

Радиационная безопасность в лучевой терапии с использованием ускорителей электронов

В лучевой терапии пациенты подвергаются воздействию потенциально летальных доз до 10 Гр в минуту при рабочей нагрузке до 1000–1500 Гр в неделю. В последнее время в РФ для терапии используются ускорители электронов с энергиями фотонного излучения до 30 МэВ. Для расчета защит ускорителей используется СанПиН 2.6.1.2573–2010, в котором отсутствуют данные, необходимые для корректного расчета защит, не выполняется экспертиза проектов физиками, отсутствует методическое и метрологическое сопровождение дозиметрических измерений фотонного и нейтронного излучений ускорителей. В связи с вышеуказанным, необходимы разработки методик расчета защит и выполнения дозиметрических измерений в полях излучений медицинских ускорителей электронов.

Ключевые слова: СанПиН 2.6.1.2573–2010, доза фотонного излучения ускорителей, доза нейтронного излучения ускорителей, методика расчета защит ускорителей.

К.Нурлыбаев, Ю.Н.Мартынюк, А.И.Каракаш, Л.Л.Синников
(НПП «Доза», г.Зеленоград); Е.Н.Лыкова, Ж.Ж.Галаяутдинова, А.Ю.Бушманов,
А.Г.Цовьянов (ФМБЦ им.А.И.Бурназяна, г.Москва); С.И.Иванов, С.В.Логинова
(РМАПО, г.Москва)

Лучевая терапия является одним из основных методов лечения онкологических опухолей. По оценкам МАГАТЭ, к 2015 году в мире будет использоваться около 10000 терапевтических аппаратов.

До настоящего времени в терапии в основном применялись ус-

тановки с источником кобальт-60 (энергия гамма-квантов 1,2 МэВ) и рентгеновские аппараты с напряжением до 0,40 МВ (энергия фотонов до 0,4 МэВ). В последние 10 лет в терапии всё чаще используются линейные ускорители электронов с напряжением 6–30 МВ (максимальная энергия фотонов

6–30 МэВ).

При использовании линейных ускорителей электронов в лучевой терапии пациенты подвергаются воздействию высоких доз до 10 Гр в минуту. Рабочая нагрузка также очень высока: 1000–1500 Гр в неделю.

Для сравнения необходимо от-

метить, что в радиологии доза 5 Гр считается дозой 50/30, т.е. дозой, при равномерном облучении всего тела человека которой, погибает 50 % людей за 30 дней, а дозовый предел для персонала группы А равен 20 мЗв в год.

Поскольку за пределами отделений лучевой терапии находятся посетители, пациенты и персонал, расчет защит таких установок составляет важную часть работ по проектированию отделений лучевой терапии.

Особую актуальность данная проблема приобретает в последнее время, когда идет массовая поставка высокоэнергетических источников – терапевтических ускорителей в медицинские учреждения России, поэтому необходимо в первую очередь рассмотреть биологическую защиту ускорителей.

1. Дозы в процедурных кабинетах радиотерпевтических отделений.

В 2013 г. группой специалистов НПП «Доза», ФМБЦ им.А.И.Бурназяна и кафедры радиационной гигиены РМАПО были проведены дозиметрические измерения в лаборатории медицинской физики ФМБЦ им.А.И.Бурназяна. Измерения проводились на ускорителе Varian Trilogy при напряжении 20 МВ, т.е. при максимальной энергии фотонов 20 МэВ. Было проведено две серии измерений при направлении головки ускорителя прямо вниз (под углом $\alpha = 0^\circ$) и вбок (под углом $\alpha = 90^\circ$) как указано на рис. 1 и 2. В качестве детекторов использовались термолюминесцентные дозиметры (ТЛД) из комплекта «Доза ТЛД». На рис. 1 и 2 указаны номера точек, в которых проводились измерения доз, результаты измерения и расстояния до точек от края стола в мм. Под номером 1 указаны точки на фанто-

Табл. 1. Измеренные дозы, мГр. Номера точек измерения приведены в соответствии с рис. 1 и 2.

№ точки измерения	Облучение прямо вниз ($\alpha = 0^\circ$)	Облучение вбок ($\alpha = 90^\circ$)
1	12100	10900
2	1400	10,09
3	280	17,12
4	12,7	42,2
5	6,55	56,6
6	6,29	287,5
7	5,87	7,74
8	5,44	7,33
9	5,32	5,77
10	5,38	5,39

ме из ПММА (размером 19×19×19 см) моделирующем облучаемого пациента.

