

Том IV

РАЗДЕЛ 8. БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ

Аннотация

Радиационная безопасность работы ускорительного комплекса NICA достигается реализацией целого комплекса мероприятий, включающих физические меры защиты людей от излучения, организационно-технические меры обеспечения безопасной работы, радиационный контроль и гарантию качества радиационной безопасности. В данной части Технического Проекта рассмотрены различные аспекты радиационной безопасности и предложены варианты конкретных технических и организационных решений. Все оценки в данном разделе выполнены для ионов урана как наиболее радиационно опасного элемента.

Содержание

ВВЕДЕНИЕ	38
1. КРИТЕРИИ ДЛЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ, КОНЦЕПЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И БЕЗОПАСНОСТИ.....	38
2.1. ПРИНЦИПЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И БЕЗОПАСНОСТИ.....	38
1.2. КРИТЕРИИ ДЛЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ ПО ДОЗОВЫМ ПРЕДЕЛАМ.....	39
1.3. КРИТЕРИИ КОНСТРУИРОВАНИЯ ЗАЩИТЫ ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ.....	40
1.4. РАДИАЦИОННЫЙ МОНИТОРИНГ	41
1.5. ВЛИЯНИЕ УСТАНОВКИ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ	41
1.6. ОРГАНИЗАЦИОННО-ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕРЫ.....	41
2. ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ	42
2.1. ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ РАБОТЕ КОМПЛЕКСА.....	42
2.2. ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ ОСТАНОВКЕ РАБОТЫ КОМПЛЕКСА.....	43
3. БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА	44
3.1. ВЫБОР МЕТОДА РАСЧЕТА	44
3.2. ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТА ЗАЩИТ	44
3.3. КРИТЕРИИ РАСЧЕТА ЗАЩИТЫ.....	46
3.4. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ БУСТЕРА ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА.....	47
3.5. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ СТАНЦИИ ОБДИРКИ ПУЧКА УРАНА.....	50
3.6. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ НУКЛОТРОНА ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА	51
3.7. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ КОЛЛАЙДЕРА ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА.....	53
3.8. ОЦЕНКА ЛОВУШКИ ПУЧКОВ КОЛЛАЙДЕРА ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА	55
3.9. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ КАНАЛОВ ТРАНСПОРТИРОВКИ ПУЧКОВ ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА	57
3.10. СУММАРНАЯ ЭФФЕКТИВНАЯ ДОЗА НЕЙТРОНОВ ОТ ВСЕХ ЭЛЕМЕНТОВ КОМПЛЕКСА НА ГРАНИЦЕ СЗЗ ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА ДО ЭНЕРГИИ 4,5 ГэВ/н	59
3.11. СУММАРНАЯ ЭФФЕКТИВНАЯ ДОЗА НЕЙТРОНОВ ОТ ВСЕХ ЭЛЕМЕНТОВ КОМПЛЕКСА НА ГРАНИЦЕ СЗЗ ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР ЗОЛОТА ДО ЭНЕРГИИ 4,5 ГэВ/н	60

4. НАВЕДЕННАЯ АКТИВНОСТЬ НА КОМПЛЕКСЕ	64
4.1. АКТИВАЦИЯ КАМЕР УСКОРИТЕЛЕЙ ЗА СЧЕТ ПОТЕРЬ ПУЧКОВ ЯДЕР.....	64
4.2. АКТИВАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ ТРАКТОВ ПУЧКОВ ВТОРИЧНЫМ АДРОННЫМ ИЗЛУЧЕНИЕМ	65
4.3. АКТИВАЦИЯ ВОЗДУХА ВНУТРИ ЗАЩИТ ТРАКТОВ ПУЧКОВ	67
4.4. АКТИВАЦИЯ БЕТОНА ЗАЩИТ ТРАКТОВ ПУЧКОВ	68
4.5. АКТИВАЦИЯ ГРУНТА ПОД УСКОРИТЕЛЯМИ	68
5. ОРГАНИЗАЦИЯ БЕЗОПАСНОГО ВЕДЕНИЯ РАБОТ В ПОЛЯХ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ КОМПЛЕКСА	69
5.1. ЗОНЫ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ.....	69
5.2. СИСТЕМА СИГНАЛИЗАЦИИ И БЛОКИРОВОК	70
ЛИТЕРАТУРА	72

ВВЕДЕНИЕ

Ускорительный комплекс NICA является локальным техногенным источником повышенного радиационного риска. Радиационная безопасность работы ускорителя достигается реализацией целого комплекса мероприятий, включающих физические меры защиты людей от излучения, организационно-технические меры обеспечения безопасной работы, радиационный контроль и гарантию качества радиационной безопасности. Поскольку значительная часть этих мероприятий связана с конструкционным решением ускорителя, их проработка и прогнозируемые оценки радиационной обстановки на ускорительном комплексе должны быть выполнены на стадии проектирования.

В настоящей части технического задания на проектирование ускорительного комплекса NICA рассмотрены различные аспекты радиационной безопасности и предложены варианты конкретных технических и организационных решений. Основой для этих решений являются, главным образом, исходные физические характеристики всех возможных источников излучения и выбор надлежащих критериев для проектирования, основанных на современных концепциях радиационной безопасности и международных нормах.

Техническое задание на проектирование комплекса NICA в части радиационной безопасности должно содержать:

- выбор критериев радиационной безопасности по дозовым пределам и критериев для конструирования защиты;
- характеристики всех основных источников излучения, возникающих в процессе работы ускорителя и после его останова;
- вопросы расчета и конструирования биологической защиты комплекса для целей его компоновки; проведены оценки возможных уровней активации оборудования и доз персонала за счет активации воздуха в помещениях комплекса;
- оценку влияние ускорителя на окружающую среду;
- предложения по организации радиационного контроля на ускорительном комплексе, включающего стационарный, оперативный, лабораторный, аварийный виды контроля и индивидуальный дозиметрический контроль персонала;
- требования к средствам радиационного контроля и необходимый объем приборного парка; формулировку задач службы радиационной безопасности на комплексе и оценку требуемого штата;
- описание необходимых организационно-технических мероприятий для обеспечения безопасного ведения работ в полях излучений и при обращении с радиоактивными отходами;
- оценку возможных радиационных аварий на комплексе и меры по снижению их последствий.

1. КРИТЕРИИ ДЛЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ, КОНЦЕПЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И БЕЗОПАСНОСТИ

2.1. ПРИНЦИПЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И БЕЗОПАСНОСТИ

Принципы радиационной защиты и безопасности [1, 2], на которых должен основываться проект, в кратком виде сводятся к следующему:

- практическая деятельность, которая приводит или может привести к облучению в результате воздействия излучения, должна быть приемлема только в том случае, если она приносит облучаемым людям или человеческому обществу пользу, достаточную для того, чтобы восполнить вред, который наносит или может нанести облучение;
- индивидуальные дозы, обусловленные сочетанием всех соответствующих видов практической деятельности, не должны превышать установленных пределов;
- источники излучений и установки комплекса должны быть обеспечены наилучшими из имеющимися в существующих условиях мерами защиты и безопасности так, чтобы величина и вероятность облучения и число лиц, подвергшихся облучению, сохранялось на разумно достижимом низком уровне с учетом экономических и социальных факторов, и чтобы дозы облучения от источников и установок и связанные с ними риски были ограничены (т.е. защита и безопасность должны быть оптимизированы на основе принципа ALARA);
- облучение от источников излучения, которые не являются частью практической деятельности, должно быть снижено путем вмешательства, если это вмешательство обосновано, а меры вмешательства должны быть оптимизированы;
- меры эшелонированной защиты должны быть включены в проект, как и регламенты по эксплуатации источников излучений и установки в целом, с тем, чтобы компенсировать возможные отказы мер защиты и безопасности;
- защита и безопасность должны обеспечиваться за счет рационального управления и инженерно-технических средств, обеспечения качества контроля, подготовки и аттестации персонала, всеобъемлющих оценок безопасности, накопленного опыта и результатов проведенных исследований.

Радиационную защиту и безопасность можно условно разделить на четыре взаимосвязанные части, обеспечивающие не превышение дозовых пределов: защиту от излучений, радиационный мониторинг, влияние установки на окружающую среду и организационно-технические меры. Далее рассматриваются основные требования к проекту, основанные на перечисленных выше принципах.

1.2. КРИТЕРИИ ДЛЯ ПРОЕКТИРОВАНИЯ ПО ДОЗОВЫМ ПРЕДЕЛАМ

В качестве критериев для проектирования комплекса NICA в соответствии с [3] следует использовать нижеуказанные дозовые пределы.

Дозовые пределы для профессионального облучения(персонала групп А и Б):*

- *эффективная доза* 20 мЗв в год, усредненная за пять последовательных лет;
- *эффективная доза* 50 мЗв за любой один год;
- *эквивалентная доза* 150 мЗв в год на хрусталик глаза;
- *эквивалентная доза* 500 мЗв в год на конечности или на кожу.

Дозовые пределы для лиц из населения:

- *эффективная доза* 1 мЗв за год;
- при особых обстоятельствах, *эффективная доза* до 5 мЗв за год при том условии, что средняя доза за пять последовательных лет не превысит 1 мЗв в год;
- *эквивалентная доза* 15 мЗв за год на хрусталик глаза;
- *эквивалентная доза* 50 мЗв за год на кожу.

* Персонал - лица, непосредственно работающие с техногенными источниками излучения (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б).

Основные дозовые пределы не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения. Исключение составляют пределы доз для персонала, которые включают в себя дозы от природного облучения в производственных условиях.

Согласно требованиям ОСПОРБ-99 [4] при проектировании защиты от внешнего облучения персонала и населения, обусловленного ядерно-физическими установками, необходимо применять коэффициент запаса равный 2 с тем, чтобы обеспечить при постоянной работе ядерно-физической установки:

- 1) значение мощности эквивалентной дозы в помещениях с постоянным пребыванием персонала (продолжительность облучения 1700 ч/год) не более $6 \text{ мкЗв}\cdot\text{час}^{-1}$;
- 2) значение мощности эквивалентной дозы в помещениях с временным пребыванием персонала (продолжительность облучения 850 ч/год) не более $12 \text{ мкЗв}\cdot\text{час}^{-1}$;
- 3) значение мощности эквивалентной дозы на территории вне здания в санитарно-защитной зоне, где может находиться персонал группы Б не более $1,2 \text{ мкЗв}\cdot\text{час}^{-1}$ (продолжительность облучения 2000 ч/год);
- 4) значение мощности эквивалентной дозы на территории вне пределов санитарно-защитной зоны* (СЗЗ) не более $0,06 \text{ мкЗв}\cdot\text{час}^{-1}$ (продолжительность облучения 8800 ч/год), т.е. $0,528 \text{ мЗв/год}$.

Создание комплекса НИСА можно рассматривать как модернизацию существующей ядерно-физической установки, поэтому применительно к нему коэффициент запаса 2 можно, видимо, не учитывать.

В санитарно-защитной зоне радиационных объектов запрещается размещение промышленных и подсобных сооружений, не относящихся к этому объекту [ОСПОРБ-99, п. 3.2.14]. Поэтому СЗЗ не может выходить за границы территории объекта (в нашем случае территории площадки Лаборатории высоких энергий ОИЯИ), если непосредственно к ней примыкает территория предприятия, не принадлежащего ОИЯИ.

1.3. КРИТЕРИИ КОНСТРУИРОВАНИЯ ЗАЩИТЫ ОТ ИЗЛУЧЕНИЯ

Целью проектирования эффективной защиты ускорителя является ослабление высоких уровней излучений, возникающих при эксплуатации ускорителя и связанного с ним оборудования, до приемлемых уровней, при оптимальной стоимости защиты и без ухудшения параметров установки, необходимых для достижения целей предусмотренных проектом. Это достигается последовательным решением трех проблем:

- определением источников излучений;
- определение требуемых уровней эффективной эквивалентной дозы за защитой с учетом установленных на объекте зон радиационного воздействия (категорий помещений);
- проектирование защиты с адекватным ослаблением излучений, т.е. таким, чтобы обеспечить не превышение установленных пределов доз при штатной работе ускорителя.

* Санитарно-защитная зона - территория вокруг радиационного объекта, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения может превысить установленный предел дозы облучения населения (1 мЗв/год).

Защита должна быть спроектирована таким образом, чтобы позволить эффективно эксплуатировать установку, с использованием доступных материалов и иметь оптимальную стоимость.

1.4. РАДИАЦИОННЫЙ МОНИТОРИНГ

Под радиационным мониторингом понимаются измерения, позволяющие определить физические параметры полей излучения, и интерпретация этих измерений в терминах величин, необходимых для целей радиационной безопасности. Радиационный мониторинг проектируемой ускорительной установки должен осуществляться в полях излучений как при работающем ускорителе, так и в полях излучений от наведенной радиоактивности в конструкциях ускорителя, мишенях, воздухе. Таким образом, проект должен включать мониторинг внешнего и внутреннего облучения смешанным излучением и контроль радиоактивной загрязненности поверхностей. Его составными частями являются:

- автоматизированная система стационарного радиационного контроля в помещениях ускорительного комплекса и на прилегающей к нему территории;
- дозиметрический контроль с помощью переносных дозиметров в зонах радиационного воздействия;
- индивидуальный дозиметрический контроль;
- контроль радиоактивности в окружающей среде;
- система аварийной дозиметрии.

1.5. ВЛИЯНИЕ УСТАНОВКИ НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

Несмотря на то, что ускорительные установки характеризуются, как правило, слабым радиационным воздействием на окружающую среду, в состав проекта должна включаться оценка влияния работы установки на окружающую среду за счет выбросов радиоактивных газов и аэрозолей в атмосферу и активации грунта и подпочвенных вод под ускорителем. В случае необходимости должны быть предусмотрены эффективные меры для ограничения такого влияния до допустимого уровня. В проекте должны быть предусмотрены методы и средства осуществления стационарного, полевого и лабораторного радиационного контроля в окружающей среде или определена компетентная организация, которая будет осуществлять данный вид мониторинга.

1.6. ОРГАНИЗАЦИОННО-ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕРЫ

В проекте следует предусмотреть следующие организационно-технические меры:

- определение зон радиационного воздействия в зависимости от степени радиационной опасности;
- систему блокировок несанкционированного доступа в помещения (зоны), где уровни излучений превышают или могут превысить дозовые пределы;
- систему сигнализации и информации о режиме работы ускорителя и о радиационных зонах;
- программу по радиационной безопасности содержащую детальную регламентацию работ с радиоактивными источниками и в полях излучений ускорительного комплекса, гарантирующую качество обеспечения безопасных условий труда;
- структуру и необходимый штат службы радиационной безопасности комплекса;

- систему обучения и тренировок персонала;
- систему мер вмешательства на случай радиационной аварии.

2. ИСТОЧНИКИ ИЗЛУЧЕНИЙ

2.1. ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ РАБОТЕ КОМПЛЕКСА

Ускорительный комплекс NICA состоит из линейного ускорителя, бустера, ускорителя и накопительного кольца, предназначенных для ускорения тяжелых ядер (вплоть до ^{238}U) до энергии 4,5 ГэВ/н, их накопления и сброса встречных пучков ядер в установке MPD.

При взаимодействии тяжелых релятивистских ядер с ядрами вещества в каждом акте неупругого ядро-ядерного взаимодействия рождается множество вторичных частиц, главным образом, адронов. В результате реакций расщепления ядер вещества и фрагментации ядер-снарядов могут образовываться и более сложные продукты. Энергия большинства вторичных частиц такова, что они, в свою очередь, могут формировать в последующих ядерных взаимодействиях частицы третьего и т. д. поколений. Это приводит к тому, что в толщине вещества лавинообразно нарастает число вторичных частиц, рожденных в процессе неупругих взаимодействий, т.е. развивается межъядерный каскад. Основным продуктом ядерных реакций в каскаде являются нейтроны широкого диапазона энергий, обладающие значительной проникающей способностью и определяющие, во многом, радиационную обстановку за биологической защитой ускорителя. Развитие межъядерного каскада сопровождается электрон-фотонным ливнем, инициированным, преимущественно, гамма-квантами от распада π^0 -мезонов. Однако радиационная длина электрон-фотонного ливня много меньше средней длины пробега адронов до взаимодействия, поэтому для защит большой толщины роль ливня в формировании поля излучения за ними незначительна.

