УДК 621.039.68

МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ОКОЛО ИМПУЛЬСНОГО ГЕНЕРАТОРА НЕЙТРОНОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА КОРИДА

П.А. Кизуб, П.А. Блохин, В.Ю. Коновалов, С.Т. Казиева, А.И. Блохин, Ю.Е. Ванеев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва, Россия

Для обоснования радиационной безопасности проектируемого источника ионизирующего излучения, как правило, используют результаты моделирования дозовых полей с использованием аттестованных программных средств. В данной работе разработан и применён алгоритм для оценки радиационной обстановки около проектируемого импульсного генератора нейтронов — установки МИН (мощный источник нейтронов). С использованием программного комплекса КОРИДА разработана трёхмерная детализированная модель этой установки и проведены вариантные расчёты полей мощности дозы излучения за время облучения и после импульсов с учётом γ-излучения от активированных материалов. Полученные результаты позволили обосновать параметры радиационной защиты и определить интервалы времени после импульсов, когда запрещён доступ персонала в помещения установки.

Ключевые слова: импульс нейтронов, нейтронное и *γ*-излучение, вариантные расчёты, мощность дозы, радиационная защита, активация материалов, КОРИДА, TDMCC, TRACT.

SIMULATION OF THE RADIATION ENVIRONMENT FOR THE PULSED NEUTRON BEAM SOURCE USING CORIDA SOFTWARE

P.A. Kizub, P.A. Blokhin, V.Yu. Konovalov, S.T. Kazieva, A.I. Blokhin, Yu.E. Vaneev

Nuclear Safety Institute, Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

To validate radiation safety of ionization source results from numerical calculation of dose fields using certified software is used. In this work an algorithm to assess the radiation environment near a newly designed intense fusion neutron source (MIN facility) is designed and applied. CORIDA software was used to develop a 3D detailed model of the facility and perform parametric calculations of dose rates during pulses and after them taking into account gamma radiation from activated materials. Obtained results allow to specify radiation shield parameters and forbidden time intervals after pulses for staff access.

Key words: neutron impulse, neutron and gamma-radiation, variant calculations, dose rate, radiation shield, material activation, CORI-DA, TDMCC, TRACT.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-46-4-92-100

введение

На площадке АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» планируется размещение импульсного генератора нейтронов с проектным наименованием «Мощный источник нейтронов» (МИН). В этой установке в результате взаимодействия двух ускоренных встречных потоков дейтериевой плазмы в металлической камере (плазмопроводе) будут генерироваться нейтроны с энергиями 2,45 и 14 МэВ. Импульсное нейтронное излучение планируется использовать для исследований свойств материалов — кандидатов первой стенки термоядерного реактора [1], отработки методики получения плазмы и др. Кроме целевого воздействия нейтронного излучения на исследуемые материалы, будет происходить взаимодействие нейтронов с материалами установки и помещения, что приведёт к активации данных материалов (образованию радионуклидов) и возникновению радиационных полей не только во время импульса, но и после него.

Согласно [2—5] для обеспечения радиационной безопасности персонала, т.е. для снижения радиационного воздействия на него до приемлемого уровня за время облучения и после импульсов в процессе эксплуатации установки, предусмотрен ряд организационных и технических мер:

— использование системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения, включающей корпус установки, специально сооружаемую радиационную защиту (РЗ), а также несущие и ограждающие конструкции здания размещения установки;

— защита расстоянием — установление запретной зоны, на территории которой не допускается нахождение персонала во время импульса установки;

— защита временем: группа А — установление запретного периода, в течение которого не допускается нахождение персонала на рабочих местах во время и после импульса установки; группа Б — нормирование времени работы персонала в помещениях установки. При этом максимально допустимые дозовые нагрузки на персонал, работающий вблизи источника ионизирующего излучения, регламентируются нормативными документами [2, 3]. С учётом особенностей работы МИН приняты следующие ограничения:

— суммарная годовая доза от излучения МИН для персонала (консервативно оценивается для персонала группы Б) не должна превышать 1/4 от основного предела доз для персонала группы А (20 мЗв/год), а с учётом коэффициента запаса при проектировании радиационной защиты, равного 2, — величины 2,5 мЗв/год;

— в помещении, где располагается установка, мощность дозы от γ-излучения активированных материалов не должна превышать 12 мкЗв/ч, что соответствует помещениям временного пребывания персонала группы А (из расчёта 850 ч работы в помещении в год);

— в других близлежащих помещениях, где предусмотрены постоянные рабочие места персонала группы Б, мощность дозы от γ-излучения активированных материалов не должна превышать 1,2 мкЗв/ч.

Обоснование радиационной безопасности МИН заключается в подтверждении выполнения указанных нормативных требований с использованием результатов расчётов, выполненных с применением аттестованных программ для ЭВМ.

В данной статье представлен алгоритм обоснования радиационной безопасности МИН, основанный на проведении совместных расчётов по двум программам для ЭВМ, моделирующим перенос излучения методом Монте-Карло и нуклидную кинетику. На начальном этапе обоснованы параметры РЗ, обеспечивающие допустимые дозовые нагрузки на персонал во время импульса за пределами запретной зоны. Далее проведены расчёты удельных активностей облучённых материалов установки и помещения, которые использовались в качестве источников γ-излучения для расчётов полей мощности эффективной дозы (МЭД) внутри здания в различные моменты времени после импульса для обоснования продолжительности запрета доступа персонала на рабочие места.

АЛГОРИТМ РАСЧЁТОВ

Алгоритм, использованный для расчётной оценки радиационных полей за время облучения и после импульсов МИН, основан на проведении четырёхэтапных нейтронно-физических расчётов по программам TDMCC [6] и TRACT [7], входящим в состав программного комплекса (ПК) КОРИДА [8] (рис. 1).



Рис. 1. Алгоритм проведения расчётов по программам TDMCC и TRACT для оценки радиационной обстановки около установки МИН: 1—4 — этапы расчётов

Программа TDMCC разработана в ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ» и предназначена для моделирования взаимодействия нейтронного и γ-излучения с веществом в трёхмерной геометрии методами Монте-Карло. Программа аттестована в том числе для решения задач с заданными источниками излучения [9], что позволяет использовать её для обоснования радиационной безопасности установки МИН.

Программа TRACT разработана в ИБРАЭ РАН и предназначена для моделирования изменений радионуклидных составов и радиационных характеристик материалов при нейтронном облучении и вследствие радиоактивного распада нестабильных изотопов. Программа позволяет оценивать следующие радиационные характеристики для заданного состава исходного материала: изменённый радионуклидный состав материала для заданного интервала времени облучения и/или на заданный момент времени выдержки, наведённую активность, полное и дифференциальное энерговыделение, выходы и спектры γ-излучения, выходы нейтронного излучения в результате процессов спонтанного деления актинидов и (α, *n*)-реакции, газонакопление и др. На первом этапе алгоритма (см. рис. 1) с помощью программы TDMCC проводились вариантные расчёты МЭД от импульса установки МИН на удалении 50 м от её центра (размер предполагаемой запретной зоны) при различных параметрах РЗ. По результатам расчётов обосновывался выбор материала и конфигурации РЗ, обеспечивающих ограничение на суммарную годовую дозу для персонала в соответствии с нормативными требованиями [2, 3].

На втором этапе расчётов вычислялись нейтронные- и γ-поля вблизи МИН для оценки радиационной обстановки во время импульса, а также нейтронные спектры в материалах установки и помещения. Полученные нейтронные спектры и потоки являлись исходными данными для проведения третьего этапа — активационного анализа с использованием программы TRACT. В результате получены радионуклидные составы и удельные активности облучённых материалов установки и помещения. Также для этих материалов определены энергетические спектры и интегральные выходы остаточного γ-излучения, обусловленные распадом нестабильных изотопов. Эти результаты использовались на четвёртом этапе расчётов в качестве характеристик источников γ-излучения для оценки мощности дозы после импульса МИН при различном времени выдержки.