Дозиметры гамма-излучения ДТЛ-02 с детекторами ДТГ-4 из фтористого лития (LiF) и дозиметры нейтронного излучения ДВНГ с детекторами из фтористого лития (LiF), обогащенного изо-

топом лития Li-6, ДТГ-4(6), и обогащенные изотопом лития Li-7, ДТГ-4(7), были откалиброваны в единицах индивидуального эквивалента дозы Нр(10) в полях источников Am-241 (59,5 кэВ), Cs-137 (662 кэВ), Co-60 (1,25 МэВ) и PuBe. Используемые детекторы из фтористого лития являются

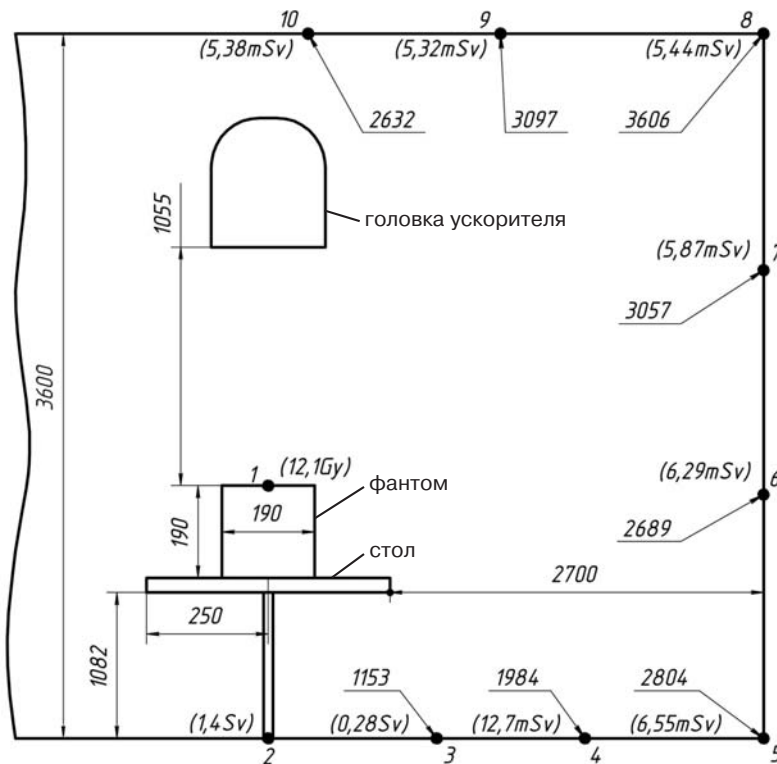


Рис. 1. Схема измерений при направлении головки ускорителя прямо вниз (под углом $\alpha = 0^\circ$).

Табл.2. Доза нейтронного излучения утечки для ускорителей фирмы Elekta

Энергия фотона (МэВ)	Утечка нейтронов вне основного пучка на расстоянии 1 м от мишени (% Гр от нейтронов на 1 Гр от фотонов)
20	0,020
18	0,015
15	0,007
10	0,003
8	0,0003

тканеэквивалентными и поэтому имеют малую зависимость чувствительности от энергии излучения при измерениях индивидуального эквивалента дозы Нр(10). Дозы от фотонного излучения указываются как в единицах поглощенной дозы в воздухе Грей (Гр), так и в единицах Зиверт (Зв), т.к. для фотонного излучения коэффициент качества равен 1, а от нейтронов – в единицах Зиверт в соответствии с калибровкой.

При вертикальном положении головки ускорителя было проведено несколько сеансов облучения с суммарной дозой 12,1 Гр (точка 1 на рис.1), при горизонтальном – до набора дозы 10,9 Гр (точка 1 на рис.2). Результаты измерения приведены в табл.1.

1.1. Результаты измерения при направлении головки ускорителя прямо вниз. Результаты измерения указывают на то, что суммарное воздействие излучения утечки из аппарата и рассеянного от фантома и помещения излучения необходимо рассматривать скорее как воздействие излучения однородного и бесконечного, чем как точечного источника, поэтому, для упрощения обсуждения, значения результатов измерения в точках с номерами 5, 6, 7, 8, 9, 10 можно считать одинаковыми.