Вторичное излучение при работе ускорительного комплекса NICA будет формироваться при взаимодействии с конструктивными элементами комплекса доли ядер пучка, выбывших из процесса ускорения или циркуляции, потерями пучка ядер при транспортировке, обдирке и взаимодействии с физическими мишенями, гашении пучков ядер в ловушках. Все протяженные и локальные источники излучения на ускорительном комплексе должны быть оборудованы сплошной радиационной защитой, толщина которой будет определяться значениями потерь пучка ядер и их энергией. Радиационная защита ионного источника и линейного ускорителя не представляет собой серьезной проблемы из-за низких энергий ядер. Мощное железное ярмо магнита синхрофазотрона также является вполне достаточной радиационной защитой бустера.

Таким образом, основными источниками излучения, формирующими радиационную обстановку при работе ускорительного комплекса NICA, будут являться:

- прямолинейные промежутки кольца синхрофазотрона, внутри которого размещается бустерный синхротрон для ускорения ядер до энергии 0,44 ГэВ/н;
- мишенная станция обдирки пучка ядер;
- Нуклотрон, расположенный в кабельном туннеле синхрофазотрона и осуществляющий ускорение ядер до энергии 4,5 ГэВ/н;
- канал транспортировки ядер из нуклотрона в коллайдер;
- кольцо коллайдера в корпусе 205;

- ловушки пучков ядер в корпусе 205.

Наиболее сложная радиационная обстановка на комплексе будет складываться при ускорении ядер ^{238}U или ^{197}Au до энергии 4.5 ГэВ/н. Данный режим работы комплекса будет являться основным и проектное время работы в этом режиме составит $4 \cdot 10^3$ часов в год. Исходя из этого, проектирование защиты комплекса и определение зон радиационного воздействия необходимо проводить для указанного режима работы комплекса.

2.2. ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ ОСТАНОВКЕ РАБОТЫ КОМПЛЕКСА

Процессами, приводящим к возникновению источников излучений при неработающем ускорителе являются ядерные превращения в материале оборудования и узлов ускорителя, подвергавшихся облучению при его работе. Конечным результатом активации материалов является испускание гамма-квантов и бета-частиц с энергией до ~ 3 МэВ. Активация вещества происходит за счет взаимодействия с ним как ядер пучка, так и вторичного адронного излучения. Вещества с малым A , в основном, активируются слабее. Большинство образующихся радионуклидов имеют короткий период полураспада и не представляют проблемы с точки зрения радиационной безопасности, поскольку уровни наведенной радиоактивности резко падают в первые минуты после отключения ускорителя. Главную опасность представляют средне- и долгоживущие радионуклиды, из-за которых наведенная активность на ускорителе будет накапливаться в процессе его эксплуатации. Непосредственно за счет ядер, выбывших из процесса ускорения, активируется материал (сталь) вакуумных камер бустера, Нуклотрона и коллайдера. Основными конструкционными материалами ускорительного комплекса, подвергающимися облучению вторичными адронами, являются железо (различные стали), медь, дюралюминий и бетон.

Уровни наведенной активности в материалах от рассеянного в помещениях нейтронного излучения будут значительно ниже, чем вблизи узлов ускорителя, подвергавшихся облучению пучками ускоренных частиц. Однако вдали от таких локальных источников гамма-излучения, общий фон гамма-квантов в помещениях после остановки ускорителя будет определяться активностью оборудования и стен, обусловленной нейтронами широкого диапазона энергий. Активация металлического оборудования зависит от его состава и спектра нейтронов. Так, железо активируется тепловыми и эпитепловыми нейтронами значительно слабее, чем медь, а быстрыми нейтронами – несколько сильнее. В целом, активация металлов быстрыми нейтронами (в основном, реакции (n,p) и (n,α)) менее значительна, чем эпитепловыми или тепловыми нейтронами. Исключение составляют Fe и Ni. Из металлов наибольшие уровни мощностей доз гамма-квантов за счет их активации в одинаковых условиях облучения быстрыми нейтронами наблюдаются у Ni и Co, при этом образуются долгоживущие нуклиды. Активация алюминия быстрыми нейтронами обусловлена, главным образом, реакциями образования ^{24}Na и ^{26}Al .

Активация внешнего воздуха пучком ядер возможна в разрывах ионопровода. Однако на ускорительном комплексе не предусматривается наличие сколько-нибудь протяженных участков транспортировки пучка ядер в воздухе, поэтому вопрос активации внешнего воздуха пучком ядер не является критичным. Активация воздуха будет происходить внутри защит каналов ускорения или транспортировки ядер. Основной причиной активации воздуха будут являться вторичные нейтроны. Сильная активация воздуха в

ограниченном помещении создает возможность облучения персонала как внутреннего (главным образом, через ингаляцию), так и внешнего при проведении ремонтных и наладочных работ сразу после остановки ускорителя. Поэтому в систему технических мер радиационной безопасности на комплексе должна входить система принудительной вентиляции помещений, где могут в воздухе образовываться радионуклиды в газообразной или аэрозольной формах.

В проекте должна содержаться оценка активации грунта под ускорителем и подпочвенных вод. В проекте необходимо будет определить энергетический флюенс нейтронов на грунте под туннелем Нуклотрона и оценить уровень активации грунта.

3. БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА

3.1. ВЫБОР МЕТОДА РАСЧЕТА

Для расчета биологических защит используется упрощенная схема формирования полей вторичного излучения. В первую очередь упрощения касаются элементов и конструктивных деталей ускорителя, с которыми взаимодействуют выбывшие из процесса ускорения или транспортировки частицы. В расчетах сложные конструкции камер ускорителя, систем охлаждения, элементов магнитной оптики и т.д. заменяются на имитирующие их мишени из веществ с A близким к веществам деталей ускорителя.

Для целей определения характеристик мишеней как источников излучения падающего изнутри на защиту обычно различают “тонкие” и “толстые” мишени. Под “тонкой” мишенью подразумевается такая мишень, в которой первичная заряженная частица теряет энергию много меньшую ее начальной энергии, а под “толстой” – мишень с толщиной большей длины ионизационного пробега. При ускорении тяжелых ядер даже сравнительно небольшие по размерам детали фактически представляют собой толстые мишени, испускающие вторичное излучение первого поколения. Для развития межъядерного каскада в веществе размеры мишени должны быть сравнимы со средней длиной пробега высокоэнергетичных адронов до неупругого столкновения.

Детальный и наиболее точный расчет полей излучения за защитами высокоэнергетичных ускорителей может быть выполнен с помощью универсальных МК-программ транспорта излучения в веществе.

Проведенная предварительно верификация программ показала, что для целей радиационной безопасности на комплексе NICA предпочтительнее использование программы GEANT4. Поэтому все оценки радиационной ситуации на комплексе базировались в дальнейшем на расчетах по программе GEANT4 [5, 6].

3.2. ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТА ЗАЩИТ

Все дальнейшие оценки радиационной ситуации проводились для следующих параметров ускорительного комплекса NICA (вариант без “посгусткового” обмена ядер в коллайдере) в режиме ускорения ядер ^{238}U :

1. **Бустер** – накопление $4 \cdot 10^9$ ядер $^{238}\text{U}^{32+}$ /цикл с энергией 6 МэВ/н, частота повторения циклов 0,25 Гц, электронное охлаждение до энергии ядер 0,1 ГэВ/н и ускорение их до

- энергии 0,45 ГэВ/н, т.е. **средняя интенсивность пучка – $1 \cdot 10^9$ ядер/сек.** Полные потери пучка – 15%, потери ядер с энергией более 50 МэВ/н – 5%, т.е. **$5 \cdot 10^7$ ядер/сек;**
2. **Станция обдирки** пучка ядер $^{238}\text{U}^{32+}$ с помощью углеродной или силиконовой фольги – эффективность обдирки ядер $^{238}\text{U}^{32+}$ с энергией 0,45 ГэВ/н до $^{238}\text{U}^{92+}$ до 40%, т.е. примесь ядер $^{238}\text{U}^{91+}$ и $^{238}\text{U}^{90+}$ составит 60%. Таким образом, **в ловушке станции будет гаситься до $6 \cdot 10^8$ ядер/сек с энергией 0,45 ГэВ/н;**
 3. **Нуклотрон** – ускорение пучка ядер $^{238}\text{U}^{92+}$ от 0,45 до 4,5 ГэВ/н, частота повторения цикла 0,25 Гц, т.е. **средняя интенсивность пучка – $5 \cdot 10^8$ ядер/сек. Потери пучка – 5% равномерно по кольцу, т.е. $2,5 \cdot 10^7$ ядер/сек с энергиями от 0,45 до 4,5 ГэВ/н;**
 4. **Коллайдер** – инъекция пучка ядер $^{238}\text{U}^{92+}$ с энергией 4,5 ГэВ/н поочередно в каждое из колец коллайдера – по $5 \cdot 10^8$ ядер/с, накопление в каждом кольце коллайдера по 17 сгустков, т.е. **суммарно накапливается $2 \times 17 \times 5 \cdot 10^8 \times 4 \text{ сек} \approx 7 \cdot 10^{10}$ ядер за $4 \times 34 = 136$ сек.** Далее, оборот накопленных пучков с электронным охлаждением в течение 1 часа и затем обновление пучков. **Потери пучков ядер за счет рекомбинации с электронами и на остаточном газе за 1 час – 20% равномерно по кольцам, т.е. $7 \cdot 10^{10} \times 0,2/3600 \approx 4 \cdot 10^6$ ядер/сек с энергией 4,5 ГэВ/н суммарно.** В настроечном режиме при пониженной в 4 раза интенсивности пучков ядер потери в коллайдере составят **$1 \cdot 10^6$ ядер/сек;**
 5. **Ловушки коллайдера** – а) сброс использованных пучков в ловушки по $17 \times 5 \cdot 10^8 \times 4 \times 0,8 = 5,6 \cdot 10^{10}$ ядер **1 раз в час**, б) сброс поступающих в коллайдер сгустков ядер в каждую ловушку по $5 \cdot 10^8 / (4 \times 2) = 6,3 \cdot 10^7$ ядер/сек в настроечном режиме, при пониженной в 4 раза интенсивности пучков бустера, Нуклотрона и коллайдера в течение 500 часов в год; в) аварийный сброс пучков – по **$3,5 \cdot 10^{10}$ ядер с энергией 4,5 ГэВ/н** в каждую ловушку;
 6. **Каналы транспортировки пучков** из Нуклотрона в коллайдер. Средняя интенсивность пучков ядер в каждом канале **$2,5 \cdot 10^8$ ядер/сек, потери не превысят 3%, т.е. $7,5 \cdot 10^6$ ядер/сек с энергией 4,5 ГэВ/н;**
 7. **Время работы** комплекса в основном режиме – **4000 час/год**, в настроечном режиме – **500 часов/год.** Таким образом, расчеты защит элементов комплекса выполняются для следующего годового расписания их работы:
 - а) **бустер, станция обдирки пучка ядер, Нуклотрон и каналы транспорта пучка из Нуклотрона в коллайдер** – $4000 \text{ час} \times 136 \text{ сек}/3600 \text{ сек} + 500 \text{ час} = 151 + 500 = 651 \text{ час}$ (все остальное время этим элементы не работают*). Суммарные потери пучка ядер за это время составят:
 - в бустере: $151 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 5 \cdot 10^7 \text{ ядер/сек} + 500 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 5 \cdot 10^7/4 \text{ ядер/сек} = 5 \cdot 10^{13} \text{ ядер};$
 - в Нуклотроне: $151 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 2,5 \cdot 10^7 \text{ ядер/сек} + 500 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 2,5 \cdot 10^7/4 \text{ ядер/сек} = 2,5 \cdot 10^{13} \text{ ядер};$
 - в станции обдирки пучка: $151 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 6 \cdot 10^8 \text{ ядер/сек} + 500 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 6 \cdot 10^8/4 \text{ ядер/сек} = 6 \cdot 10^{14} \text{ ядер};$
 - в каждом канале транспортировки пучка по: $151 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 7,5 \cdot 10^6 \text{ ядер/сек} + 500 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 7,5 \cdot 10^6/4 \text{ ядер/сек} = 7,5 \cdot 10^{12} \text{ ядер};$
 - б) **коллайдер – 4500 час.** Суммарные потери пучка ядер за это время составят: $4000 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 4 \cdot 10^6 \text{ ядер/сек} + 500 \text{ час} \times 3600 \text{ сек/час} \times 4 \cdot 10^6/4 \text{ ядер/сек} = 6 \cdot 10^{13} \text{ ядер};$
 - в) **в ловушки коллайдера** за год сбрасывается по $5,6 \cdot 10^{10} \times 4000 = 2,24 \cdot 10^{14}$ ядер в номинальном режиме и $6,3 \cdot 10^7 \times 3,6 \cdot 10^3 \times 500 = 1,14 \cdot 10^{14}$ ядер в настроечном режиме, т.е. всего **по $3,4 \cdot 10^{14}$ ядер урана с энергией 4,5 ГэВ/н.**

*В расписании работы комплекса будут предусмотрены дополнительные сеансы Нуклотрона и бустера с ускорением протонов, дейтронов и легких ядер. Конкретного

расписания работы комплекса в этих режимах не существует, поэтому предполагался дополнительно сеанс ускорения протонов до энергии 12 ГэВ и интенсивностью пучка 10^{11} протонов/цикл длительностью 1500 часов в год (максимальный вклад от других режимов работы комплекса).

Для режима ускорения ядер ^{197}Au применялись те же исходные данные по интенсивности пучков ядер и их потерям, что и для ^{238}U .

3.3. КРИТЕРИИ РАСЧЕТА ЗАЩИТЫ

Кратчайшее расстояние от центра нуклотрона до границы территории площадки ЛВЭ (и, соответственно, санитарно-защитной зоны (СЗЗ)) составляет примерно 113 м, а от центра коллайдера – около 87 м. Согласно действующему законодательству значение годовой эффективной дозы на территории вне пределов СЗЗ не может превысить **0,5 мЗв**. Это ограничение является критическим для проекта комплекса и определяет требования к его биологической защите. Эффективная доза на границе СЗЗ будет определяться как сумма парциальных доз от нейтронов и гамма-квантов утечки из биологических защит каждого радиационного источника комплекса. Нейтроны и гамма-кванты утечки, вылетающие из защит бустера, нуклотрона, коллайдера и т.д., попадают в окружающую здания воздушную среду, и многократно рассеиваясь в воздухе, грунте и окружающих объектах, создают протяженное нейтронное поле вокруг ускорительного комплекса (эффект “skyshine”). **Таким образом, биологические защиты элементов комплекса должны быть спроектированы так, чтобы суммарная эффективная доза на границе СЗЗ не превысила 0,5 мЗв/год при указанных выше параметрах работы комплекса.** Поскольку требование соблюдения на границе СЗЗ предела дозы для населения наиболее жесткое, то его соблюдение приведет и к не превышению установленных уровней облучения персонала комплекса. В случае необходимости, для ограничения уровня облучения персонала групп А и Б может быть применено радиационное зонирование помещений комплекса и части территории вокруг него.

Известно, что вклад в дозу гамма-квантов “skyshine” составляет несколько процентов от полной дозы нейтронов и гамма-квантов “skyshine”. Поэтому расчет защиты можно проводить исходя из критерия **0,45 мЗв/год**, рассматривая только **нейтронный компонент** поля излучения на границе СЗЗ. При этом должно задаваться изотропное облучение человека на границе СЗЗ нейтронами “skyshine” всего энергетического спектра. Эффективная доза определяется в этом случае как свертка энергетического флюенса нейтронов “skyshine” с энергетической зависимостью коэффициентов перехода от единичного флюенса к эффективной дозе для изотропного поля излучения (до 20 МэВ по [3], от 20 до 1500 МэВ по [7]). Данная зависимость представлена на рис. 1.

