

**ФИЗИЧЕСКИЕ ПРИБОРЫ ДЛЯ ЭКОЛОГИИ,  
МЕДИЦИНЫ, БИОЛОГИИ**

УДК 539.16.07

**ЗАЩИТНЫЙ ЗАГЛУБЛЕННЫЙ КОНТЕЙНЕР ДЛЯ ВЫДЕРЖКИ  
И ВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ АКТИВИРОВАННЫХ МИШЕНЕЙ**

© 2010 г. Б. Ф. Баянов, Я. З. Кандиев\*, Е. А. Кашаева\*, Г. Н. Мальшкин\*,  
С. Ю. Таскаев, В. Я. Чудаев

*Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН  
Россия, 630090, Новосибирск, просп. Академика Лаврентьева, 11*

*\*РФЯЦ “ВНИИ технической физики им. Е.И. Забабахина”*

*Россия, 456770, Снежинск, ул. Васильева, 13*

Поступила в редакцию 20.05.2010 г.

В Институте ядерной физики (ИЯФ) СО РАН создан ускорительный источник эпитепловых нейтронов для проведения исследований в области нейтронозахватной терапии злокачественных опухолей. Одной из проблем, возникающих при генерации нейтронов по реакции  ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$ , является обеспечение безопасности при обращении с мишенями с накопленным в них радионуклидом  ${}^7\text{Be}$ . Предлагается осуществлять дезактивацию мишеней естественным путем, помещая их в заглубленный контейнер, находящийся в помещении ускорительной установки. Оценена максимально возможная активность мишеней, помещаемых в контейнер после плановой генерации нейтронов на установке. Для определения оптимальных размеров контейнера, обеспечивающих снижение уровня  $\gamma$ -излучения от его содержимого до приемлемых значений, выполнены аналитические оценки и проведены расчеты методом Монте-Карло переноса  $\gamma$ -излучения. Представлены технический проект контейнера и его реализация.

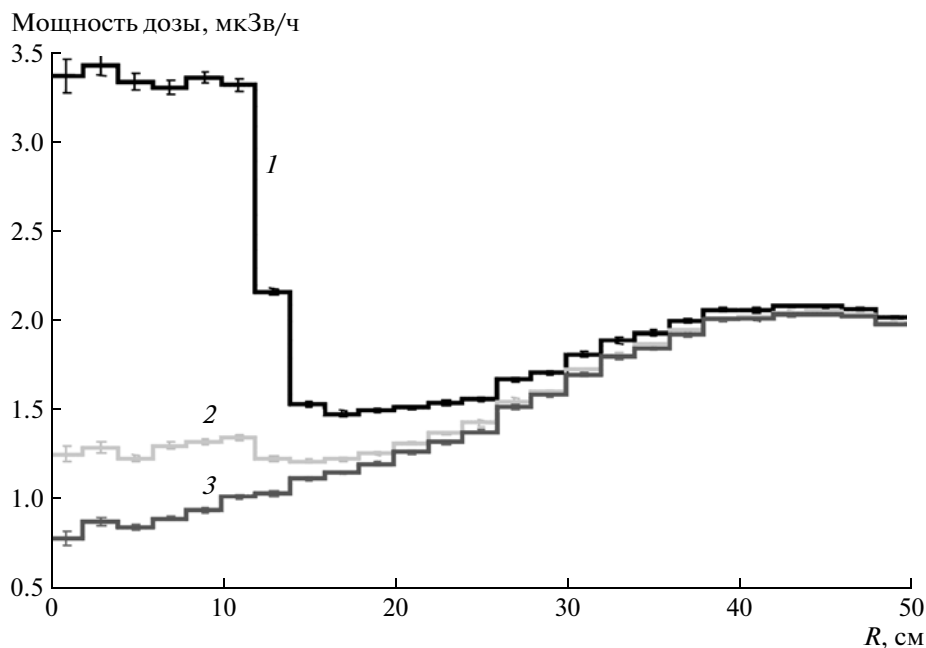
В 1998 году для нейтронозахватной терапии злокачественных опухолей в клинике был предложен источник эпитепловых нейтронов на основе ускорителя-тандема с вакуумной изоляцией с использованием пороговой реакции  ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$  [1]. В настоящее время в ИЯФ СО РАН на созданном пилотном варианте источника ведутся работы по обеспечению длительной генерации нейтронов и формированию пучка эпитепловых нейтронов. Одна из проблем, требующих решения, связана с активацией мишени в результате реакции  ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$ . Генерация нейтронов в результате этой реакции сопровождается накоплением радиоактивного изотопа  ${}^7\text{Be}$  внутри литиевого слоя. Эффективный теплосъем [2] позволяет поддерживать литиевый слой в твердом состоянии (ниже температуры плавления лития, равной  $180^\circ\text{C}$ ) при его нагреве протонным пучком мощностью до 25 кВт. Тем самым обеспечивается удержание радионуклида внутри литиевого слоя и его нераспространение по всей установке. После достижения некоторой величины активности, препятствующей проведению экспериментов или терапии, либо при достижении предельного времени эксплуатации мишени под радиационным воздействием протонного пучка предполагается снятие мишени и перемещение части мишени, а именно, приемника пучка с литиевым слоем (см. рис. 1 в [3]), в защитный заглубленный контейнер для выдержки и временного хранения. Такая процедура представляется оптимальной, поскольку, с