В этом случае результат измерения в точке 4, равный 12,7 мГр, составляет 0,1 % от дозы в изоцентре, что хорошо согласуется с экспериментальными данными из доклада 151 Национального Совета по радиационной защите США

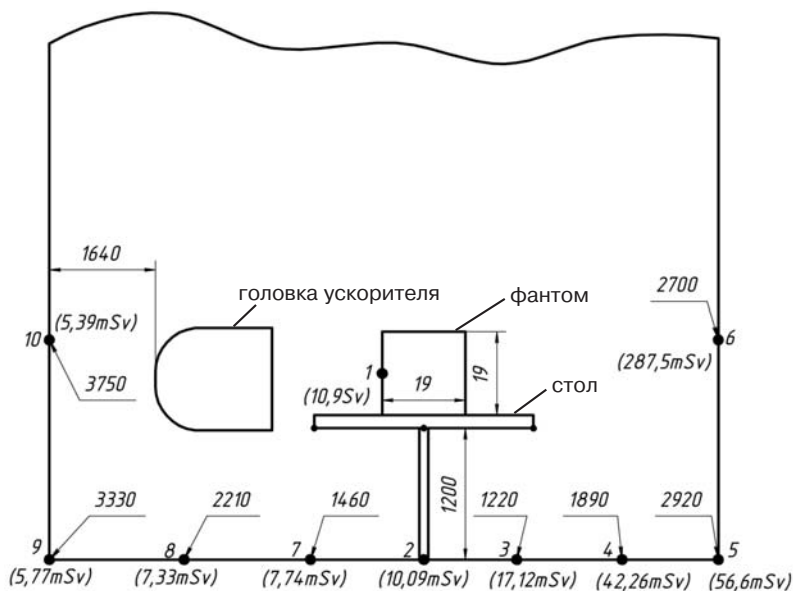
(НКРЗ США) [1], где приводится значение 0,18 % для угла рассеяния 37° .

Результат же измерения в точке 6 на расстоянии 3 м от центра фантома, равный 6 мГр, будет примерно таким же на расстоянии 1 м от центра фантома, что составляет 0,05 % от дозы в изоцентре и также согласуется с результатом эксперимента, равным 0,02 %, из того же доклада 151 НКРЗ США.

Таким образом можно рассчитать дозы от рассеянного под углом $\alpha = 90^\circ$ излучения: от 1 до 1,5 Гр в неделю при рабочей нагрузке в изоцентре 1000–1500 Гр в неделю. При этом надо иметь в виду, что энергия рассеянного под 90° излучения меньше, чем энергия первичного излучения. Дозовый предел за неделю равен 0,4 мЗв, т.е. защита от рассеянного излучения должна обеспечить уменьшение дозы в 3750 раз, а с учетом коэффициента запаса, равного двум, принятого при проектировании, 7500 раз.

В данном случае речь идет о вторичной защите, которая также должна ослаблять дозу от излучения утечки, которое в соответствии с докладом 47 МАГАТЭ [2] составляет до 0,1 % от значения дозы в первичном пучке на радиусе 2 м, измеренного от центральной оси пучка, т.е. тех же 1–1,5 Гр, но следует отметить, что при этом средняя энергия излучения утечки существенно выше, чем энергия рассеянного излучения.

Если говорить о первичном излучении, то результат измерения в точке 2 равен 1,4 Гр и составляет 12 % дозы в точке 1. Т.е. при рабочей нагрузке 1000–1500 Гр в неделю доза в точке 2 составила бы от 115 до 174 Гр в неделю, и если бы под процедурной располагалась рабочая зона, то основная за-

Рис.2. Схема измерений при направлении головки ускорителя вбок (под углом $\alpha = 90^\circ$).

щита должна была бы уменьшить дозу первичного пучка до 8700 раз, а с учетом вышеуказанного коэффициента запаса в 17400 раз.

1.2. Результаты при направлении головки ускорителя вбок (под углом $\alpha = 90^\circ$). Аналогичные рассуждения справедливы и для случая направления излучения вбок ($\alpha = 90^\circ$), в этом случае дозы от излучений утечки и рассеянного излучения в точках 2, 7, 8, 9, 10 можно считать одинаковыми.