На рис. 2 показаны зависимости коэффициентов перехода от единичных флюенсов нейтронов, протонов, π -мезонов, мюонов и гамма-квантов к эффективным дозам для случая передне-заднего облучения, которые необходимо использовать при оценке доз персонала непосредственно за защитами работающего комплекса.

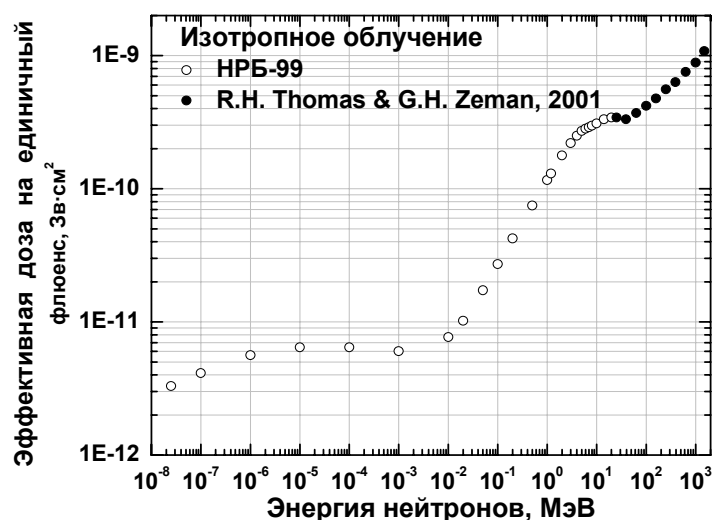


Рис. 1. Энергетическая зависимость коэффициента перехода от единичного флюенса к эффективной дозе нейтронов для изотропного поля излучения

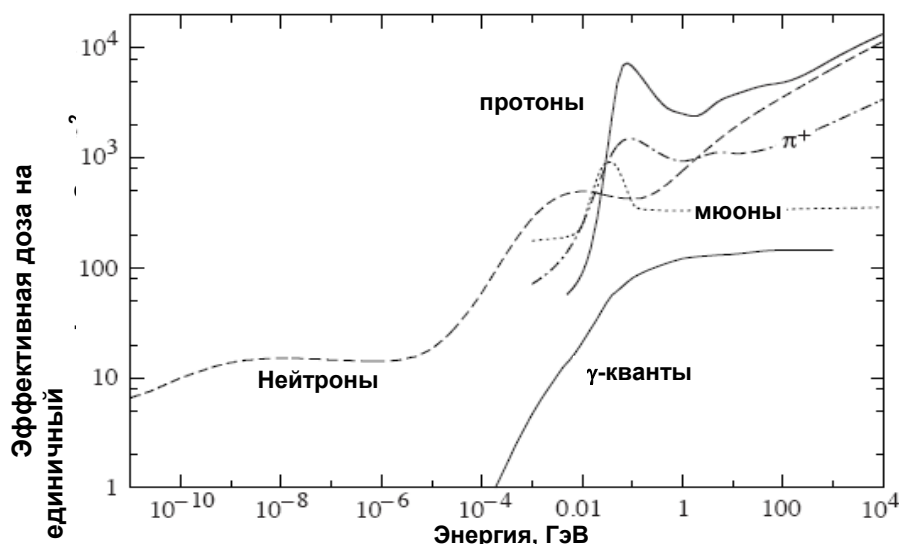


Рис. 2. Коэффициенты перехода от единичных флюенсов нейтронов, протонов, π-мезонов, мюонов и гамма-квантов к эффективным дозам для случая передне-заднего облучения

В качестве основного материала биологической защиты рассматривался обычный бетон плотностью $2,34 \text{ г/см}^3$. Его состав, использованный в расчетах защиты, приведен в таблице 1.

Таблица 1. Состав бетона защиты.

Содержание элементов в % от общего количества атомов								
Si	Fe	Al	Ca	Mg	S	C	H	O
0,09529	0,00121	0,0104	0,12171	0,00767	0,00132	0,09885	0,08473	0,57882

3.4. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ БУСТЕРА ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА

Размещение бустера внутри железного ядра магнита синхрофазотрона существенно снижает его значимость, как радиационного источника. Излучение от бустера будет определяться четырьмя прямолинейными промежутками синхрофазотрона длиной по 8 м каждый. Монтаж сплошной защиты четырех прямолинейных промежутков позволит достичь указанного в предыдущем параграфе вклада бустера в годовую эффективную

дозу нейтронов на границе СЗЗ (при неизменном условии закладки многочисленных технологических проемов в ярме магнита синхрофазотрона).

Для оценки годовой эффективной дозы от нейтронов “skyshine” на границе СЗЗ, определяемой утечкой нейтронов из защит прямолинейных промежутков бустера, было рассчитано пространственное (радиальное) распределение эффективной дозы вокруг бустера, формируемое за счет взаимодействия выбивших из процесса ускорения ядер урана со стенками вакуумной камеры.

Расчет пространственного распределения эффективной дозы проводился при следующих допущениях:

1. потери пучка ядер равномерно распределены по всему кольцу бустера;
2. вакуумная камера бустера со всеми элементами магнитной оптики, охлаждения и т.д. имитируется протяженной мишенью, представляющей собой слой железа толщиной 5 см, равномерно распределенный по кольцу ускорителя;
3. угол падения выбивших из процесса ускорения ядер на внутреннюю поверхность протяженной мишени составляет 17,5 мрад (1°).

Поскольку в проекте предполагается использование сверхпроводящей магнитной системы бустера с использованием магнитов, аналогичных магнитам Нуклотрона, то приведенные выше допущения были приняты также при расчете защит Нуклотрона и коллайдера. Погонная масса вещества расчетного элемента кольца Нуклотрона (бустера) примерно соответствует средней погонной массе всех деталей Нуклотрона (камеры, системы охлаждения, магнитной оптики и др.) – 300 кг. На рис. 3 показана геометрия расчета вторичного излучения из элемента кольца бустера, генерируемого потерями пучка ядер урана.

В расчетах моделировалась максимально приближенная к реальности геометрия размещения бустера и Нуклотрона внутри здания. Здание синхрофазотрона выполнено из кирпича толщиной 50–60 см с большими оконными проемами и легкой крышей, т.е. не играет роли биологической защиты для проникающего излучения.

Нейтроны утечки из защиты бустера выходят в окружающую здание воздушную среду, и многократно рассеиваясь в воздухе, грунте и окружающих объектах, создают протяженное нейтронное поле вокруг здания ускорителя. Геометрия расчета пространственного распределения нейтронов “skyshine”, реализованная во входном файле программы GEANT4, показана на рис. 4.

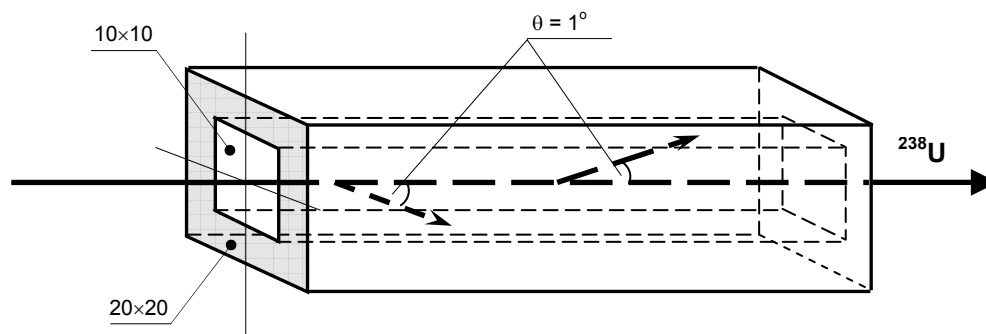


Рис. 3. Элемент кольца бустера, принятый в качестве модели при расчете вторичного излучения, обусловленного потерями ядер урана (размеры в см).

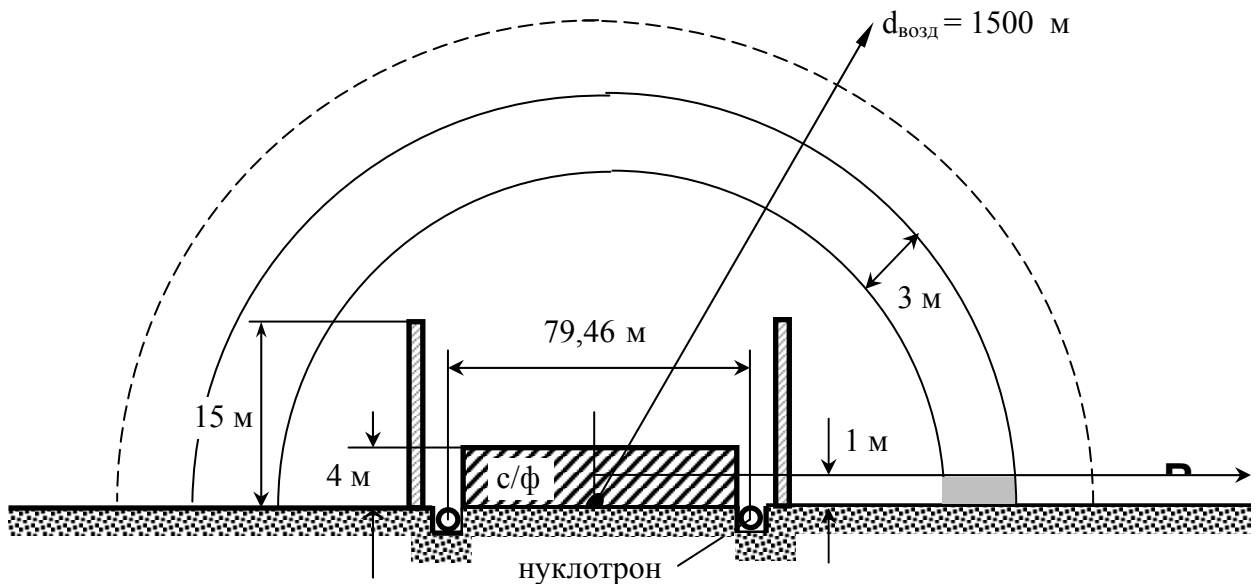


Рис. 4. Геометрия расчета радиального распределения эффективной дозы нейтронов “skyshine”

Так как свободный пробег высокоэнергетических нейтронов в воздухе составляет сотни метров, то в расчетах учитывался слой воздуха радиусом 1500 м, а также слой грунта толщиной 0,5 м. Значения флюенса и эффективной дозы нейтронов усреднялись в concentric layers of space with a height of 1 m and a width of 3 m around the building.

Потери пучка ядер в процессе их ускорения происходят при различных энергиях. Расчет пространственного распределения эффективной дозы нейтронов от бустера выполнен для потерянному равновероятно в любой точке кольца ускорителя одного ядра урана с энергией, распределенной от 6 до 450 МэВ/н следующим образом:

- 1) 50 МэВ/н – 25%;
- 2) 100 МэВ/н – 20%;
- 3) 200 МэВ/н – 15%;
- 4) 300 МэВ/н – 15%;
- 5) 450 МэВ/н – 25%

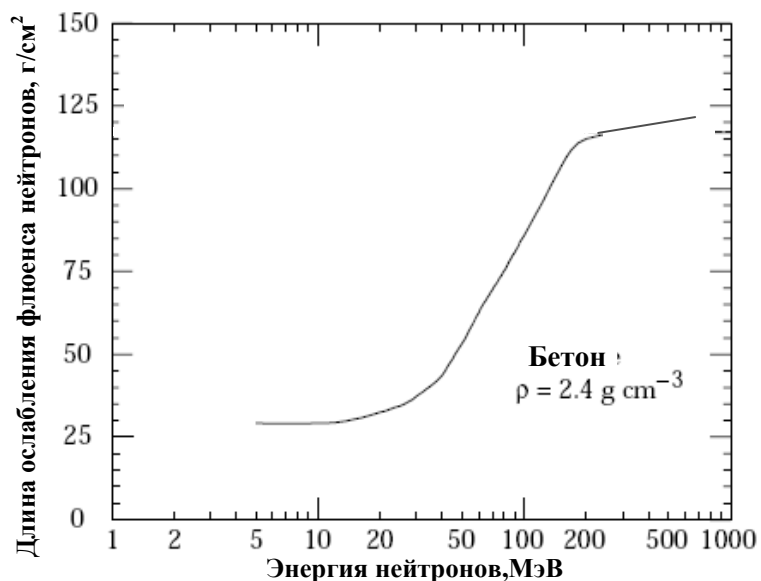


Рис. 5. Зависимость длины ослабления флюенса нейтронов в бетоне от энергии нейтронов

При этом предполагалось, что основная часть потерь происходит на начальном этапе ускорения ядер, однако вторичные нейтроны с энергией менее 20 МэВ не играют существенной роли, т.к. сильно ослабляются защитой. Приближенная зависимость длины ослабления в бетоне широкого пучка моноэнергетических нейтронов показана на рис. 5.

Результаты расчета по программе GEANT4 пространственного распределения эффективной дозы нейтронов “skyshine” от бустера при сплошной бетонной защите прямолинейных промежутков толщиной 1,0 м в режиме ускорения ядер урана приведены на рис. 6. Расстояния отложены от центра бустера. Расчеты показывают, что при такой защите и условии суммарных потерь в бустере ядер урана с энергией > 50 МэВ/н менее 5% эффективная доза на расстоянии 113 м от центра бустера (граница СЗЗ) не превысит за год $3,5 \cdot 10^{-17} \times 5 \cdot 10^{13} = 0,00175$ мЗв, т.е. влияние бустера на границе СЗЗ будет пренебрежимо мало.

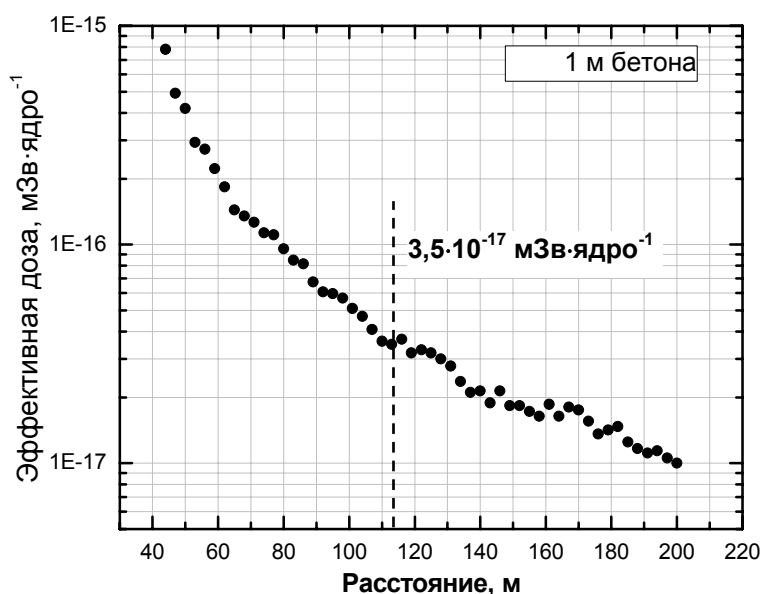


Рис. 6. Радиальное распределение эффективной дозы нейтронов “skyshine” при сплошных защитах прямолинейных промежутков бустера из обычного бетона толщиной 1 м

3.5. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ СТАНЦИИ ОБДИРКИ ПУЧКА УРАНА

При обдирке пучка ядер урана с зарядностью 32+ с помощью углеродной или силиконовой фольги толщиной 100-125 мкм, основным радиационным источником будет являться не обдирочная фольга, а “лишние” ядра урана с зарядностью 90+ и 91+, которые будут отсепарированы дипольным магнитом и выведены в ловушку. Средняя интенсивность отсепарированного пучка ядер урана с зарядностями 90+ и 91+ и энергией 0,44 ГэВ/н составит $6 \cdot 10^8$ ядер/сек. Ловушку целесообразно разместить в районе второго квадранта синхрофазотрона (на максимальном удалении от границы СЗЗ – около 130 м).