РАСЧЁТНЫЕ МОДЕЛИ

Для вычисления эффективных доз от импульсного излучения МИН (первый и второй этапы алгоритма) и от наведённой активности (четвёртый этап алгоритма) разработаны трёхмерные расчётные модели в формате программы TDMCC:

— установки МИН;

— РЗ из борированного полиэтилена, толщина которого варьировалась от 10 до 25 см;

 части здания, в которой располагается установка МИН и где планируется размещение рабочих мест временного и постоянного пребывания персонала;

прилегающей к этой части здания территории.

Модель установки МИН. Предусматриваются два режима работы МИН: с выходами до 10¹⁶ (Режим 1) и до 10¹⁴ (Режим 2) нейтронов за импульс со всего источника. Эти рабочие режимы соответствуют различным компоновкам элементов конструкции установки и различным режимам импульсного облучения материалов.

Установка МИН имеет цилиндрическую форму диаметром 44 см в Режиме 1 и 65,8 см в Режиме 2. При этом плазмопровод компонуется из слоёв меди (марки М1), стеклотекстолита (марки СТЭФ) и стали (марки 12Х18Н10Т), последовательность и толщины которых зависят от рабочего режима. На концах установки располагаются стальные торцы диаметром 1,5 м. Размеры (толщина цилиндрических слоёв) и материалы, задаваемые в расчётной модели установки, показаны на рис. 2.



Рис. 2. Поперечные сечения расчётной модели установки МИН в Режиме 1 (а) и Режиме 2 (б) для программы ТDMCC

Характеристики источников нейтронного излучения в зонах взаимодействия дейтериевых пучков в плазмопроводе представлены в табл. 1, угловое распределение излучения изотропное. Длительность импульса в обоих режимах оценивается 10—20 мкс.

Характеристика	Режим 1	Режим 2
Выход нейтронов за импульс	1016	1014
Длительность импульса, мкс	10	10
Частота импульсов, мес-1	1	40
Энергетический спектр, %:		
2,45 МэВ	87	99
14 МэВ	13	1
Форма и размер источника нейтронов	Цилиндр, радиус 14,7 см,	Цилиндрический слой, радиусы
	длина 100 см	25,3 и 29,7 см, длина 100 см

а о лица 1. Ларактеристики неитронных источников в установке и	Та	аблица 1	. Характеристики	нейтронных ис	сточников в ус	тановке МИ
---	----	----------	------------------	---------------	----------------	------------

Модель радиационной защиты. Выбор материального состава РЗ основывался на необходимости замедления высокоэнергетических нейтронов до тепловых с последующим их поглощением. Эффективными замедлителями быстрых нейтронов являются лёгкие водородосодержащие материалы (вода, парафин, полиэтилен). Для поглощения тепловых нейтронов в замедлитель добавляют бор или литий. На основании проектной документации в качестве РЗ МИН рассматривается борированный (10% по массе) полиэтилен (C_2H_4)_n + В. Для ослабления γ -излучения планируется использовать стальную облицовку внешней стороны РЗ.

При проектировании установки МИН в целях беспрепятственного доступа к её элементам предусмотрена раздвижная «арочная» форма РЗ, состоящая из пяти секций, с возможностью перемещения секций вдоль установки (рис. 3). Для обоснования оптимальной толщины РЗ разработаны расчётные модели установки с толщиной защиты из борированного полиэтилена t = 10, 15, 20 и 25 см. Листы стальной облицовки имели толщину 0,5 см.

Модель здания и прилегающей территории. Расчётная модель здания описывает внешние стены и внутренние перегородки помещений, где располагаются установка МИН с РЗ и рабочие места персонала. Сечение этой модели в плоскости *XY* на уровне центра МИН показано на рис. 4.