Доза в точке измерения 6 составляет 2,6 % от дозы в точке 1 и при рабочей нагрузке 1000–1500 Гр в неделю составила бы от 26 до 40 Гр в неделю.

Основная защита, расположенная там, должна была бы уменьшить дозу первичного пучка с учетом вышеуказанного коэффициента запаса до 4000 раз.

Для вторичной защиты справедливы те же рассуждения, как и в случае направления излучения прямо вниз: защита от рассеянного излучения должна обеспечить, с учетом коэффициента запаса, уменьшение дозы в 7500 раз. Те же самые выводы справедливы относительно излучения утечки.

1.3. Дозы от нейтронов. Все предыдущие рассуждения и результаты измерения были даны для фотонного излучения. Однако, как известно, фотонное излучение с энергией свыше 10 МэВ при взаимодействии с веществом в результате фотонейтронной реакции генерирует нейтроны.

Для измерения дозы нейтронного излучения были использованы гамма-нейтронные детекторы LiF-6 и LiF-7, входящие в дозиметры ДВНГ из комплекса “Доза ТЛД”. При этом для обеспечения корректных измерений операционной величины гамма- и нейтронных излучений, эквивалентов Ambientных доз, детекторы были помещены в замедлитель – полиэтиленовую сферу Международной ко-

миссии по радиационным единицам и измерениям (МКРЕ) диаметром 245 мм. Замедлитель располагался на столе вне первичного пучка на расстоянии 1 м от оси пучка. В этих условиях при дозе 12,1 Гр в точке 1 доза $N^*(10)$ от нейтронного излучения составила 6,9 мЗв, а от гамма-излучения 2,7 мЗв.

Доза нейтронного излучения обусловлена нейтронами, генерируемыми материалами с высокой атомной массой в терапевтической головке ускорителя (т.е. нейтронами утечки) и фотонейтронной реакцией в конструкционных материалах помещений. Средняя доза в помещении будет зависеть от геометрии помещения, но, как правило, она составляет около 50 % от дозы нейтронов утечки в первичном пучке [3].

Исходя из литературных данных [3], приведенных в табл.2, видно, что доза от нейтронов утечки составляет около 0,015 % от дозы фотонов в первичном пучке, т.е. в нашем случае при дозе первичного пучка 12,1 Гр доза от нейтронов утечки должна быть менее 2 мГр.

В международных и зарубежных

ных документах по проектированию защит ускорителей [1,2,4-8] большое внимание уделяется защите от нейтронов, принципы проектирования которой существенно отличаются от принципов проектирования защит от фотонного излучения. Если в случае с фотонами металл с высокой плотностью и с большим атомным номером считается подходящим материалом для защиты, то эти документы не рекомендуют применять металл во внутреннем слое защиты при напряжениях больше 10 МВ. При этом каждые 2,5 см борированного полиэтилена уменьшают дозу от фотонейтронов в 2 раза [1,2].

1.4. Обсуждение результатов измерений в процедурном кабинете. Таким образом, результаты измерений показывают, что в терапевтической процедурной, при дозе от первичного пучка в изоцентре около 10 Гр, дозы от излучения утечки и рассеянного излучения на поверхностях вторичных защит будут до 10 мГр, т.е. до 0,1 % от дозы от первичного пучка в изоцентре.