Конструкция ловушки с железным поглотителем представлена на рис. 7, а пространственное распределение эффективной дозы нейтронов “skyshine” в направлении, поперечном пучку ядер, показано на рис. 8.

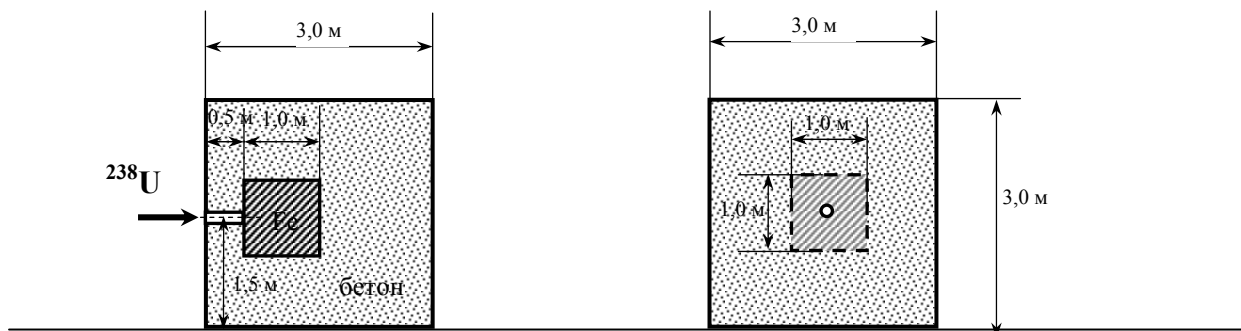


Рис. 7. Поперечные сечения ловушки пучка ядер бустера

При торможении в ловушке $6 \cdot 10^{14}$ ядер урана годовая эффективная доза нейтронов на границе СЗЗ составит $6 \cdot 10^{14} \times 2,77 \cdot 10^{-17} = 0,0166$ мЗв.

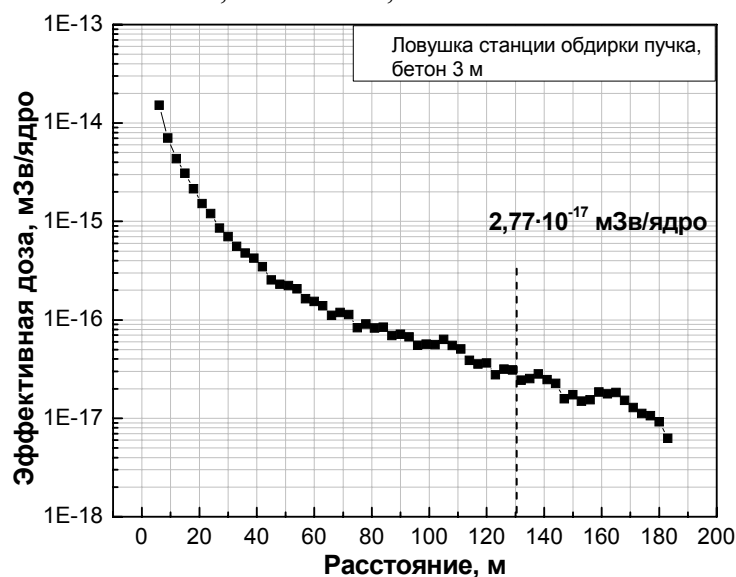


Рис. 8. Пространственное распределение эффективной дозы нейтронов “skyshine” в боковом направлении от ловушки станции обдирки пучка ядер

Значение мощности дозы нейтронов на расстоянии 6 м сбоку от ловушки составит 0,33 мЗв/час, а значение мощности дозы заряженных частиц – 1,11 мЗв/час. Суммарная мощность дозы – 1,44 мЗв/час.

3.6. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ НУКЛОТРОНА ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА

Размещение Нуклотрона в кабельном туннеле синхрофазотрона снижает требования к его биологической защите. Необходимо соорудить лишь верхнее перекрытие туннеля по всему кольцу Нуклотрона. При расчетах защиты Нуклотрона использовались те же допущения о протяженной мишени и о потерях пучка ядер, что и при расчете защиты бустера. Детализированная геометрия Нуклотрона, использованная во входном файле GEANT4, показана на рис. 9.

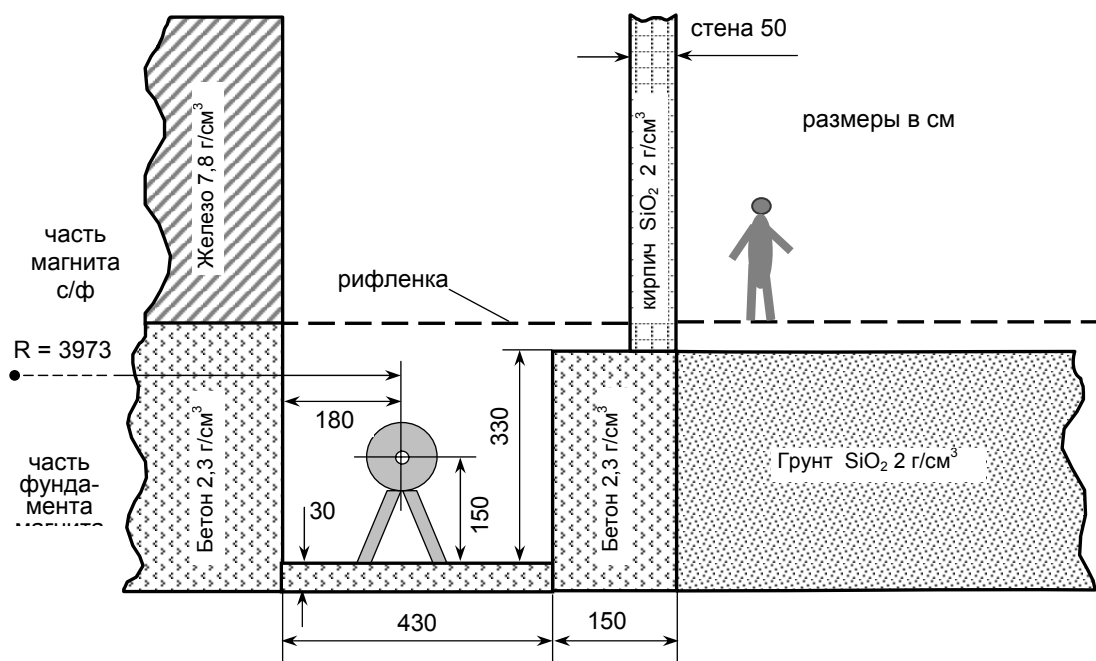


Рис. 9. Геометрия размещения Нуклотрона в туннеле с учитываемыми в расчетах строительными конструкциями и оборудованием

Потери ядер в Нуклотроне обусловлены, главным образом, однократным рассеянием на атомах остаточного газа в вакуумной камере. Распределение потерь пучка ядер урана по энергии в кольце Нуклотрона задавалось следующим образом:

- 1) 0,44 ГэВ/н - 20%;
- 2) 1,0 ГэВ/н - 20%;
- 3) 1,5 ГэВ/н - 10%;
- 4) 2,5 ГэВ/н - 10%;
- 5) 3,5 ГэВ/н - 10%;
- 6) 4,5 ГэВ/н - 30%

Был выполнен расчет пространственного распределения мощности эффективной дозы нейтронов “skyshine” вокруг ускорителя с верхней защитой из обычного бетона толщиной 3,0 м для каждой энергии ядер урана, теряемых в Нуклотроне. Результаты расчетов мощности эффективной дозы нейтронов, нормированные на 1 ядро урана в сек с указанной выше энергией, потерянное равномерно по кольцу Нуклотрона, приведены на рис. 10. Таким образом, суммарная годовая эффективная доза нейтронов на расстоянии 113 м от центра Нуклотрона (граница С33) составит при толщине верхней защиты 3 м, суммарных потерь пучка ядер урана в Нуклотроне $2,5 \cdot 10^7$ ядер/с и работе Нуклотрона 651 час/год 0,0082 мЗв (см. таблицу 2).

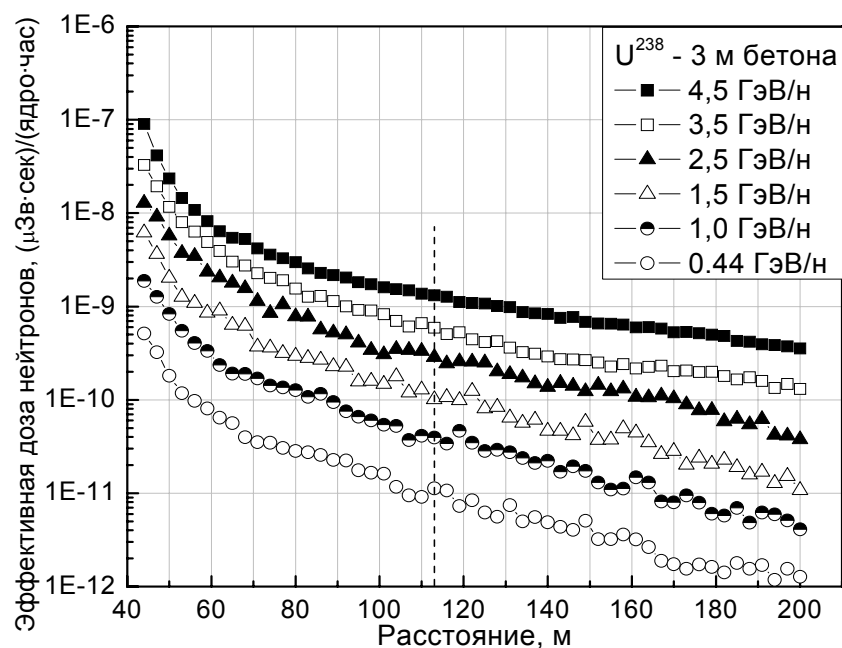


Рис. 10. Эффективная доза нейтронов “skyshine” при наличии верхней защиты туннеля Нуклотрона из обычного бетона толщиной 3 м

Таблица 2. Расчет годовой эффективной дозы нейтронов на расстоянии 113 м от центра Нуклотрона при ускорении ядер урана

Энергия ядер, ГэВ/н	Мощность эффективной дозы нейтронов на 1 ядро/сек (μЗв/час)	Потери ядер, ядер/сек	Годовая эффективная доза нейтронов за 651 час, μЗв
4,5	$1,311 \cdot 10^{-9}$	$7,5 \cdot 10^6$	6,40
3,5	$5,912 \cdot 10^{-10}$	$2,5 \cdot 10^6$	0,96
2,5	$2,924 \cdot 10^{-10}$	$2,5 \cdot 10^6$	0,48
1,5	$1,111 \cdot 10^{-10}$	$2,5 \cdot 10^6$	0,18
1,0	$3,963 \cdot 10^{-11}$	$5,0 \cdot 10^6$	0,13
0,44	$9,58 \cdot 10^{-12}$	$5,0 \cdot 10^6$	0,03
		$\Sigma = 2,5 \cdot 10^7$	$\Sigma = 8,18 \mu\text{Зв}$

При толщине верхней защиты Нуклотрона из обычного бетона толщиной 2,5 м годовая эффективная доза нейтронов на расстоянии 113 м от центра Нуклотрона составит для режима ускорения ядер урана 0,0222 мЗв, а при толщине 2,0 м – 0,0604 мЗв.

3.7. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ КОЛЛАЙДЕРА ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА

Размещение коллайдера в корпусе 205, в здании, не обладающим защитными свойствами и расположенном практически вплотную к границе СЗЗ, при потерях в кольцах накопителя ядер с максимальной энергией, делает коллайдер важным радиационным источником комплекса. Коллайдер периметром 251 м предполагается разместить в зале размерами 113,5×66 м. Причинами потерь ядер в коллайдере являются однократное рассеяние ядер на атомах остаточного газа в вакуумной камере и рекомбинация ядер с электронами при электронном охлаждении пучка. Для защиты колец коллайдера предусматривается сплошная боковая и верхняя защита по всему периметру. Геометрия защиты представлена на рис. 11. Боковые и верхняя защиты кольца выполняются из обычного бетона по 3,0 м толщиной.

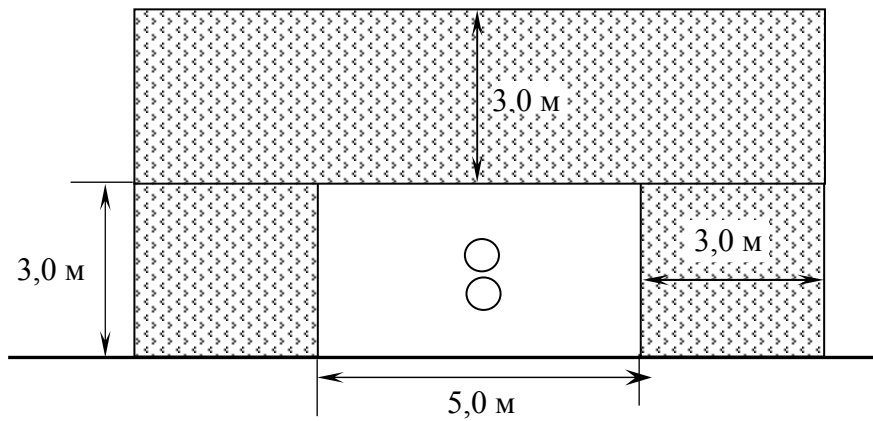


Рис. 11. Геометрия защиты коллайдера, принятая в расчетах

На рис. 12 представлено схематическое размещение защиты коллайдера в к. 205, которое было использовано для расчета пространственного распределения эффективной дозы нейтронов “skyshine” на расстоянии 87 м от центра коллайдера (граница С33) в направлении, указанном на рис. Там же показаны предпочтительные места расположения ловушек пучков коллайдера (возможен вариант одной объединенной ловушки), а также ловушки станции обдирки пучка между бустером и Нуклотроном. Указанная на рис. 12 конфигурация защиты коллайдера полностью вписывается в размеры экспериментального зала к. 205. В расчетах принималось во внимание наличие стен к. 205 толщиной 0,6 м и высотой 25 м (имитировались SiO_2 плотностью 2 г/см^3). Верхнее перекрытие не рассматривалось. Предполагалось также, что оконный проем в торце к. 205 будет заложен.