одной стороны, период полураспада  ${}^7\text{Be}$  (53.3 сут.) не слишком велик для реализации простой возможности дезактивации мишени в контейнере естественным путем, с другой стороны, он достаточно велик для проведения превентивных кратковременных операций по снятию мишени с установки и помещению ее в контейнер.

Для подготовки технического проекта защитного заглубленного контейнера и его последующего изготовления была определена максимальная активность активированных мишеней, выполнены аналитические оценки и методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА [4] проведены расчеты переноса  $\gamma$ -излучения для определения оптимальных размеров контейнера, обеспечивающих безопасное его использование.

Для генерации нейтронов на установке используются два варианта: стандартный (при энергии протонного пучка 2.5 МэВ) и припороговый (при 1.915 МэВ). В первом случае выход нейтронов равен  $8.9 \cdot 10^{12} \text{ с}^{-1}$  при токе протонов 10 мА, во втором — почти в 30 раз меньше [5]. С точки зрения активации мишени худшим является режим генерации при энергии 2.5 МэВ, который и рассмотрим.

С каждым нейтроном связано образование ядра  ${}^7\text{Be}$ , превращающегося с периодом полураспада 53.3 сут. в стабильное ядро  ${}^7\text{Li}$ . В 10.3% случаев распад сопровождается испусканием фотона с энергией 0.4776 МэВ [6].



Распределение по радиусу  $R$  от оси трубы мощности дозы над контейнером на высоте 0.5 м для свинцового диска толщиной 40 (1), 50 (2) и 60 мм (3).

Для оценки активации мишени будем полагать, что источник генерирует нейтроны не круглосуточно, а только 1/10 времени, что представляется достаточно реалистичным и даже вряд ли достижимым. В последующих расчетах для простоты будем считать, что генерация нейтронов непрерывна, но ток протонного пучка равен 1 мА. Наработка бериллия происходит с характерным временем 77 дней, и примерно через год активность  ${}^7\text{Be}$  выходит на стационарное значение  $8.9 \cdot 10^{11}$  Бк, численно равное скорости генерации нейтронов при токе 1 мА. При такой активности из мишени в секунду будут испускаться  $9.2 \cdot 10^{10}$  фотонов с энергией 0.4776 МэВ.

Следует учесть, что предполагаемое время эксплуатации мишени заметно меньше периода полураспада  ${}^7\text{Be}$ , поэтому состояние насыщения для каждой отдельной мишени достигаться не будет. Полученное же выше значение насыщения может быть отнесено к суммарной активности всех мишеней, последовательно эксплуатировавшихся на установке.

При оценке защитных требований к контейнеру полагаем, что полное количество  ${}^7\text{Be}$  в мишенях, находящихся в контейнере, соответствует состоянию насыщения, т.е. суммарная активность равна  $8.9 \cdot 10^{11}$  Бк.