В процедурном помещении также присутствуют нейтроны,

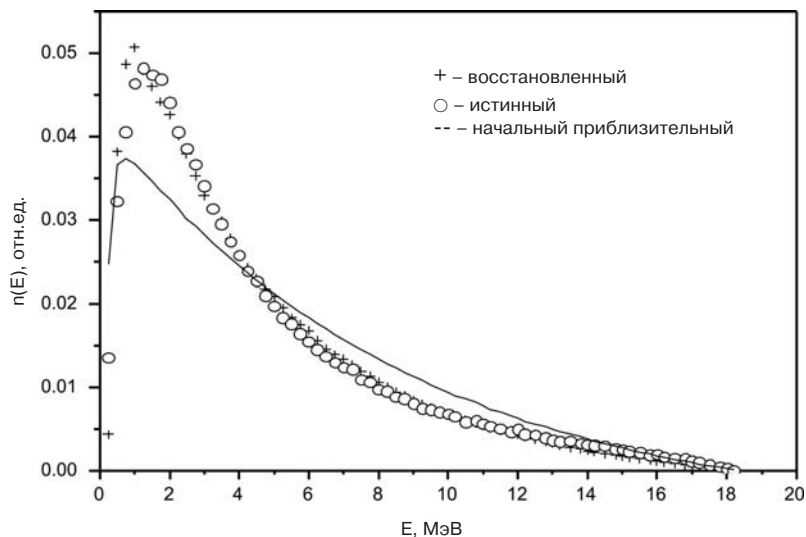


Рис.3. Нормированный по площади спектр тормозного излучения с энергией до 18 МэВ ускорителя [15].

обусловленные как нейтронами утечки (из фотонейтронных реакций в терапевтической головке), так и нейтронами из фотонейтронных реакций в материалах помещения.

Как указано выше, результаты измерений согласуются с данными из докладов НКРЗ США, МАГАТЭ и Института по физике и инжинирингу в медицине Великобритании [1,2,4-8]. Представляют интерес методы расчета и приемки защит ускорителей, принятые в РФ.

2. Методы расчета защиты, принятые в РФ.

Специалисты в РФ, непосредственно не связанные с расчетом защит ускорителей, считают, что руководство по расчету защит и часть исходных данных для расчетов защит представлены в документах:

– СанПиН 2.6.1.1192-03. Гигиенические требования к устройству и эксплуатации рентгеновских кабинетов, аппаратов и проведению рентгенологических исследований [9];

– СанПиН 2.6.1.2573-2010. Гигиенические требования к размещению и эксплуатации ускорителей электронов с энергией до 100 МэВ [10];

– МУ 2.6.1.2135-06.2.6.1. Гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности при лучевой терапии закрытыми радионуклидными источниками [11].

СанПиН 2.6.1.1192-03 является документом, имеющим отношение только к рентгеновским аппаратам, методические указания МУ 2.6.1.2135-06.2.6.1 касаются установок с источником кобальт-60, проблемы же ускорителей изложены в СанПиН 2.6.1.2573-2010.

Несмотря на название документа СанПиН 2.6.1.2573-2010, Гигиенические требования к раз-

мещению и эксплуатации ускорителей электронов с энергией до 100 МэВ, в табл.3–5 «Толщина защиты из бетона (железа, свинца)...» приведены данные только для энергии фотонов до 5(6) МэВ.

Также считается, что исходные данные для расчетов должны браться из справочников:

– Булатов Б.П. и др. Альbedo гамма-излучения [12];

– Машкович В.П. и др. Защита от ионизирующих излучений [13].

Однако в указанных справочниках представлены коэффициенты ослабления и рассеяния в разных конструкционных материалах только для фотонов с энергией до 10 МэВ, а излучения ускорителей, как показано на рис.3, имеют непрерывный спектр с максимальной энергией до 30 МэВ.

При анализе проводимых в настоящее время расчетов защит оказалось, что в них не учитываются рассеяние от пациента, фотонейтроны, возникающие в помещении, захватное гамма-излучение от поглощения нейтронов и другие факторы, влияющие на точность расчета защиты.

3. Проблемы методики дозиметрии импульсных излучений.

Необходимо рассмотреть также и вопрос о методике проверки достаточности радиационной защиты ускорителей. В вышеуказанных СанПиН 2.6.1.2573-2010 приведена методика проверки защит посредством измерения мощности дозы излучения, т.е. методика, предназначенная для статических полей излучения, в то время как излучение ускорителей носит импульсный характер с частотой следования до 400 Гц и длительностью импульсов до 1 мкс.

Дозиметрия импульсных излучений имеет ряд ограничений, которые обсуждаются в докладе

34 МКРЕ [16], где при определенных ограничениях по длительности импульсов и их скважности, по дозе в импульсе рекомендуется ионизационный метод для дозиметрии импульсных излучений.

Применение же электронных дозиметров для дозиметрии импульсных излучений обсуждается в стандарте 62743 Международной электротехнической комиссии (МЭК) [17], где в зависимости от соотношений длительности импульсов излучения и мертвого времени прибора предлагаются разные алгоритмы определения характеристик излучения.