Внешняя стена здания утеплена минеральной ватой толщиной 10 см и облицована алюминиевыми листами толщиной 0,1 см. Кирпичные стены помещений имеют толщину 25 см. Высота помещения с установкой МИН 960 см. Толщина бетонного пола и перекрытия составляет 100 и 20,1 см соответственно.

Для оценки радиационной обстановки внутри здания и на прилегающей территории вычисляли значения МЭД от нейтронного и вторичного γ -излучения в регистрационных областях 1-11, отмеченных на рис. 3, 4, и в отсутствующей на них области 12, располагающейся по центру установки, на высоте 9,61 м от пола над крышей помещения МИН.



Рис. 3. Поперечное сечение модели установки МИН с Р3, области регистрации МЭД: 1 — вблизи установки; 2 — перед Р3; 3 — за Р3; t — толщина полиэтилена



Рис. 4. Поперечное сечение модели части здания с установкой МИН: 3—11 — области регистрации МЭД

При расчётах МЭД использовали коэффициенты перевода флюенса в эффективную дозу из НРБ-99/2009 [2] при облучении параллельными пучками нейтронного и γ-излучения в передней и задней геометрии.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЁТОВ

Эффективные дозы от импульсного излучения МИН. На первом этапе представленного расчётного алгоритма вычислены значения МЭД за один импульс от мгновенного нейтронного и вторичного γ-излучения для различной толщины РЗ из борированного полиэтилена. На основании полученных результатов получена зависимость суммарной годовой эффективной дозы облучения персонала, находящегося в 50 м от центра МИН (область 6 на рис. 4), от толщины РЗ (статистическая



Рис. 5. Зависимость от толщины РЗ годовой эффективной дозы на расстоянии 50 м от установки МИН

погрешность расчёта МЭД не превышала 1%). Данная зависимость показана на рис. 5, из которой следует, что годовая доза облучения при эксплуатации установки не будет превышать 2,5 мЗв при толщине полиэтилена более 18 см. Для обеспечения «запаса» на дополнительное облучение персонала γ -излучением активированных материалов предельное значение годовой дозы составит 2,2 мЗв, что обеспечивается толщиной РЗ более 19,3 см. При разработке проекта установки принято решение о выборе толщины РЗ 20 см. На втором этапе алгоритма

получены эффективные дозы за импульс установки МИН и за год её работы при выбранной толщине РЗ с внешней стальной облицовкой 0,5 см. Результаты приведены в табл. 2, где жирным шрифтом показано полученное значение годовой эффективной дозы в 50 м от МИН, удовлетворяющее нормативным требованиям.

	Режим 1			Режим 2			Режим 1 +
Область регистрации	1 импульс		За год	1 импульс		За год	+ Режим 2
	n	γ	$n + \gamma$	п	γ	$n + \gamma$	за год
Вблизи МИН	1,2.105	1,6.103	1,5.106	1,1.103	13,0	5,5·10 ⁵	2,0.106
Внутренняя поверхность РЗ	$2,1.10^{4}$	$4,3.10^{2}$	2,6.105	$2,2.10^{2}$	3,7	1,1.105	3,6.105
Внешняя поверхность РЗ	8,6·10 ²	99,0	$1,1.10^{4}$	2,3	9,4.10-1	1,6·10 ³	$1,3.10^{4}$
Внешняя стена внутри	46,0	4,3	6,0·10 ²	$1, 1.10^{-1}$	$4,0.10^{-2}$	74,0	$6,7 \cdot 10^2$
Внешняя стена снаружи	12,0	1,0	$1,5.10^{2}$	3,0.10-2	9,9.10-3	19,0	$1,7.10^{2}$
50 м от центра установки	$1,4.10^{-1}$	$1,5.10^{-2}$	1,9	2,62.10-4	1,66.10-4	2,1.10-1	2,1
Торец РЗ снаружи	28,0	1,5	$3,5.10^{2}$	9,3.10-2	1,4.10-2	51,0	4,0·10 ²
Соседнее помещение	1,2	$2,1.10^{-2}$	14,0	2,9.10-3	1,3.10-4	1,5	16,0
Соседнее помещение	1,8	2,6.10-2	22,0	5,0.10-3	1,8.10-4	2,5	24,0
Соседнее помещение	6,4·10 ²	2,6.10-3	8,0.10-1	2,5.10-4	2,6.10-5	1,3.10-1	9,3.10-1
Соседнее помещение	13,0	1,0	$1,7.10^{2}$	2,9.10-2	9,6.10-3	19	$1,9.10^{2}$
Над крышей помещения с МИН	5,3	4,5.10-1	68,0	8,7.10-3	4,4.10-4	6,3	75,0