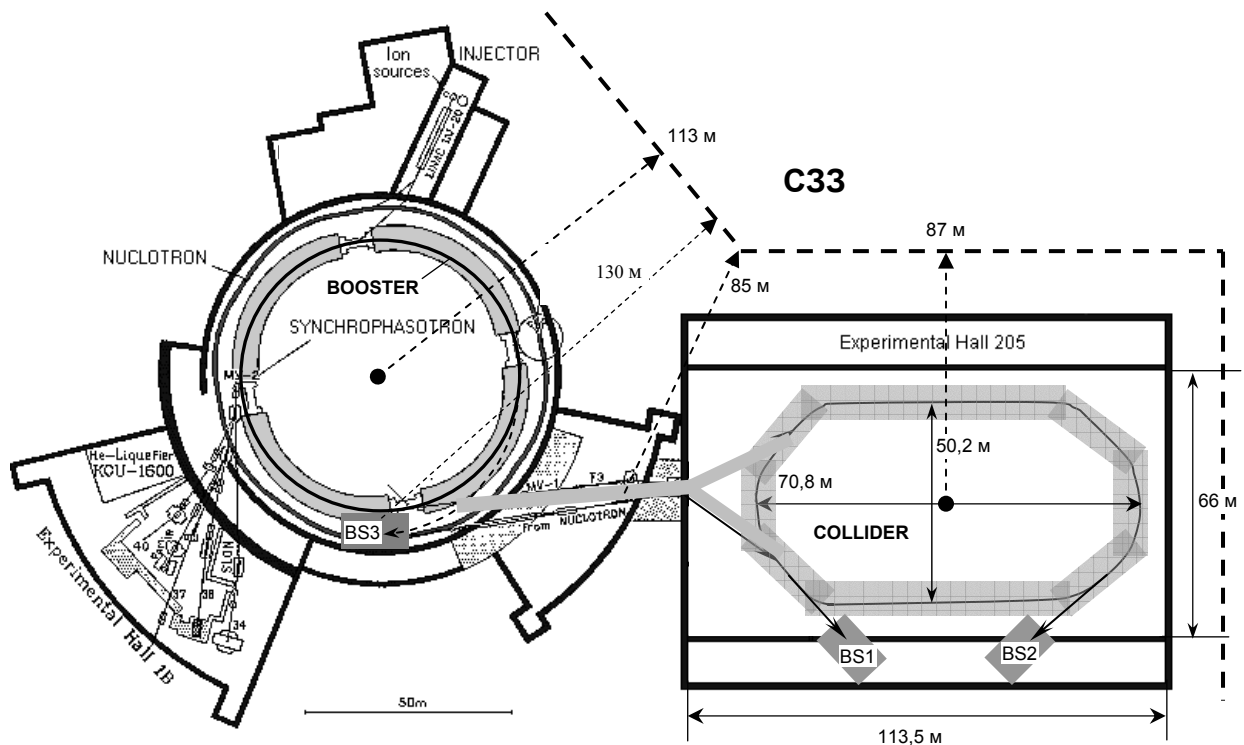


Рис. 12. Схематический вид расположения радиационных источников комплекса и границы С33. BS1, BS2 – ловушки пучков коллайдера, BS3 – ловушка станции обдирки пучка

Для простоты рассматривалось одно кольцо коллайдера с равномерно распределенным потерянными 1 ядром урана с энергией 4,5 ГэВ/н внутри вакуумной камеры с той же геометрией, что у бустера и Нуклотрона.

Пространственное распределение мощности эффективной дозы нейтронов “skyshine” в указанном на рис. 12 направлении при потере 1 ядра/сек приведено на рис. 13.

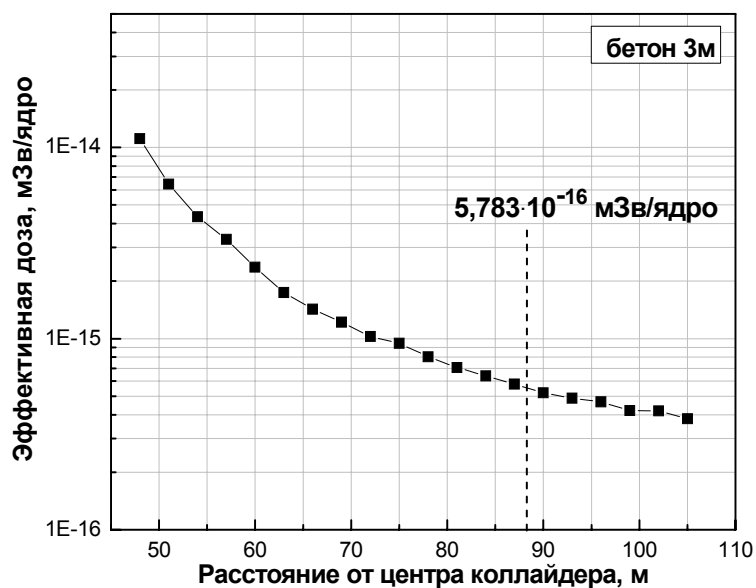


Рис. 13. Пространственное распределение эффективной дозы нейтронов “skyshine” от потерь ядер в кольцах коллайдера

Из рис. 13 видно, что значение эффективной дозы нейтронов на расстоянии 87 м, нормированное на потерю одного ядра урана, составляет $5,783 \cdot 10^{-16}$ мЗв. Таким образом, при суммарных годовых потерях в коллайдере $6 \cdot 10^{13}$ ядер значение годовой эффективной дозы нейтронов от коллайдера составит на границе СЗЗ $5,783 \cdot 10^{-16} \times 6 \cdot 10^{13} = 0,0347$ мЗв при толщине сплошной бетонной защиты коллайтера 3 м.

Аналогичная величина при пропорциональном уменьшении толщины стен и верхнего перекрытия защиты коллайдера до 2,5 м обычного бетона составит 0,0943 мЗв, а при уменьшении толщины защиты до 2 м – 0,2564 мЗв.

3.8. ОЦЕНКА ЛОВУШКИ ПУЧКОВ КОЛЛАЙДЕРА ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА

Сброс пучка ядер урана с энергией 4,5 ГэВ/н в каждую из ловушек коллайдера может производиться: а) в аварийном режиме – по $3,5 \cdot 10^{10}$ ядер; б) при основном режиме работы коллайдера 1 раз в час по $2,8 \cdot 10^{10}$ ядер (всего за год 4000 таких событий, итого будет сбрасываться по $1,12 \cdot 10^{14}$ ядер/год); в настройном режиме работы комплекса на пониженной в 4 раза интенсивности пучков бустера, Нуклотрона и коллайдера в ловушки сбрасывается поочередно каждый сгусток ядер, инжесктированный в кольца коллайдера, т.е. по $5 \cdot 10^8 / (4 \times 2) = 6,3 \cdot 10^7$ ядер/сек в течение 500 часов в год, т.е. по $1,13 \cdot 10^{14}$ ядер/год. Режим работы коллайдера с “посгустковым” обменом не рассматривается. Таким образом, без учета аварийных сбросов за год в каждую ловушку будет сбрасываться по $2,25 \cdot 10^{14}$ ядер. С учетом редких аварийных сбросов предлагается увеличить это значение до $2,5 \cdot 10^{14}$ ядер/год. Таким образом, в обе ловушки за год будет сбрасываться максимум $7,2 \cdot 10^{14}$ ядер урана.

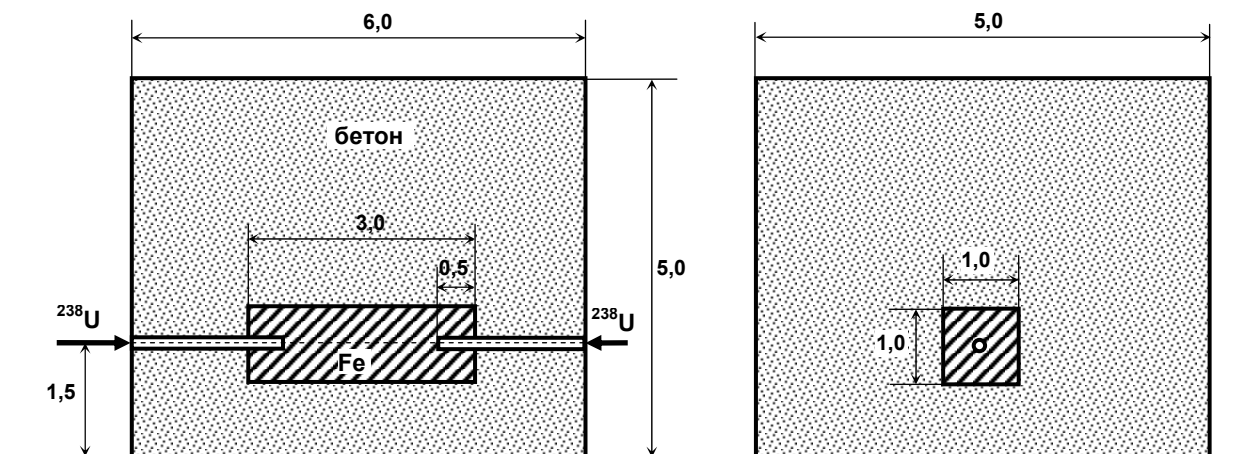


Рис. 14. Поперечные сечения объединенной ловушки пучков коллайдера. Все размеры в метрах.

Представляется целесообразным создание единой ловушки для обоих пучков ядер коллайдера, т.к. при этом достигается значительная экономия массы бетона, уменьшается занимаемое ловушками пространство и, самое главное, объединенная ловушка будет располагаться на значительном расстоянии от границы СЗЗ. Принятая в расчетах геометрия объединенной бетонной ловушки коллайдера показана на рис. 14. Внутри ловушки располагается железный сердечник размерами $3 \times 1 \times 1$ м, предназначенный для уменьшения её габаритов. Ловушку коллайдера планируется расположить за дальней частью кольца коллайдера от границы СЗЗ (рис. 15).

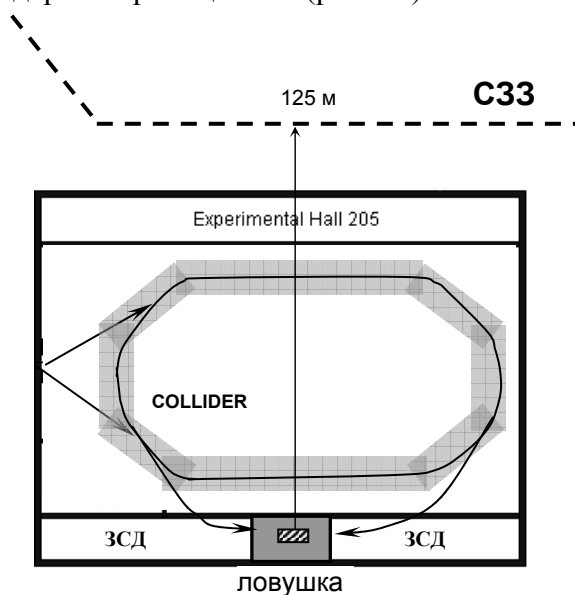


Рис. 15. Схематический вид расположения радиационных источников комплекса и границы СЗЗ. ЗСД – зона специального допуска внутри к. 205.

Предварительно были рассмотрены различные варианты ловушки с переменными значениями длины, ширины и высоты. Наиболее критичным параметром с точки зрения формирования радиационного поля нейтронов “skyshine” в указанной на рис. 11 точке на границе СЗЗ является высота ловушки, поскольку преимущественное влияние на радиационное поле в этой точке оказывают нейтроны утечки, вылетающие из верхней плоскости ловушки.

Пространственное распределение мощности эффективной дозы нейтронов “skyshine” в указанном на рис. 15 направлении при сбросе в ловушку 1 ядра урана с энергией 4,5 ГэВ/н приведено на рис. 16.

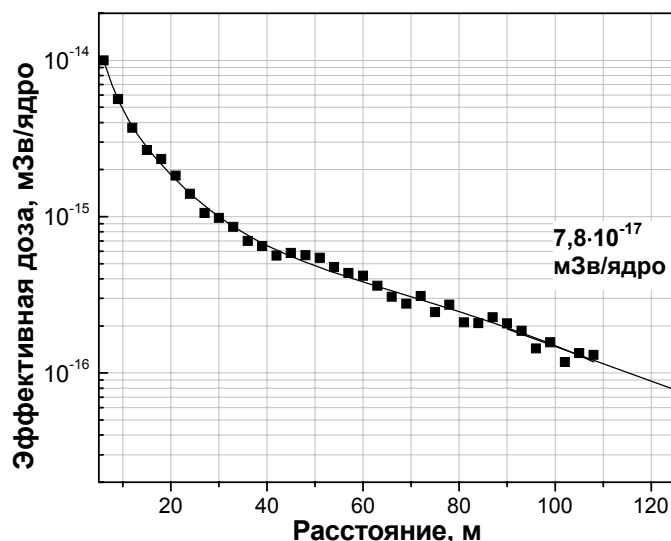


Рис. 16. Пространственное распределение эффективной дозы нейтронов “skyshine” в поперечном направлении от ловушки пучков коллайдера

При сбросе в объединенную ловушку суммарно $7,2 \cdot 10^{14}$ ядер урана годовая эффективная доза нейтронов “skyshine” на расстоянии 95 м (граница СЗЗ) составит $7,8 \cdot 10^{-17} \times 7,2 \cdot 10^{14} = 0,0562$ мЗв.

В формировании радиационного поля вблизи ловушки играют заметную роль также заряженные адроны и мюоны. Для оценки дозы вблизи ловушки использовались коэффициенты перехода от единичных флюенсов нейтронов, мюонов, протонов и π -мезонов к эффективным дозам для случая передне-заднего облучения человека. Значение суммарной годовой эффективной дозы от нейтронов и заряженных частиц на расстоянии 6 м от боковой поверхности ловушки составит $(3,1 \text{ (нейтроны)} + 0,19 \text{ (мюоны)} + 0,5 \text{ (}\pi^+ \text{ мезоны)} + 0,54 \text{ (}\pi^- \text{ мезоны)}) \cdot 10^{-11} \times 7,2 \cdot 10^{14} = 32$ мЗв. С учетом гамма-квантов эта доза составит около 35 мЗв в год. Принимая во внимание временной фактор пребывания персонала на работе можно сделать заключение, что в районе ловушки будут соблюдаться условия контролируемой радиационной зоны, за исключением территории в непосредственной близости от ловушки (~ 5 м), где целесообразно организовать зону специального допуска. Заметим, что значение суммарной годовой эффективной дозы вблизи торцов ловушки более чем в 2 раза меньше (в формировании поля с торца ловушки играют роль только ядра, сбрасываемые с одного кольца коллайдера, и толщина железного поглотителя в продольном направлении существенно больше, чем в поперечном направлении).

3.9. ОЦЕНКА ЗАЩИТЫ КАНАЛОВ ТРАНСПОРТИРОВКИ ПУЧКОВ ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА

Транспортными каналами, нуждающимися в защите, будут являться канал транспорта пучка из Нуклотрона до 205 корпуса через старый измерительный павильон и два канала ввода пучков ядер в кольца коллайдера. Схематичный вид бетонной защитой толщиной 2,0 м (сбоку и сверху) показан на рис. 17.

При расчетах пространственного распределения эффективной дозы нейтронов “skyshine” от транспортных каналов, разветвленные каналы ввода пучков в кольца коллайдера были заменены на один спрямленный канал длиной 77,4 м (как показано пунктиром на рис. 17). Расстояние от центра транспортного канала до границы СЗЗ вдоль направления R бралось

равным 85 м. В расчетах учитывалось, что начальный участок канала длиной 23,7 м проходит внутри туннеля Нуклотрона и 8-метровой бетонной защиты синхрофазотрона, поэтому вторичное излучение из этого участка канала не рассматривалось при расчете пространственного распределения нейтронов “skyshine”. Также не рассматривались участок канала между измерительным павильоном и 205 корпусом длиной 11,3 м, заложённый бетонной защитой толщиной 4 м, и конечная часть канала внутри защиты коллайдера (5,2 м). Вследствие предположения о равномерном распределении потерь вдоль канала транспорта пучка, уменьшение рассматриваемой длины канала приводит к пропорциональному уменьшению полного числа потерянных ядер для описания реального источника излучения, поэтому вместо $1,5 \cdot 10^{13}$ ядер бралось значение $1,5 \cdot 10^{13} \times 37,2 / 77,4 = 7,5 \cdot 10^{12}$ ядер/год.

Помимо этого, в расчетах пространственного распределения эффективной дозы нейтронов “skyshine” от транспортных каналов учитывалось наличие стен измерительного павильона и корпуса 205 аналогично тому, как это делалось при расчетах защит Нуклотрона и коллайдера. Пространственное распределение эффективной дозы нейтронов “skyshine” по направлению R приведено на рис. 18. При указанных выше потерях ядер урана (реальный источник) годовая эффективная доза нейтронов “skyshine” от каналов транспортировки составит на границе ССЗ $6,68 \cdot 10^{-15} \times 7,5 \cdot 10^{12} = 0,0501$ мЗв.