В приложении А к стандарту 60532 МЭК [18] приводится пример применения счетных блоков детектирования, таких, как газоразрядные счетчики Гейгера, сцинтилляционные или полупроводниковые детекторы для дозиметрии импульсных излучений ускорителей, и дается прогноз результатов измерений, основанный на том, что в этих условиях детектор выступает в качестве счетчика импульсов излучения, т.е. будет давать сигнал, равный частоте импульсов излучения.

Также представляет сложность проблема энергетического диапазона: применяемые в настоящее время дозиметры фотонного излучения внесены в Государственный реестр средств измерений РФ с энергетическим диапазоном до 3 МэВ, а некоторые до 10 МэВ. При этом все дозиметры проходят испытания при максимальной энергии 1,25 МэВ, т.е. по излучению источника кобальт-60, а ускорители, как говорилось выше, испускают излучение до 30 МэВ.

4. Предлагаемое решение.

4.1. Расчет защиты радиотерапевтических установок. Имеющиеся документы по расчету защит Международного агентства

по атомной энергии (МАГАТЭ) [2,4], Национального совета по радиационной защите (NCRP) США [1,5-7], Института по физике и инжинирингу в медицине (ИРЕМ) [8] Великобритании не легализованы в РФ. Данные документы представляют собой научные труды от 150 до 500 страниц, излагающие основы прохождения излучения через вещество, расчетные и экспериментальные данные по проектированию защит терапевтических установок. Следует остановиться отдельно на роли Национального совета по радиационной защите (NCRP) США в разработке методик проектирования этих защит. 1-я редакция его доклада № 49 [5] по этой теме опубликована в 1976 году, а в настоящее время используется уже 3-я редакция данного доклада. Доклад 47 МАГАТЭ 2006 года [2] и технический доклад 1040 МАГАТЭ 1998 года [4] подготовлены на базе данных докладов NCRP.

Необходимо разработать методику инженерного расчета защит радиотерапевтических установок для РФ на основе этих документов. Надо подчеркнуть в этом предложении слово “инженерного”, так как в проектных организациях расчетом защит за-

нимаются инженеры, и если в методике будут встречаться сложные формулы, то можно иметь обоснованные сомнения в правильности результатов расчетов.

4.2. Проверка защит. Для проверки защит необходимо метрологическое обеспечение дозиметрических измерений излучений ускорителя, нужны калибровочные коэффициенты для каждого типа блока детектирования при всех режимах работы ускорителя. Предлагается исследовать основные типы дозиметров в импульсных полях высоких энергий и получить значения калибровочных коэффициентов для измерений в таких полях с учетом положений доклада 34 МКРЕ по дозиметрии импульсного излучения.

5. Заключение.

В настоящее время в РФ для расчета защит ускорителей используется СанПиН 2.6.1.2573-2010, в котором:

- излучение ускорителей рассматривается как моноэнергетическое, и при расчетах не учитывается фильтрация (ужесточение спектра) излучения при прохождении через защиту;
- не учитывается рассеяние от мишени (тело больного, кресло и его основание);

- не учитываются фотонейтроны, возникающие в помещении;
- не учитывается захватное гамма-излучение от поглощения нейтронов в лабиринте и защитных дверях;
- не учитываются современные высокотехнологические методики (радиохирургия, IMRT и др.), при которых вклад нейтронов многократно выше;
- нет четких рекомендаций по расчетам “отражённого” излучения.

В РФ отсутствует теоретическая, экспериментальная и, как следствие, методическая база для проектантов защит ускорителей, не выполняется квалифицированная экспертиза проектов физиками, отсутствует методическое и метрологическое сопровождение дозиметрических измерений фотонного и нейтронного излучений ускорителей.

В связи с вышеуказанным необходимы разработки:

- методики инженерного расчета защит медицинских ускорителей;
- методики выполнения измерений дозовых характеристик полей медицинских ускорителей электронов.

Литература

1. National Council of Radiation Protection, USA, Report No 151, Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X- and Gamma-Ray Radiotherapy, 2005.
2. International Atomic Energy Agency, Safety Reports Series 47, Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities, 2006.
3. Требования производителя оборудования к подготовке помещения под размещение Системы медицинской радиотерапевтической (линейного ускорителя), LUE Electa.
4. International Atomic Energy Agency, TECDOC-1040, Design and implementation of a radiotherapy programme: Clinical, medical physics, radiation protection and safety aspects, 1998.
5. National Council of Radiation Protection, USA, Report No 49, Structural shielding design and evaluation for medical use of X-rays and gamma rays of energies up to 10 MeV, 3-d reprinting 1998.
6. National Council of Radiation Protection, USA, Report No 79, Neutron Contamination from Medical Electron Accelerators, 1995.