Т а б л и ц а 2. Прогнозируемые эффективные дозы от нейтронного и γ-излучения в различных областях здания и прилегающей территории за один импульс установки МИН и за год её работы, мЗв

Нейтронный поток, 1/см³

 $1/(cm^3 \cdot c)$

Гамма-спектр,

Bk/kT

AKTMBHOCTb,

Bk/kr

Активность,

Активационный анализ. На основании расчётных нейтронных спектров в материалах МИН, РЗ и конструкционных материалах помещения на третьем этапе алгоритма с помощью программы TRACT получены радионуклидные составы (для Режима 1 показаны на рис. 6), выходы и спектры γ-излучения активированных материалов (для Режима 1 показаны на рис. 7), определены их удельные активности и энерговыделения.

Составы конструкционных материалов задавали максимально приближенными к реальным с учётом примесных элементов. Так, в качестве исходных составов материалов установки МИН и РЗ взяты данные, представленные в государственных стандартах, например, для меди из ГОСТа 839-2014, для стеклотекстолита из ГОСТа 12652-74, для стали из ГОСТа 380-2005.

Расчёты показали, что радиационная обстановка внутри помещения определяется последним импульсом установки, т.е. активность материалов становится пренебрежимо малой через 30 сут после импульса в Режиме 1 и через 18 ч после импульса в Режиме 2. Так, для Режима 1 интегральная удельная активность материалов МИН сразу после импульса составляет ~4.10¹⁰ Бк/кг, а через 30 сут — ~10⁴ Бк/кг (рис. 8). Для Режима 2 интегральная активность материалов МИН сразу после импульса составляет ~7,5.10⁶ Бк/кг, а через 18 ч — ~5.10⁴ Бк/кг.

В связи с этим оценка радиационной обстановки вблизи активированных материалов проводилась после одиночного импульса МИН. При этом для Режима 1 на конец облучения одиночным импульсом максимальная активность наблюдается у СТЭФа, наименьшая активность — у стали торцевой, через 30 сут максимальная активность у стали, а наименьшая у меди (рис. 9). Для Режима 2 наблюдается аналогичная картина, за исключением того, что на конец облучения максимальная активность наблюдается у меди, которая в ~2 раза превышает активность СТЭФа.



Рис. 6. Нейтронные спектры в материалах МИН в Режиме 1: — — сталь (оболочка); — — СТЭФ (внутренний слой); — медь; — — СТЭФ (внешний слой); — — сталь (торец)



Рис. 7. Спектры гамма-излучения материалов МИН через 1 с после импульса в Режиме 1: — сталь (оболочка); — СТЭФ (внутренний слой); — медь; — СТЭФ (внешний слой); — сталь (торец)



Рис. 8. Распределение интегральной активности материалов МИН в Режиме 1 за год работы установки



Рис. 9. Спад активности облучённых материалов установки МИН в Режиме 1 после одиночного импульса нейтронов: — сталь (оболочка); --- медь; - - СТЭФ (внутренний слой); — СТЭФ (внешний слой); --- сталь (торец)

Выполнен анализ радионуклидного состава и радиационных характеристик (активности и гамма-энерговыделения) каждого материала на конец облучения и на время выдержки 30 сут и 18 ч для установки в Режиме 1 и Режиме 2 соответственно. Основные вклады в интегральные активности и гамма-энерговыделения материалов установки в Режимах 1 и 2 вносят изотопы, представленные в табл. 3 и 4 соответственно.

