.iaea.org/relnsd/vchart/html/VChartHTML.html> (date of the application 05.08.2024).
11. Tables of Nuclear Data [Electronic resource]. Website of IAEA Nuclear data services. Access mode: in free access. URL: <https://www.ndc.jaea.go.jp/NuC/index.html> (date of the application 05.08.2024).
12. Гусев Н.Г., Кимель Л.Р., Ковалев Е.Е. и др. Защита от ионизирующих излучений. В 2 т.: т. 2. М.: Энергоатомиздат, 1973, 344 с.
13. Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности, утв. приказом Министра здравоохранения Республики Казахстан от 15 декабря 2020 года, № ҚР ДСМ-275/2020, 38 с. [Электронный ресурс]. Сайт Информационно-правовой системы нормативных правовых актов Республики Казахстан. Режим доступа: в открытом доступе. URL: <https://adilet.zan.kz/rus/docs/V2000021822> (дата обращения 06.08.2024).

Поступила в Редакцию 27.05.24