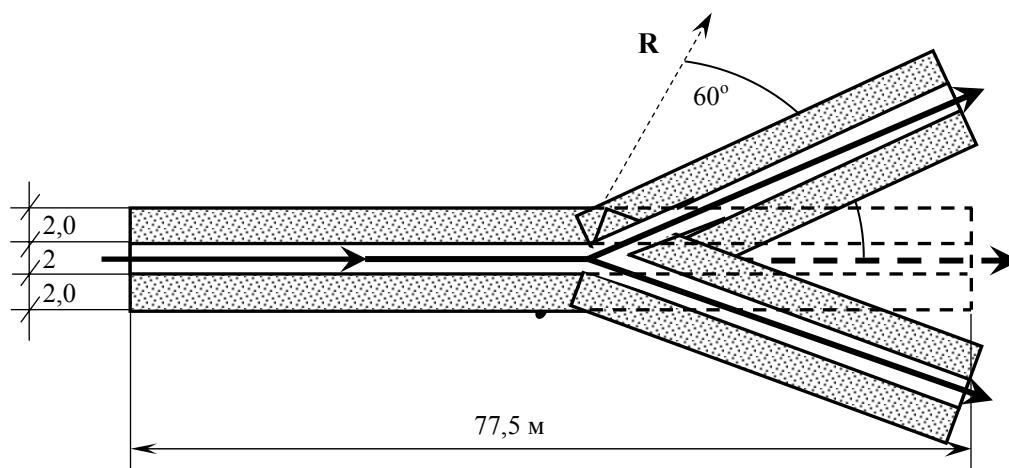


Рис. 17. Схема каналов транспорта пучка из Нуклотрона в коллайдер, принятая в расчетах. R – направление, вдоль которого рассчитывалось пространственное распределение эффективной дозы нейтронов “skyshine”

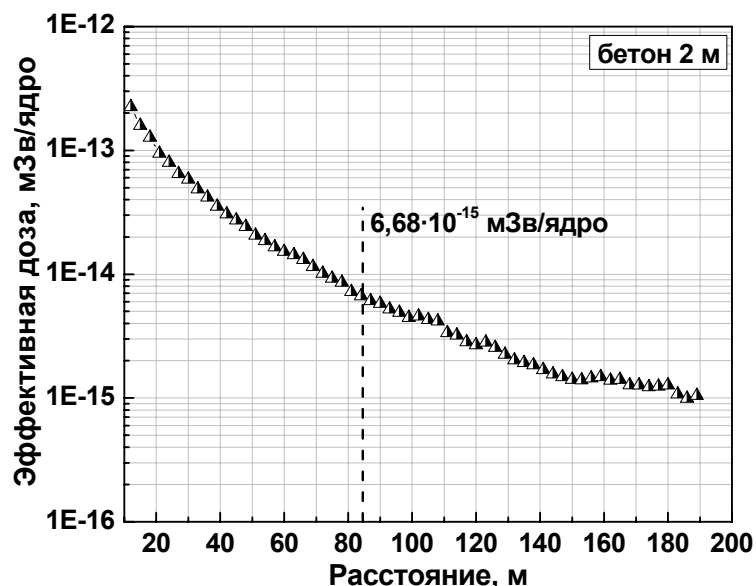


Рис. 18. Пространственное распределение эффективной дозы нейтронов “skyshine” по направлению R от центра канала транспортировки ядер из Нуклотрона в коллайдер

3.10 СУММАРНАЯ ЭФФЕКТИВНАЯ ДОЗА НЕЙТРОНОВ ОТ ВСЕХ ЭЛЕМЕНТОВ КОМПЛЕКСА НА ГРАНИЦЕ СЗЗ ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР УРАНА ДО ЭНЕРГИИ 4,5 ГэВ/н

Суммарная годовая эффективная доза нейтронов “skyshine” на границе СЗЗ при указанных выше размерах биологических защит и ускорении ядер урана приведена в таблице 3 для разных вариантов защит Нуклотрона и коллайдера.

Таблица 3. Вклад радиационных источников комплекса в годовую эффективную дозу нейтронов на границе СЗЗ при ускорении ядер урана

Источник	Бустер	Ловушка станции обдирки пучка	Нуклотрон	Каналы транспорта пучка	Коллайдер	Ловушка коллайдера	Весь комплекс
Годовая доза, мЗв	0,0018	0,0166	0,0082 (3 м бетона)	0,0501	0,0347 (3 м бетона)	0,0562	0,1676
	0,0018	0,0166	0,0604 (2 м бетона)	0,0501	0,0943 (2,5 м бетона)	0,0562	0,2794

Таким образом, предложенные выше варианты защит обеспечат не превышение предела дозы для населения 0,5 мЗв на границе СЗЗ (с учетом 10%-го вклада в полную дозу от гамма-квантов).

Единственным неочтенным радиационным источником на комплексе является детектор MPD. Однако его вклад в полную годовую дозу нейтронов будет, по-видимому, незначителен. Основной вклад в дозу на границе СЗЗ будут создавать источники, относящиеся собственно к коллайдеру; вклад бустера, ловушки станции обдирки пучка и Нуклотрона относительно мал. В силу этого, предложенный вариант компоновки защит основных радиационных источников на комплексе NICA создает возможность дополнительной работы Нуклотрона и бустера на другие эксперименты с использованием пучков протонов, дейтронов и сравнительно легких ядер.

Общее количество бетона защиты для всех радиационных источников комплекса оценивается в 20700 м³ в случае 3-метровых защит Нуклотрона и коллайдера и 14000 м³ в случае 2-метровых защит.

3.11 СУММАРНАЯ ЭФФЕКТИВНАЯ ДОЗА НЕЙТРОНОВ ОТ ВСЕХ ЭЛЕМЕНТОВ КОМПЛЕКСА НА ГРАНИЦЕ СЗЗ ПРИ УСКОРЕНИИ ЯДЕР ЗОЛОТА ДО ЭНЕРГИИ 4,5 ГэВ/н

В первом приближении можно полагать, что значения эффективных доз на границе СЗЗ от радиационных источников комплекса при потере 1 ядра урана и золота с одной и той же энергией на нуклон пропорциональны изменению выходов нейтронов из толстой мишени, облучаемой этими ядрами (т.е. пропорциональны первичному источнику нейтронов). На рис. 19 представлены относительные выходы нейтронов из толстой железной мишени, облучаемой различными ядрами с энергиями 4,5 ГэВ/н в диапазоне углов 0°-10° и 70°-110° относительно направления пучка ядер, а также в 4л ср.

Соотношение между выходами нейтронов с энергией более 20 МэВ из толстой железной мишени, облучаемой ядрами ²³⁸U и ¹⁹⁷Au с одинаковыми энергиями на нуклон (4,5 ГэВ/н) составляет $238/197 = 1,21$.

Основные исходные данные для расчета защиты прямолинейных промежутков бустера в режиме ускорения ядер золота те же, что и при ускорении ядер урана, меняется лишь конечная энергия ядер (577 МэВ/н для ядер золота). Это отличие не приведет к сколько-нибудь заметному росту парциального вклада бустера в эффективную дозу нейтронов “skyshine” на границе СЗЗ. Коэффициент обдирки пучка ядер золота на мишени тот же, что и для ядер урана (40%). Исходные данные по потерям пучков для Нуклотрона и коллайдера при ускорении ядер золота и урана одинаковы. Таким образом, можно считать, что в режиме ускорения ядер золота все парциальные вклады нейтронов “skyshine” в эффективную дозу от всех источников на границе СЗЗ будут, при прочих равных условиях, в 1,21 меньше, чем при ускорении ядер урана.

Для режима ускорения ядер урана был также рассмотрен вариант консольной защиты туннеля Нуклотрона за счет нижней стальной балки магнита синхрофазотрона [8] толщиной 77 см.

Суммарная годовая эффективная доза нейтронов “skyshine” на границе СЗЗ при указанных выше размерах биологических защит и ускорении ядер золота приведена в таблице 4 для разных вариантов защит Нуклотрона и коллайдера. Радиальное распределение эффективной дозы нейтронов “skyshine” от Нуклотрона для этого варианта защиты приведено на рис. 20. Суммарная годовая эффективная доза нейтронов на расстоянии 113 м от центра Нуклотрона (граница СЗЗ) составит при этом 0,0034 мЗв (см. таблицу 4). Таким образом, стальная консольная защита туннеля Нуклотрона из стали толщиной 77 см эквивалентна более чем 3 м обычного бетона.

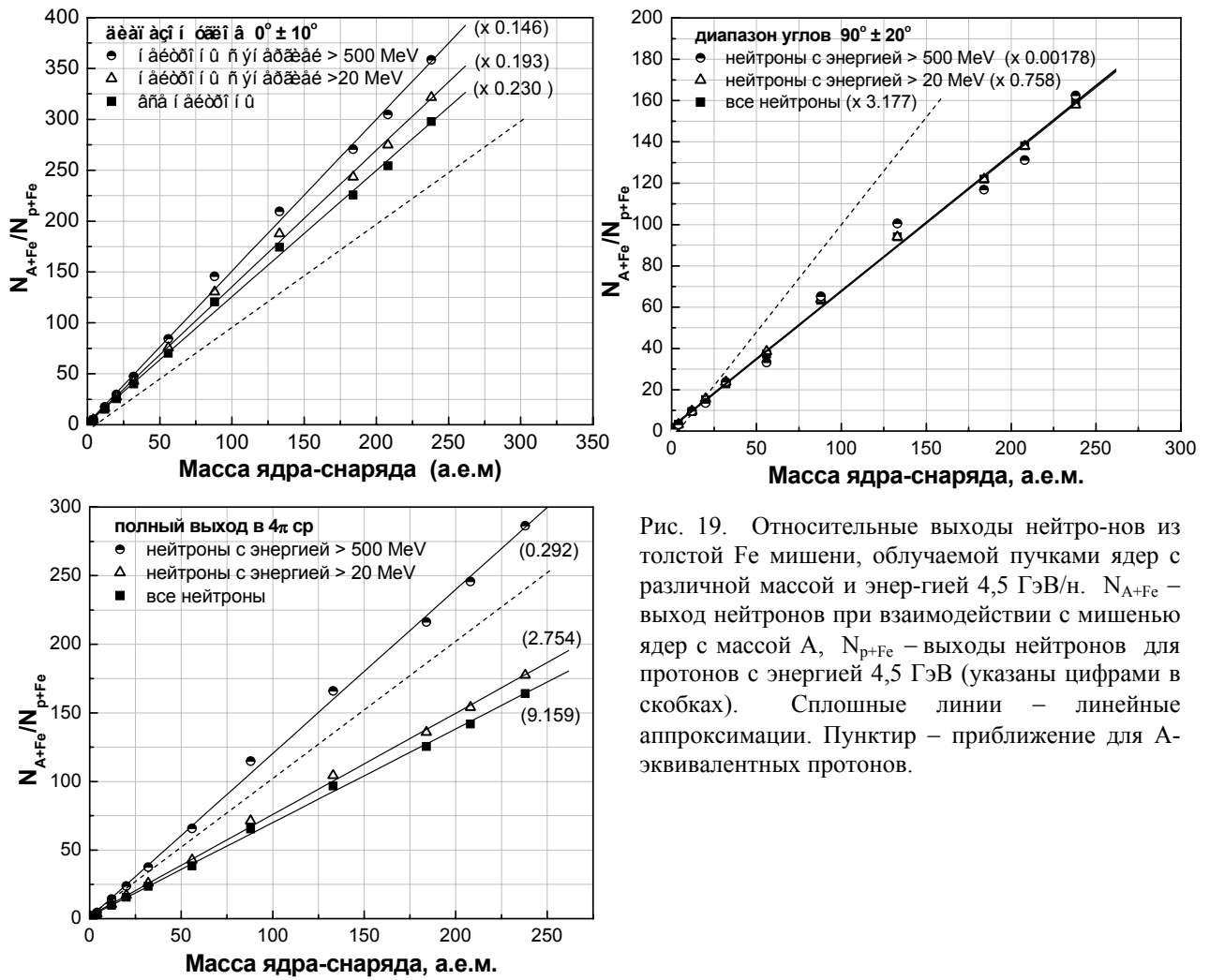


Рис. 19. Относительные выходы нейтронов из толстой Fe мишени, облучаемой пучками ядер с различной массой и энергией 4,5 ГэВ/н. N_{A+Fe} – выход нейтронов при взаимодействии с мишенью ядер с массой A , N_{p+Fe} – выходы нейтронов для протонов с энергией 4,5 ГэВ (указаны цифрами в скобках). Сплошные линии – линейные аппроксимации. Пунктир – приближение для A -эквивалентных протонов.

Суммарная годовая эффективная доза нейтронов “skyshine” на границе СЗЗ при указанных выше размерах биологических защит и ускорении ядер золота приведена в таблице 5 для разных вариантов защит Нуклотрона.

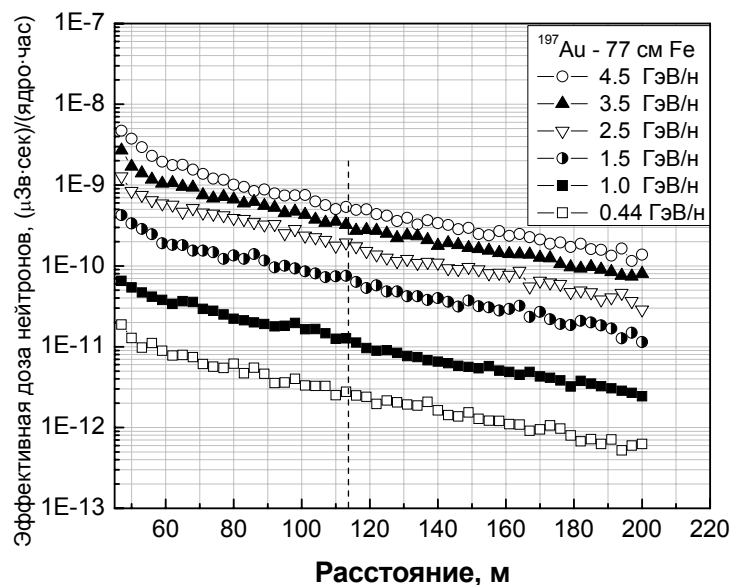


Рис. 20. Эффективная доза нейтронов “skyshine” от Нуклотрона при ускорении ядер золота (верхняя защита туннеля – 0,77 см стали)

Таблица 4. Расчет годовой эффективной дозы нейтронов на расстоянии 113 м от центра Нуклотрона при ускорении ядер золота (защита – 0,77 см Fe)

Энергия ядер, ГэВ/н	Мощность эффективной дозы нейтронов на 1 ядро/сек (μЗв/час)	Потери ядер, ядер/сек	Годовая эффективная доза нейтронов за 651 час, μЗв
4,5	$5,05 \cdot 10^{-10}$	$7,5 \cdot 10^6$	2,47
3,5	$3,147 \cdot 10^{-10}$	$2,5 \cdot 10^6$	0,51
2,5	$1,811 \cdot 10^{-10}$	$2,5 \cdot 10^6$	0,29
1,5	$6,774 \cdot 10^{-11}$	$2,5 \cdot 10^6$	0,11
1,0	$1,215 \cdot 10^{-11}$	$5,0 \cdot 10^6$	0,04
0,44	$2,684 \cdot 10^{-12}$	$5,0 \cdot 10^6$	0,01
		$\Sigma = 2,5 \cdot 10^7$	$\Sigma = 3,43 \mu\text{Зв}$

Таблица 5. Вклад радиационных источников комплекса в годовую эффективную дозу нейтронов на границе СЗЗ при ускорении ядер золота

Источник	Бустер	Ловушка станции обдирки пучка	Нуклотрон	Каналы транспорта пучка	Коллайдер	Ловушка коллайдера	Весь комплекс
Годовая доза, мЗв	0,0015	0,0137	0,0499 (2 м бетона)	0,0414	0,0779 (2,5 м бетона)	0,0465	0,231
	0,0015	0,0137	0,0034 (77 см стали)	0,0414	0,0779 (2,5 м бетона)	0,0465	0,185