Матариал	Время выдержки					
материал	1 c	30 сут				
	Активность					
Медь	⁶⁶ Cu (77%), ⁶² Cu (13%)	⁶⁰ Co (78%), ⁶³ Ni (8%)				
Сталь	^{60m} Co (38%), ^{183m} W (29%), ⁵² V (12%)	⁵¹ Cr (48%), ⁵⁸ Co (33%)				
СТЭФ	¹⁶ N (94%)	³⁷ Ar (99%)				
	Гамма-энерговыделение					
Медь	⁶² Cu (57%), ⁶⁶ Cu (26%), ¹⁶ N (7%)	⁶⁰ Co (90%)				
Сталь	⁵² V (37%), ⁵⁶ⁿ M (23%), ²⁸ Al (22%)	⁵⁸ Co (67%), ⁶⁰ Co (21%)				
СТЭФ	¹⁶ N (97%)	⁹⁵ Zr (55%), ⁴⁷ Ca (30%), ⁴⁷ Sc (9%)				

Таблица 3. Вклад изотопов в интегральные радиационные характеристики материалов установки в Режиме 1

т	a 6 a 1	1 Data a management						Datasa a 1
- I	аопипач	+ БКЛИЛИЗОТОНОВ В	интегряльные	рялиянионные хя	рактеристики	мятериялов	УСТИНОВКИ В	гежиме <i>z</i>
-	аси ца.			,	pane opnor mun		Jerunophin p	

Моторион	Время выдержки					
материал	1 c	18 ч				
	Активность					
Медь	⁶⁶ Cu (94%), ⁶² Cu (13%)	⁶⁴ Cu (100%)				
Сталь	^{60m} Co (25%), ^{183m} W (70%)	⁵⁶ Mn (42—75%)				
СТЭФ	¹⁶ N (80%), ²⁸ Al (20%)	⁹⁴ Zr (100%)				
Гамма-энерговыделение						
Медь	⁶⁶ Cu (87%), ⁶⁴ Cu (6%), ⁶² Cu (5%)	⁶⁴ Cu (100%)				
Сталь	^{183m} W (34—60%), ⁵⁶ Mn (23—34%), ⁵² V (16—25%)	⁵⁶ Mn (78—98%)				
СТЭФ	¹⁶ N (90%), ²⁸ Al (10%)	⁴⁸ Ca (78—90%), ⁴¹ Ca (10—22%)				

МЭД от излучения активированных материалов. На четвёртом этапе алгоритма выполнены расчёты МЭД от γ-излучения активированных материалов с использованием тех же моделей, что и на втором этапе расчётов, но с пространственным распределением источников гамма-излучения, соответствующим расположению материалов в конструкциях МИН (сталь, медь, СТЭФ), радиационной защиты (полиэтилен, сталь), в кирпичных стенах и бетонных конструкциях помещений. При этом предполагалось, что в результате импульсного облучения нейтронным потоком материалы МИН и РЗ активировались во всём объёме, а стены и пол — на глубину 1 и 2 см соответственно (данные значения взяты из [10]). Источники моделировали изотропными с гамма-спектрами, полученными из расчётов по программе TRACT (см. рис. 7).

Полученные значения МЭД от активированных материалов после импульса МИН на высоте центра установки в помещениях, а также на прилегающей к зданию территории для различного времени выдержки представлены в табл. 5. В таблице жирным шрифтом отмечены значения МЭД, удовлетворяющие нормативным требованиям и указывающие на допустимые времена запрета пребывания персонала в данных областях.