Расчет керма-постоянной  ${}^7\text{Be}$  (по воздушной керме) в соответствии со справочником [7] дает значение  $1.86 \cdot 10^{-18}$  Гр  $\cdot$  м<sup>2</sup>/(с  $\cdot$  Бк). Значение насыщения керма-эквивалента  ${}^7\text{Be}$ , достигаемое через год, составит  $6 \cdot 10^3$  мкГр  $\cdot$  м<sup>2</sup>/ч. На расстоянии

2 м от точечного источника такой активности, не окруженного никакими материалами, мощность кермы составит  $1.5 \cdot 10^3$  мкГр/ч. В помещениях временного нахождения персонала проектная мощность эквивалентной дозы для стандартных условий в соответствии с [8] составляет 12 мкЗв/ч. Пренебрегая небольшим для нашего случая различием соответствующих численных значений мощностей эквивалентной дозы и воздушной кермы, можно видеть, что требуется ослабление по керме примерно в 125 раз. В соответствии с данными универсальных таблиц [7, табл. 5.41 и 5.43] такое ослабление для точечного изотропного источника и бесконечной геометрии среды может быть обеспечено защитой из 3-см свинца либо 40-см бетона.

Контейнер для выдержки и временного хранения активированных мишеней предложено реализовать в виде погруженного в грунт длинного стального стакана внешним диаметром 219 мм и высотой 2 м, на дно которого (толщина днища 10 мм) будут помещаться активированные мишени. Сверху стакан закрывается крышкой, представляющей собой сэндвич из стального диска толщиной 10 мм и диаметром 280 мм (на 60 мм больше внешнего диаметра трубы) и смонтированного на нем более толстого диска из свинца, окончательную толщину которого следует принять после проведения дополнительных расчетов. Конструкция крышки должна предусматривать возможность герметизации для исключения попадания влаги и для напуска тяжелого инертного газа, если необходимо.

Особенностью предложенной конфигурации контейнера является то, что на защитную крышку снизу, помимо прямого потока фотонов с энергией 0.4776 МэВ из мишеней, попадает значительное количество излучения, рассеянного стальной стенкой трубы контейнера и прилегающим грунтом; кроме того, выходящий из поверхности пола в ближайшей окрестности периметра защитной крышки поток многократно рассеянного грунтом излучения также может оказывать существенное влияние на формирование поля излучения над контейнером. В этой ситуации результаты приведенных выше простых предварительных оценок защитных требований, полученные с использованием универсальных таблиц [7], выглядят недостаточными. Для более адекватного учета геометрических особенностей предложенного варианта контейнера проведено монте-карловское моделирование переноса  $\gamma$ -излучения  ${}^7\text{Be}$ .

В расчетах комплект активированных мишеней имитировали точечным изотропным источником  $\gamma$ -излучения с энергией 0.4776 МэВ и интенсивностью  $9.4 \cdot 10^{10} \text{ с}^{-1}$ , расположенным в центре на дне трубы. Цель расчетов состояла в определении оптимальной толщины свинцового диска и достаточности выбранной величины напуска крышки над трубой. Для этого методом Монте-Карло был рассчитан радиальный ход мощности дозы над контейнером на высоте 0.5 м от поверхности пола для четырех значений толщины диска: 30, 40, 50 и 60 мм. Разбиение по радиусу проводили равномерное с шагом 2 см. Результаты расчетов для толщин диска 40, 50 и 60 мм и их статистическая погрешность приведены на рисунке.

Как видно, существенная зависимость мощности дозы от толщины свинцового диска наблюдается в области, лежащей непосредственно над самим диском ( $R < 14$  см), и менее существенная — во внешней области. Из полученных результатов следует, что толщина диска 30 мм, при которой мощность дозы по оси достигает 16 мкЗв/ч, и, возможно, 40 мм является недостаточной. Наиболее предпочтительной представляется толщина диска 50 мм, поскольку увеличение толщины до 60 мм приводит к снижению мощности дозы над самим диском в полтора раза при практически неизменных значениях мощности дозы над прилегающим грунтом. Таким образом, крышка контейнера со свинцовым диском толщиной 50 мм позволит удерживать мощность дозы на уровне не выше 2 мкЗв/ч, что в 6 раз меньше допустимой для помещения с временным нахождением персонала и в 3 раза меньше — с постоянным пребыванием персонала.