Был рассмотрен также парциальный вклад дополнительного сеанса ускорения протонов в Нуклотроне до энергии 12 ГэВ, интенсивностью пучка 10^{11} протонов/цикл ($2,5 \cdot 10^{10}$ протонов/сек) и длительностью 1500 часов в годовую эффективную дозу на границе СЗЗ. Потери пучка (5%) равномерно распределены по кольцу Нуклотрона. Расчет выполнялся для консольного варианта защиты туннеля Нуклотрона сталью толщиной 0,77 м. На рис. 21 показано радиальное распределение нейтронов “skyshine” вокруг Нуклотрона для

данного режима работы ускорителя и защиты из стали. Распределение потерь пучка протонов по энергии в Нуклотроне задавалось следующим образом:

- 0,5 ГэВ – 25 %;
- 2 ГэВ – 10 %;
- 4 ГэВ – 10 %;
- 6 ГэВ – 10 %;
- 8 ГэВ – 10 %;
- 10 ГэВ – 10 %;
- 12 ГэВ – 25 %;

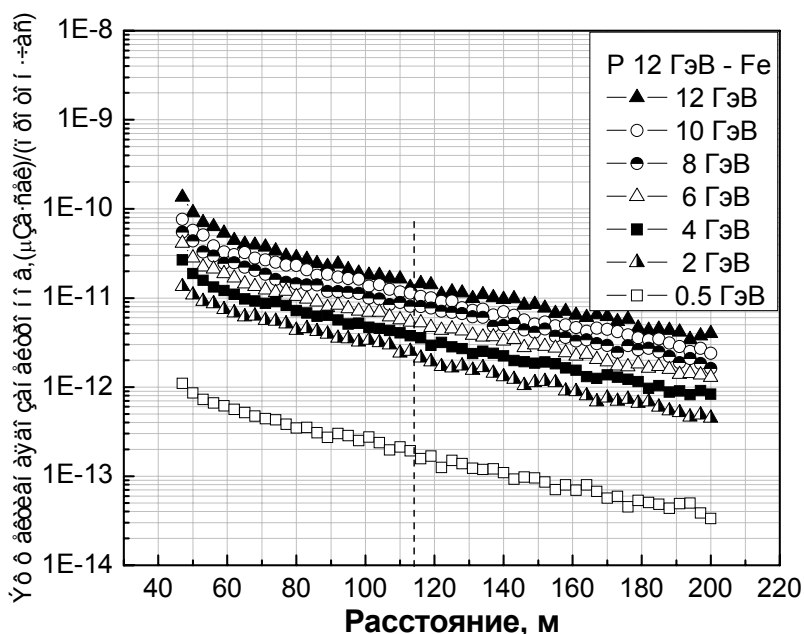


Рис. 21. Радиальные распределения эффективной дозы нейтронов “skyshine” от центра Нуклотрона в режиме ускорения протонов до энергии 12 ГэВ и перекрытия туннеля стальной защитой толщиной 0,77 м.

Суммарная годовая эффективная доза нейтронов “skyshine” на границе СЗЗ при ускорении протонов приведена в таблице 6 для стальной защиты Нуклотрона.

Таблица 6. Расчет годовой эффективной дозы нейтронов на расстоянии 113 м от центра Нуклотрона при ускорении протонов (защита – 0,77 см Fe)

Энергия протонов, ГэВ	Мощность эффективной дозы нейтронов на 1 ядро/сек (μЗв/час)	Потери ядер, ядер/сек	Годовая эффективная доза нейтронов за 1500 час, μЗв
12	$1,4993 \cdot 10^{-11}$	$3,125 \cdot 10^8$	7,03
10	$1,1173 \cdot 10^{-11}$	$1,25 \cdot 10^8$	2,09
8	$8,2077 \cdot 10^{-12}$	$1,25 \cdot 10^8$	1,54
6	$5,4378 \cdot 10^{-12}$	$1,25 \cdot 10^8$	1,02
4	$3,7203 \cdot 10^{-12}$	$1,25 \cdot 10^8$	0,70
2	$2,3904 \cdot 10^{-12}$	$1,25 \cdot 10^8$	0,45
0,5	$1,8517 \cdot 10^{-13}$	$3,125 \cdot 10^8$	0,04
		$\Sigma = 1,25 \cdot 10^9$	$\Sigma = 12,87 \mu\text{Зв}$

Таким образом, вклад протонного сеанса в эффективную дозу на границе СЗЗ в случае стальной защиты туннеля Нуклотрона не превысит 0,014 мЗв. В случае 2-х метровой бетонной защиты туннеля Нуклотрона этот вклад будет примерно в 15 раз больше (около 0,2 мЗв), однако и в этом случае превышения годового лимита в 0,5 мЗв от всех

радиационных источников на границе СЗЗ не будет. Для работы с выведенными пучками протонов, дейтронов и легких ядер необходимо будет смонтировать отдельную ловушку (вместо ловушки в к. 205). Её конструкция должна быть такой, чтобы вклад излучения от неё на границе СЗЗ не превышал 0,03-0,05 мЗв/год.

4. НАВЕДЕННАЯ АКТИВНОСТЬ НА КОМПЛЕКСЕ

4.1. АКТИВАЦИЯ КАМЕР УСКОРИТЕЛЕЙ ЗА СЧЕТ ПОТЕРЬ ПУЧКОВ ЯДЕР

Активация элементов ускорительных колец (вакуумных камер, магнитной оптики, систем охлаждения и т.д.), а также внутренних стен туннеля Нуклотрона и защит пучков бустера, коллайдера и транспортных каналов обусловлена: 1) взаимодействием с веществом ядер урана, выбывших из процесса ускорения, что является определяющим фактором для активации вакуумных камер; 2) взаимодействием с веществом вторичного адронного излучения из вакуумных камер ускорителей, определяющим активацию всех элементов, расположенных вблизи камер и внутренних стен защиты.

Поскольку потерянные ядра входят в материал вакуумной камеры (Fe) под малыми углами и поперечный страгглинг ядер очень мал, то ионизационный пробег ядер урана в железе с энергией 0,45 ГэВ/н (5,6 мм) и с энергией 4,5 ГэВ/н (103,2 мм) будет укладываться целиком внутри вакуумной камеры (полное торможение). Активация камеры определяется ядерными реакциями $Fe(U, X_j)A_i$, где A_i – остаточные радиоактивные ядра, X_j – разнообразные частицы и фрагменты (в их числе также радиоактивные ядра). Активность мишени растет также с увеличением массы ядра-снаряда и его энергии. Для нержавеющей стали основной вклад в среднеживущую активность при бомбардировке ядрами урана дадут следующие радионуклиды (см. таблицу 7).

Таблица 7. Радионуклиды, создающие основной вклад в среднеживущую активность нержавеющей стали при облучении её ядрами урана с энергией 1 ГэВ/н

Изотоп	Период полураспада	Изотоп	Период полураспада
Be-7	53,44 дня	Ni-57	1,503 дня
Sc-44m	2,442 дня	Co-58	70,8 дня
Sc-46	83,8 дня	Mo-99	2,751 дня
Sc-47	3,422 дня	Ru-103	39,35 дня
V-48	15,971 дня	Te-121	16,8 дня
Cr-51	27,704 дня	Xe-127	36,406 дня
Mn-52	5,591 дня	Ba-131	11,8 дня
Mn-54	312,7 дня	Ce-141	35,5 дня
Co-56	78,76 дня	Bi-206	6,243 дня
Co-57	270,9 дня	U-237	6,75 дня

Приведенные в таблице радионуклиды будут определять радиационный риск при проведении ремонтных и наладочных работ вблизи вакуумных камер бустера, Нуклотрона и коллайдера при оперативных перерывах работы комплекса.

Самые общие предварительные оценки активации вакуумных камер могут быть сделаны следующим образом. Согласно [9], для высокоэнергетичных протонных ускорителей, в случае равномерно распределенных потерь по тракту пучка, их уровень в 1 Вт/м

(эквивалентный $6,24 \cdot 10^9$ протонов $\cdot \text{м}^{-1} \cdot \text{сек}^{-1}$ для энергии протонов 1 ГэВ) может быть принят в качестве критерия безопасной работы при проведении ремонтных работ с точки зрения наведенной активности. В работе [10] такой критерий распространен на ускорители тяжелых ядер, и соответствует 58 Вт/м для ядер урана с энергией 0,2 ГэВ/н, 14 Вт/м для энергии ядер 0,45 ГэВ/н и 5 Вт/м для ядер урана с энергией 1 ГэВ/н. При этом предполагалась непрерывная работа ускорителя в течение 3-х месяцев, а активности стали (по среднеживущим радионуклидам) рассчитывались на момент выключения ускорителя. Оценок для больших энергий ядер урана нет, но из вида энергетической зависимости масштабного фактора [10] можно предположить, что для энергии 4,5 ГэВ/н значение данного критерия составит ~ 1 Вт/м, как для протонных ускорителей.

Предположим, что значение указанного выше критерия составит для бустера 50 Вт/м с учетом равномерности распределения потерь ядер урана с энергией 50-450 МэВ/н вдоль его кольца (периметр ~ 250 м). Значение погонного тока потерь I составит $5 \cdot 10^7$ ядер/сек (с зарядностью 92+) / 250 м = $2,94 \cdot 10^{-12}$ А/м. Среднее значение V возьмем $2 \cdot 10^8$ В. Отсюда $P = I \cdot V = 5,89 \cdot 10^{-4}$ Вт/м, т.е. много меньше критической величины.

Для Нуклотрона значение критерия безопасной работы можно взять равным 3 Вт/м. Значение погонного тока при периметре Нуклотрона ~ 250 м и равномерных по кольцу потерях ядер урана $2,5 \cdot 10^7$ ядер/сек составит $1,47 \cdot 10^{-12}$ А/м. Среднее значение V возьмем $2 \cdot 10^9$ В. Отсюда $P = 2,9410^{-3}$ Вт/м, т.е. также много меньше принятого критерия.

Аналогично, для коллайдера с периметром 224 м и потерями (суммарными) $4 \cdot 10^6$ ядер/сек с энергией (V) $4,5 \cdot 10^9$ В, $I = 2,64 \cdot 10^{-13}$ А/м и $P = 1,19 \cdot 10^{-3}$ Вт. Среднее значение критерия для коллайдера – 1 Вт/м.

В реальности, сразу же после отключения пучка активности будут выше из-за короткоживущих радионуклидов, которые не принимались во внимание при таком подходе. Однако, с заданием разумного времени выдержки после отключения ускорителей (~ 1 часа), можно ожидать, что активация камер ускорителей не станет фактором, определяющим уровни облучения персонала при оперативных ремонтных работах. Подтверждением этому служат расчеты по программам SHIELD и FLUKA [11] динамики мощности дозы от наведенной в камере SIS100 активности за три сеанса в год длительностью по три месяца с месячным перерывом между ними. При этом предполагались потери пучка ядер урана с энергией 500 МэВ/н $2,9 \cdot 10^{10}$ ядер/сек. Уровень мощности дозы гамма-квантов вблизи тракта даже к концу третьего сеанса ожидается примерно равным 0,3 мЗв/час.

Конкретные значения активностей камер из-за потерь ядер пучков и значения мощностей доз вблизи камер при разных временах выдержки можно рассчитать с использованием программ GEANT4 или FLUKA.

4.2. АКТИВАЦИЯ ОБОРУДОВАНИЯ ТРАКТОВ ПУЧКОВ ВТОРИЧНЫМ АДРОНЫМ ИЗЛУЧЕНИЕМ

Активация стали и меди оборудования трактов вторичным адронным излучением (нейтроны, протоны, π -мезоны) из камер ускорителей является более важным фактором с точки зрения радиационного риска при проведении ремонта и наладочных работ внутри защит колец ускорителей, из-за образования большого числа заряженных частиц и

нейтронов широкого энергетического спектра при каждом ядро-ядерном взаимодействии в стенках камер.

В таблице 8 представлены сечения образования основных средне- и долгоживущих радионуклидов, образующихся в железе и меди под действием протонов и нейтронов, приведены их периоды полураспада, энергии испускаемых γ -квантов и их выходы на распад (%).

Таблица 8. Основные средне- и долгоживущих радионуклиды, образующиеся в железе и меди при облучении протонами и нейтронами

Fe _{nat}			Cu _{nat}		
Нуклид	T _{1/2}	E _γ , МэВ; (%выход на распад)	Нуклид	T _{1/2}	E _γ , МэВ; (%выход на распад)
⁵⁸ Co	71,3 дня	0,51(40); 0,81(99); 0,87(1,4)	⁶¹ Cu	3,32 часа	0,28(12); 0,51(120)
⁵⁶ Co	77,3 дня	0,51(40); 0,85(100); 1,24(66); 1,04(15); 1,76(15); 2,02(11); 2,6(17); 3,26(13)	⁵⁶ Co	77,3 дня	0,51(40); 0,85(100); 1,24(66); 1,04(15); 1,76(15); 2,02(11); 2,6(17); 3,26(13)
⁵⁵ Co	18,2 часа	0,93(80); 1,41(913)	⁵⁷ Co	270 дня	0,12(87); 0,14(11)
⁵² Fe	8,2 часа	0,17(100); 0,51(112)	⁶⁰ Co	5,26 года	1,17(100); 1,33(100)
⁵⁴ Mn	303 дня	0,84(100)	⁶⁵ Zn	245 дня	0,51(4); 1,12(49)
⁵² Mn	5,6 дня	0,51(67); 0,74(82); 0,94(84); 1,43(100)	⁶² Zn	9,13 часа	0,04(20); 0,59(22); 0,511(47)
⁴⁸ V	16,0 дня	0,51(100); 0,95(10)	⁵⁷ Ni	36,0 часа	0,13(14); 0,51(92); 1,37(86); 1,89(14)
⁵⁶ Mn	2,58 часа	0,847(98,9); 1,811(27,2); 2,113(14,3)	⁶⁴ Cu	12,7 часа	0,51(35,7)
²⁶ Al	7,2·10 ⁵ лет	1,13(2,5); 1,81(99,8); 0,51(163,6)	⁴⁷ Ca → ⁴⁷ Sc	4,54 дня	0,49(6,7); 0,81(6,9); 1,3(74,9)
⁴⁵ Ti	3,08 часа	0,51(169,7)	⁴⁷ Sc	3,42 дня	0,16(68)
⁵¹ Cr	27,7 дня	0,32(9,8)	⁵² Fe	8,2 часа	0,17(100); 0,51(112)
⁴⁴ Sc	3,93 часа	1,16(99,9); 0,51(188,7)	⁵⁹ Fe	44,63 дня	1,1(56,5); 1,29(43,2)
⁴⁶ Sc	83,8 дня	0,89(100); 1,12(100)	⁵² Mn	5,6 дня	0,51(67); 0,74(82); 0,94(84); 1,43(100)
⁷ Be	53,4 дня	0,48(10,4)	⁵⁴ Mn	303 дня	0,84(100)
			⁵⁶ Mn	2,58 часа	0,847(98,9); 1,811(27,2); 2,113(14,3)
			⁵¹ Cr	27,7 дня	0,32(9,8)
			⁴⁶ Sc	83,8 дня	0,89(100); 1,12(100)

Следует отметить, что активация некоторых сортов нержавеющей стали существенно выше (до 3-х раз), чем чистого железа, за счет содержащихся в стали присадок V, Ti, Ni, Cr.

Активация алюминия быстрыми нейтронами обусловлена, в основном, реакцией (n,α), в результате чего образуется ²⁴Na, T_{1/2} = 15 часов). Следует отметить, что активация марки ДТ (дюралюминий) из-за присадок значительно выше, чем у АМЦ.