			,			
Denser	Область регистрации					
время	Поверхность МИН (об-		Соседние помещения	(
выдержки, ч	ласть 1)	центр г з (область з)	(область 11)	Стена здания (область 5)		
		Режим 1				
2,8.10-4	9,49·10 ⁵	$8,78 \cdot 10^5$	6,69·10 ⁴	5,49.104		
1	$2,07 \cdot 10^2$	$3,03 \cdot 10^2$	2,92	2,74		
2	$1,53 \cdot 10^{2}$	$2,42 \cdot 10^{2}$	2,49	2,33		
4	1,09·10 ²	$1,43 \cdot 10^{2}$	1,52	1,53		
8	6,43·10 ¹	$5,21 \cdot 10^{1}$	7,13·10 ⁻¹	6,32·10 ⁻¹		
16	4,33·10 ¹	1,01·10 ¹	$2,77 \cdot 10^{-1}$	$2,33 \cdot 10^{-1}$		
24	$2,00.10^{1}$	3,47	1,64.10-1	$1,20 \cdot 10^{-1}$		
	1	Режим 2				
2,8.10-4	$1,05 \cdot 10^3$	$2,17 \cdot 10^3$	$1,14 \cdot 10^{2}$	9,85·10 ¹		
1	1,96	7,53·10 ⁻¹	8,90·10 ⁻³	8,70·10 ⁻³		
2	1,58	5,85.10-1	7,44.10-3	7,39·10 ⁻³		

Таблица 5. МЭД после импульса МИН, мкЗв/ч

АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

Результаты расчётов доз от импульсного излучения МИН с РЗ толщиной 20 см (см. табл. 2) позволяют сделать следующие выводы:

— прогнозируемая суммарная годовая эффективная доза от импульсов установки МИН (Режим 1 + Режим 2) с толщиной РЗ 20 см на расстоянии 50 м от здания (размер «запретной зоны») составляет 2,1 мЗв, что удовлетворяет требованиям НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 по предельному дозовому воздействию на персонал группы Б с учётом коэффициента запаса, равного 2;

— во время импульса установки МИН радиационная обстановка как в здании, так и на прилегающей территории определяется, в основном, нейтронным излучением, доза от которого на порядок превышает дозу от γ-излучения;

— эффективная доза от излучения установки МИН в Режиме 1 превышает эффективную дозу от излучения установки МИН в Режиме 2 в 10 раз.

На основании полученных результатов расчётов МЭД от облучённых материалов (см. табл. 5) можно сделать следующие выводы:

— в помещении, где располагается установка, мощность дозы от γ-излучения активированных материалов не будет превышать 12 мкЗв/ч через 16 ч (рис. 10, *a*) после импульса МИН в Режиме 1 и через 1 ч после импульса в Режиме 2;

— в других близлежащих помещениях и на территории, прилегающей к зданию, где планируется пребывание персонала группы Б, мощность дозы от γ-излучения активированных материалов не будет превышать 1,2 мкЗв/ч через 5 ч (рис. 10, *б*) после импульса МИН в Режиме 1 и через 1 ч после импульса в Режиме 2;

— значения мощности дозы от активированных материалов после импульса МИН в Режиме 2 в 100—1000 раз меньше соответствующих значений после импульса установки в Режиме 1;

— сразу после импульса в Режиме 2 мощность дозы у внешней поверхности РЗ превышает мощность дозы у поверхности установки из-за активации стальной оболочки РЗ (в Режиме 1 такое явление наблюдается для времени выдержки 1—4 ч);

 — мощность дозы в соседнем помещении и за внешней стеной здания практически совпадает, что говорит о том, что минеральная вата и алюминий не вносят существенного вклада в ослабление γ-излучения.