Слой свинца толщиной 40 мм ослабляет мощность кермы в широком пучке  $\gamma$ -квантов  ${}^7\text{Be}$  в 900 раз [7]. Результаты же расчета методом Монте-Карло для области над крышкой указывают на ослабление примерно в 300 раз. Это означает, что

при такой толщине свинцового слоя крышки вклад в дозу фотонов, рассеиваемых верхней частью трубы контейнера и прилегающим грунтом, становится сопоставимым с дозовым вкладом, обусловленным входящим в крышку снизу “прямым” потоком фотонов с энергией 0.4776 МэВ из источника, либо даже его превышает. При толщине же свинца 50 мм вклад этой “прямой” компоненты в дозу над крышкой явно перестает быть доминирующим.

Излучение, рассеиваемое верхней частью трубы контейнера и прилегающим грунтом, практически полностью определяет “дозное” поле в области над полом на некотором удалении от крышки контейнера. Например, для точки детектирования, расположенной на высоте 0.5 м от пола и отстоящей от оси контейнера на 40 см, имеем вдоль луча из источника в эту точку 5.4 см железа (с учетом “косого” прохождения стенки трубы) и грунт, эквивалентный примерно 105 см бетона. Оценка вклада в мощность дозы в рассматриваемой точке только за счет распространения излучения в этом направлении методом простого лучевого анализа с использованием упомянутых выше универсальных таблиц дает результат, заниженный по сравнению с расчетом методом Монте-Карло примерно в  $10^5$  раз! Это обстоятельство наглядно иллюстрирует важность и полезность использования метода Монте-Карло для анализа эффективности защитного контейнера с предлагаемой геометрией.

На основе проведенных расчетов был разработан и согласован с Отделом радиационных исследований и радиационной безопасности ИЯФ СО РАН технический проект контейнера для выдержки и временного хранения активированных мишеней. Было установлено, что наиболее подходящим местом для размещения заглубленного защитного контейнера является нижнее помещение бункера, в котором располагается ускорительный источник нейтронов. В бетонном полу было проделано отверстие, а затем в грунте пробурено углубление, в которое была вставлена труба с приваренным днищем. Свободное пространство вокруг трубы было затампонировано грунтом, сверху забетонировано. Труба установлена с небольшим возвышением над поверхностью пола и закрыта крышкой. Была вмонтирована система предупреждения об открытии крышки и установлено ограждение. В итоге, создание такого заглубленного защитного контейнера для выдержки и временного хранения активированных мишеней позволит осуществлять длительную генерацию нейтронов, необходимую для проведения исследований в области бор-нейтронозахватной терапии злокачественных опухолей.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Bayanov B., Belov V., Bender E. et al.* // Nucl. Instrum. and Methods in Phys. Res. A. 1998. V. 413. № 2–3. P. 397.
2. *Bayanov B., Belov V., Kindyuk V. et al.* // Appl. Radiation and Isotopes. 2004. V. 61. № 5. P. 817.
3. *Bayanov B., Kashaeva E., Makarov A. et al.* // Appl. Radiation and Isotopes. 2009. V. 67. № 7–8. Suppl. 1. P. S282.
4. *Кандиев Я.З., Серова Е.В.* // Атомная энергия. 2005. Т. 98. С. 386.
5. *Blue T., Yanch J.* // J. of Neuro-oncology. 2003. V. 62. P. 19.
6. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения: Публикация 38 МКРЗ: Ч. 1. Кн. 1. Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1987.
7. *Машкович В.П., Кудрявцева А.В.* Защита от ионизирующих излучений: Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1995.
8. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). СП 2.6.1.799-99. М.: Минздрав России, 2000.