В самом первом приближении мощность дозы на расстоянии 1 м от 1 г вещества со средней атомной массой, облученного высокоэнергетическим адронным излучением, может быть оценена следующим образом [12]:

$$D = D_0 \cdot \Phi \cdot \ln[(T+t)/t],$$

где T – время облучения, t – время выдержки после облучения, Φ – флюенс адронов, $D_0 = 5,2 \cdot 10^{-17}$ (Зв·час⁻¹)/(адрон·см⁻²·сек⁻¹). Это выражение весьма слабо зависит от энергии адронов свыше 200 МэВ. Эти предварительные оценки показывают, что уровни мощности дозы гамма-квантов от оборудования трактов пучков ядер на комплексе не превысят допустимых значений для персонала.

Более детальные оценки накопленной радиоактивности в оборудовании трактов пучков и уровни дозы в помещениях могут быть выполнены с использованием программы GEANT4.

4.3. АКТИВАЦИЯ ВОЗДУХА ВНУТРИ ЗАЩИТ ТРАКТОВ ПУЧКОВ

При взаимодействии адронов с воздухом (N – 75,52%, O – 23,15%, Ar – 1,28% по массе), образуется большое количество радионуклидов в газообразной форме, а также связанных с аэрозолями в воздухе и частицами пыли. В значимых количествах образуются короткоживущие радионуклиды, приведенные в таблице 9. При длительном сеансе активности указанных радионуклидов (кроме ³H и ⁷Be) быстро достигают насыщения и далее объемная активность воздуха остается неизменной.

Таблица 9. Короткоживущие радионуклиды, образующиеся в воздухе, при облучении протонами и нейтронами

Реакция	$T_{1/2}$	Вид излучения
¹⁴ N (n, 2n) ¹³ N	9,96 мин	β^+ (1,2 МэВ), γ (0,51 МэВ, 199,6%)
¹⁶ O (n, 2n) ¹⁵ O	122 сек	β^+ (1,73 МэВ), γ (0,51 МэВ, 200%)
¹⁶ O (n, p) ¹⁶ N	7,1 сек	β^- , γ (6,13 МэВ, 69%)
⁴⁰ Ar(n, ⁴ He) ³⁷ S	5,06 мин	β^- (4,80 МэВ)
⁴⁰ Ar(n, p) ⁴⁰ Cl	1,40 мин	β^- (7,50 МэВ)
⁴⁰ Ar (n, γ) ⁴¹ Ar	1,83 часа	β^- (1,2 МэВ), γ (1,29 МэВ, 99,2%)
⁴⁰ Ar (p, T) ³⁸ Cl	37,2 мин	β^- (4,9 МэВ), γ (1,64 МэВ, 32,5%; 2,17 МэВ, 44%)
⁴⁰ Ar (p, X) ¹¹ C	20,5 мин	β^+ (0,96 МэВ), γ (0,51 МэВ, 199,5%)
¹⁶ O, ¹⁴ N(n, X) ¹¹ C	20,5 мин	β^+ (0,96 МэВ), γ (0,51 МэВ, 199,5%)

В незначительных количествах в воздухе образуются также долгоживущие радионуклиды ³H, ⁷Be, ¹⁰Be, ¹⁴C, ²²Na, ²⁶Al, ²⁸Mg, ³²Si, ³⁵S, ³⁶Cl, ³⁹Ar. Радионуклиды образуются в пороговых реакциях, за исключением реакции образования ⁴¹Ar, эффективно идущей на тепловых нейтронах.

Активация воздуха в ограниченных помещениях внутри защиты трактов пучков создает возможность облучения персонала как внутреннего (главным образом через ингаляцию), так и внешнего при оперативных работах на тракте сразу же после отключения ускорителей. Поэтому в систему технических мер безопасности должна входить система принудительной вентиляции рабочих помещений, где могут в воздухе образовываться радионуклиды в газообразной форме или аэрозольной. Оценка активации воздуха в зале ускорителя важна по двум причинам: 1) необходимо оценить возможную дозу внешнего и внутреннего облучения персонала в помещениях трактов пучков после остановки ускорителей за счет активации воздуха; 2) оценить выброс радионуклидов из этих помещений вентиляцией в окружающую воздушную среду.

Оценка накопления в воздухе зала активности i -го нуклида (объемной концентрации радионуклида и объемной активности) за время работы ускорителя t с учетом не только

распада нуклида с постоянной распада $\lambda=0,693/T_{1/2}$ (час⁻¹), но и выноса его из помещения через вентиляционную систему с кратностью обмена воздуха m в час, состоит в решении уравнения:

$$A_i = a_i^\infty \cdot \{1 - \exp[-(\lambda_i + m) \cdot t]\}, \quad (1)$$

где A_i – средняя активность (усредненная по объему помещения) i -го нуклида через время t работы ускорителя, λ_i – постоянная распада i -го нуклида (час⁻¹), a_i^∞ – средняя величина этой активности в насыщении. Некоторые образуемые в воздухе радионуклиды нормируются по внешнему излучению (например, ⁴¹Ag), другие – по внутреннему облучению (например, ¹³N и ¹⁵O).

4.4. АКТИВАЦИЯ БЕТОНА ЗАЩИТ ТРАКТОВ ПУЧКОВ

Активации будет подвергаться и внутренняя поверхность бетонных защит трактов пучков. Из относительно короткоживущих нуклидов, образующихся в бетоне под воздействием нейтронов, доминирует ²⁴Na ($T_{1/2} = 15$ часов). В бетоне присутствует ~ 1 % по весу природного натрия (²³Na) в различных соединениях и ²⁴Na образуется в результате реакции захвата тепловых нейтронов (основной канал с сечением > 0,5 барн) и реакций деления. Кроме того, активация бетона, в меньшей степени, обусловлена также образованием ⁷Be, ¹¹C, ¹³N, ²²Na, ³⁴Cl, ³⁸K, ⁴⁵Ca, ³²P. Вклад от наведенной активности бетона в общий фон на канале после остановки ускорителя достаточно велик и может стать сравнимым с дозой от активации металлических деталей ускорителя (при сравнительно коротких временах выдержки). Следы присутствующих в бетоне ¹⁵¹Eu, ¹⁵³Eu, ¹³³Cs и ⁴⁴Ca являются причиной долговременной активации бетона тепловыми нейтронами, формирующимися в его глубине. Для снижения активации бетона применяют его облицовку плитами из слабоактивируемого материала.

4.5. АКТИВАЦИЯ ГРУНТА ПОД УСКОРИТЕЛЯМИ

Активация грунта и подпочвенной воды возможна под Нуклотроном и коллайдером за счет нейтронов, проходящих через фундамент ускорителей. Обобщенный состав грунта приведен в таблице 10.

Таблица 10. Обобщенный состав грунта (плотность 2,1 г/см³)

Элемент	O	Si	Al	Fe	Ca	Mg	K	Na	C	H
Содержание, % по массе	55	25	4	1,5	6	2,5	1,5	0,5	3	1

В целом, почва – сравнительно слабоактивируемое вещество. Наиболее значимыми долгоживущими радионуклидами, определяющими активацию почвы, являются ³H, ⁷Be, ²²Na, ⁴⁵Ca, ⁵⁴Mn, ⁵⁵Fe. Из радионуклидов, играющих роль в загрязнении подпочвенных вод, можно рассматривать только ³H в составе воды и ²²Na (образует хорошо растворимые соединения). Для ускорителей комплекса проблема загрязнения подпочвенной воды вообще не стоит, поскольку водозабор питьевой воды осуществляется из Волги и находится на расстоянии нескольких километров от места размещения НИСА. На основании опыта эксплуатации высокоэнергетичных ускорителей утверждается также, что активация грунта и почвенных вод может быть сколько-нибудь значимой во-первых, при энергиях ускоряемых протонов более 150 МэВ и мощности пучков > 10 кВт и, во-вторых, при плотности потока нейтронов в грунте более ~ 10⁷ н/см²·с, что существенно больше того, что можно ожидать при задаваемых в проекте потерях пучков.

Таким образом, можно утверждать, что работа комплекса не создаст проблем с уровнями наведенной активности грунта и загрязнением подпочвенных вод.

5. ОРГАНИЗАЦИЯ БЕЗОПАСНОГО ВЕДЕНИЯ РАБОТ В ПОЛЯХ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ КОМПЛЕКСА

Важнейшей составляющей обеспечения радиационной безопасности на комплексе является система административных требований. В систему административных требований входят требования к проекту по созданию практической основы безопасности персонала, охватывающие такие вопросы, как выбор оптимальных конструкционных материалов, подвергаемых активации в процессе эксплуатации, использование на рабочих местах защитных экранов или расстояния, ограничение времени нахождения вблизи от источника, использование барьеров в целях нераспространения радиоактивных веществ и инструкции по обеспечению радиационной безопасности при проведении конкретных работ по эксплуатации оборудования и проведению экспериментальных работ в полях ионизирующих излучений. В инструкциях отражаются основные источники, определяющие радиационную опасность на рабочем месте, требования к организации безопасного ведения работ, основные средства и дополнительные средства индивидуальной защиты и контроля, действия персонала при изменении радиационной обстановки и др. Подготовка инструкций возлагается на руководство объекта. В инструкциях по согласованию с работниками или через их представителей администрация устанавливает величины любых соответствующих уровней расследования или разрешенных уровней и процедур, которых следует придерживаться в случае превышения любой такой величины. С местными инструкциями и мерами защиты и безопасности знакомят тех работников, к которым они относятся, а также лиц, которые могут оказаться под их воздействием. Администрация принимает все возможные меры для обеспечения того, чтобы выполнялись правила, процедуры, меры защиты и безопасности. На ускорительном комплексе должен быть назначен ответственный за радиационную безопасность. Важнейшим фактором, обеспечивающим поддержание риска от облучения на возможно низком уровне, является выбор каждым членом персонала такого образа действий, который основан на безопасности. Это достигается посредством специального обучения и тренировок персонала методам безопасного ведения работ, а также контроля со стороны службы радиационной безопасности и администрации.

5.1. ЗОНЫ РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ

В зависимости от степени потенциальной опасности облучения персонала и населения от источников профессионального облучения в соответствии с “Рекомендациями МКРЗ 1990” выделяются две зоны - контролируемая зона и зона наблюдения. Контролируемая зона - это зона, в которой при нормальной эксплуатации все работы проводятся в соответствии с требованиями инструкций и под постоянным контролем облучения персонала. Зона наблюдения - это зона, в которой проводится радиационный контроль, но специальных требований пребывания в ней не требуется. Зоны разделяются по мощности дозы на их границе, но главное требование - это уверенность в том, что любой человек, находящийся вне зон, может не считаться подвергающимся профессиональному облучению. На проектируемом ускорительном комплексе предусматривается проведение широкого круга эксплуатационных и экспериментальных работ и, как следствие, большое разнообразие рабочих мест, на которых будут иметь место источники радиационной опасности различные по видам излучений, их интенсивности и потенциальной опасности. На основании опыта длительной эксплуатации подобных ускорителей в ОИЯИ

предлагается внутри контролируемой зоны выделить две радиационные зоны - зону запрета и зону специального допуска. Эти зоны будут отличаться потенциальными дозами облучения персонала и требованиями к обеспечению безопасного ведения работ в них.

К зоне запрета относятся помещения, в которых действующий источник создает на рабочих местах дозы облучения, превышающие установленный годовой предел при кратковременном пребывании. Важнейшими требованиями, предъявляемыми к этой зоне, являются:

- исключение доступа персонала в зону;
- наличие физических границ зоны;
- наличие электромеханической системы блокировки на всех входных дверях в помещения зоны запрета;
- наличие системы сигнализации, подающей сигнал за 60 секунд до возникновения источника, создающего зону запрета;
- наличие возможности выхода из помещения зоны в любое время.

К зоне специального допуска относятся помещения, в которых на рабочих местах дозы облучения персонала могут превысить годовой предел в случае непринятия специальных мер безопасности и организации работ. Основными требованиями, предъявляемыми к организации работ в этой зоне, являются:

- измерение уровней излучений на конкретном рабочем месте оперативными средствами до начала работ;
- оформление письменного разрешения на проведение конкретной работы с указанием исполнителей, объема работ, средств индивидуального контроля и защиты, дополнительных защитных экранов и др.;
- работы проводятся под непосредственным контролем дозиметриста.

Все остальные помещения комплекса, в которых будут иметь место источники излучений при работе ускорителей и после их остановки будут относиться к контролируемой зоне, а дозы облучения в них не превысят годового предела ни при каких обстоятельствах. Основным требованием к организации работ в этой зоне является проведение непрерывного контроля радиационной обстановки и наличие у персонала индивидуальных дозиметров и спецодежды.

Границы радиационных зон обозначают физическими средствами и знаками радиационной опасности, рекомендованными ИСО.

5.2. СИСТЕМА СИГНАЛИЗАЦИИ И БЛОКИРОВОК

В радиационных зонах на циклотронном комплексе имеется возможность изменения радиационной обстановки, поэтому информация от датчиков стационарного дозиметрического контроля, в случае превышения установленных пределов, должна поступать на рабочие места персонала в виде световой и звуковой сигнализации. В рабочих помещениях комплекса необходимо установить автоматизированные табло, информирующие о состоянии ускорителя (работает, остановлен) и о радиационных зонах, действующих в данный момент. С целью исключения свободного входа людей в помещения зоны запрета на входных дверях этих помещений необходимо установить электромеханические замки, сблокированные с источниками, создающими зону запрета. Ключи от электромеханических замков должны находиться в специальных приемниках, включенных в систему блокировок и защиты ускорительного комплекса (подача высокого напряжения на ускоритель, питания на раздаточные магниты и др.). До возвращения всех

ключей от входных дверей в зоны запрета должна исключаться возможность включения ускорителя и его систем, создающих эту зону.

ЛИТЕРАТУРА

1. International Commission on Radiological Protection, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford and New York, 1991.
2. International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 115, IAEA, Vienna, 1996.
3. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы СП 2.6.1.758-99. М., Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999.
4. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99, Москва, НКП "АПРОХИМ", 2000.
5. A. Fasso, A. Ferrari, P.R. Sala. Electron-photon transport in FLUKA: status and prospective for hadronic applications, in: A. Kling, F. Barao, M. Nakagawa, L. Tavora, P. Vaz (Eds.), Proceedings of the Monte Carlo 2000 Conference, Lisbon, 23-26 October, Springer-Verlag Berlin (2001) 955.
6. R. Brun, et. al., GEANT User's Guide, CERN DD/EE/84-1 (Geneva), 1984.
7. N.V. Mokhov, S.I. Striganov, A. Van Ginneken, S.G. Mashnik, A.J. Sierk, J. Ranft, MARS code developments, in: T. Gabriel (Ed.), Proceedings of the Fourth Workshop on Simulating Accelerator Radiation Environments (SARE4), Knoxville (TN, USA), 14-16 September 1998, JRN, 1988, 87.
8. Timoshenko G., Paraipan M., Florko B., Zaitsev L. Monte-Carlo simulations for estimation of the radiation environment around the modernized Nuclotron. Proceedings of RUPAC2008, Zvenigorod, 28.09-03.10.08. Joint Accelerator Conferences Website: <http://accelconf.web.cern.ch/AccelConf/r08/papers/FRBAU02.pdf>
9. N. V. Mokhov and W. Chou (Eds.), Beam Halo and Scraping, The 7th ICFA Mini-workshop on High Intensity High Brightness Hadron Beams, Wisconsin, USA (1999).
10. I. Strasik et. al., Residual activity induced by high-energy heavy ions in stainless steel and copper, in: Proceedings of EPAC08, Genoa, Italy (2008) 3551.
11. E. Mustafin et.al., Measured residual activity induced by U ions with energy 500 MeV/u in Cu target, Proceedings of EPAC 2006, Edinburgh, Scotland (2006) 1834.
12. A.H.Sullivan A Guide To Radiation and Radioactivity Levels Near High Energy Particle Accelerators, Nuclear Technology Publishing, Ashford, Kent, England (1992).