Рис. 10. Зависимость МЭД остаточного γ-излучения у поверхности РЗ: — МЭД у РЗ, — 12 мкЗв/ч (*a*) и в соседнем помещении: — МЭД в сосед. пом., — 1,2 мкЗв/ч (*б*) от времени выдержки после импульса МИН в Режиме 1

Таким образом, после импульса МИН в Режиме 1 запретный период для персонала группы А, работающего в непосредственной близости от установки, составляет 16 ч, а для персонала группы Б, работающего в соседних помещениях, — 5 ч, после импульса МИН в Режиме 2 запретный период для всего персонала составляет 1 ч.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

С целью оценки радиационной обстановки около импульсного источника нейтронов установки МИН разработан и применён расчётно-аналитический алгоритм, основанный на совместном использовании двух программ для ЭВМ ТDMCC и TRACT, входящих в состав ПК КОРИДА. Анализ результатов вариантных расчётов позволил обосновать толщину радиационной защиты из борированного полиэтилена 20 см. На последующих этапах алгоритма с выбранными параметрами защиты выполнены совместные расчёты по программам TDMCC и TRACT, оценены дозовые нагрузки на персонал от активированных конструкционных материалов для различного времени выдержки, определено время запрета доступа на рабочие места персонала групп А и Б — 16 и 5 ч соответственно после импульса установки МИН.

Полученные оценки дозовых воздействий на персонал вошли в Отчёт по обоснованию безопасности при сооружении радиационного источника МИН.

Разработанный алгоритм, реализованный средствами ПК КОРИДА, может быть использован при оценках радиационной обстановки около других импульсных или стационарных источников нейтронного излучения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1. Житлухин А.М. Современное состояние исследований импульсных термоядерных устройств на базе потоков плотной замагниченной плазмы. Доклад на научном семинаре ГК «Росатом» «Управляемый термоядерный синтез и плазменные технологии». Москва, 2023; URL: https://fusion.rosatom.ru/docs/30-06-2023/1 30.06.2023.pdf (дата обращения 26.10.2023).
- 2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СанПиН 2.6.1.2523-09.
- Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010. Санитарные правила и норма-3 тивы СП 2.6.1.2612-10.
- 4. Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» от 09.01.1996 № 3-ФЗ.
- 5. Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников НП-039-16.
- 6 Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о государственной регистрации № 2010614412, ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ».
- 7. Блохин А.И., Блохин П.А., Сипачев И.В. Возможности расчётного кода ТRACT для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ. — Радиоактивные отходы, 2018, № 2 (3), с. 95—104.
- 8. Аракелян А.А., Блохин А.И., Блохин П.А. и др. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач с ОЯТ и РАО. — Радиоактивные отходы, 2022, № 3 (20), с. 107—113.
- 9. Семенова Т.В., Житник А.К., Артемьева Е.В., Волков Н.А., Ломтева К.С., Шукаева О.Н. Верификация программы ТDMCС для решения задач радиационной защиты от заданных источников нейтронного и фотонного излучения. — В сб.: Труды XVII международной конференции «Супервычисления и математическое моделирование. Российский федеральный ядерный центр — ВНИИЭФ (Саров), 2019, с. 490—498.
- 10. Веселкин А.П., Егоров Ю.А., Емельянов И.Я., Орлов Ю.В., Панкратьев Ю.В. Спектры быстрых нейтронов за материалами и композициями защиты ядерных реакторов. Атлас. — М.: Атомиздат, 1970.

ИБРАЭ РАН, 115191 Москва, ул. Большая Тульская 52, Россия



Полина аспирантка kizub@ibrae.ac.ru









Анатолье- Владимир Юрьевич Сабина Темергали- Анатолий Иванович Юрий Евгеньевич Алексан- Павел дровна Кизуб, н.с., вич Блохин, заве-Коновалов, главный евна Казиева, м.н.с., Блохин, в.н.с., к.ф.- Ванеев, в.н.с., д.т.н. дующий отделом, специалист аспирантка yuvan@ibrae.ac.ru M.H. konovalov@ibrae.ac.ru kazieva@ibrae.ac.ru bai@ibrae.ac.ru к. техн. н blokhin@ibrae.ac.ru

Статья поступила в редакцию 13 сентября 2023 г.

- После доработки 1 октября 2023 г.
- Принята к публикации 12 октября 2023 г.
 - Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2023, т. 46, вып. 4, с. 92-100.