Литература (продолжение)

7. National Council of Radiation Protection, USA, Report No 144, Radiation Protection for Particle Accelerator Facilities, 2005.
8. Institute of Physics and Engineering in Medicine, UK, Report 75, The Design of Radiotherapy Treatment, 2002.
9. СанПиН 2.6.1.1192-03. Гигиенические требования к устройству и эксплуатации рентгеновских кабинетов, аппаратов и проведению рентгенологических исследований.
10. СанПиН 2.6.1.2573-2010. Гигиенические требования к размещению и эксплуатации ускорителей электронов с энергией до 100 МэВ.
11. МУ 2.6.1.2135-06. 2.6.1. Гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности при лучевой терапии закрытыми радионуклидными источниками. Методические указания.
12. Булатов Б.П., Ефименко Б.А., Золотухин В.Г. Альbedo гамма-излучения. М.: Атомиздат, 1968.
13. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений», 2013.
14. International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU Report 34, 1982, The dosimetry of pulsed radiation.
15. Климанов В.А. Частное сообщение.
16. International Electrotechnical Commission, IEC/TS 62743, (2012-09), Ed. 1.0, Technical Specification, Radiation protection instrumentation – Electronic counting dosimeters for pulsed fields of ionizing radiation.
17. International Electrotechnical Commission, IEC 60532, (2010-08), Ed. 3.0, Radiation protection instrumentation - Installed dose rate meters, warning assemblies and monitors – X- and gamma-radiation of energy between 50 keV and 7 MeV.

Radiation Protection in Radiotherapy Using Electron Accelerators

Nurlybaev Kubeyzin, Martinyuk Yuri, Karakash Alexander, Sinnikov Leonid –
Scientific and producing company "Doza", Moscow, Russia;

Lykova Ekaterina, Galyautdinova Zhanneta, Bushmanov Andrey, Tsoyanov Alexander –
Federal Medical Biophysical Centre of A.I. Burnazyan, Moscow, Russia;

Ivanov Sergey, Loginova Svetlana –

Russian Medical Academy of Postgraduate Education Department of Radiation Hygiene, Moscow, Russia.

Abstract. During radiotherapy, patients are exposed to potentially lethal doses at dose rates up to 10 Gy per minute and weekly doses up to 1000–1500 Gy. In the Russian Federation, electron accelerators with photon energies up to 30 MeV are now widely used for radiotherapy. The procedure for design of accelerators' radiation shielding is described in sanitary rules SanPiN 2.6.1.2573–2010, but this document lacks data needed for correct shielding calculations; examination of designs by physicists is not performed on a regular basis; no methodological and metrological is available for dosimetric measurements of photon and neutron radiation generated by accelerators. The above mentioned demonstrates that there is a need to develop methods for shielding design calculations and for dosimetric measurements in the radiation fields of medical electron accelerators.

Key words: *SanPiN 2.6.1.2573–2010, photon radiation dose from accelerators, neutron radiation dose from accelerators, method of calculating the accelerators shielding.*

К.Нурлыбаев (к.т.н., г.н.с.), Ю.Н.Мартынюк (к.ф.-м.н., гл.констр.), А.И.Каракаш (к.ф.-м.н., нач.отд.), Л.Л.Синников (к.т.н., с.н.с., гл.метролог) – НПП «Доза», г.Зеленоград; Е.Н.Лыкова (зав.лаб.), Ж.Ж.Галаяудинова (мед.физик), А.Ю.Бushmanov (профессор, д.м.н., перв.зам.ген.директ.), А.Г.Цовьянов (зав.лаб.) – ФМБЦ им.А.И.Бурназяна, г.Москва; С.И.Иванов (профессор, д.м.н., декан), С.В.Логинава (к.ф.-м.н., доцент) – РМАПО, г.Москва.

Контакты: тел.: +7 (495) 777-84-85; e-mail: kubesh@doza.ru.