

Министерство образования и науки Российской Федерации
федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования
**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

Школа Инженерная школа ядерных технологий (ИЯТШ)
Направление подготовки 16.04.01 Техническая физика (Пучковые и плазменные технологии)
Отделение школы (НОЦ) Научно-образовательный центр Б.П. Вейнберга

МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

Тема работы
Исследование характеристик источника нейтронов на основе реакции $Be^9(d, n)$ для быстрой нейтронной терапии

УДК 539.125.5:615.84

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
ОДМ61	Шихада Абдуллах Мохаммад		

Руководитель ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Зав. лаб НЛ РВТ	Головков В. М.	к. ф.-м. н.		

КОНСУЛЬТАНТЫ:

По разделу «иностранным языке (английский язык)»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Старший преподаватель ОИЯ	Кабрышева О. П.			

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГТ	Меньшикова Е. В.	к.ЭКОН.Н		

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ	Гоголева Т.С.	к. ф.-м. н.		

ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

Руководитель ООП	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Руководитель центра (НОЦ Б.П. Вейнберга) Профессор	Кривобоков В. П.	д. ф.-м. н. профессор		

Томск – 2018 г.

**Результаты обучения магистров
направления 16.04.01 «Техническая физика»
(профиль «Пучковые и плазменные технологии»)**

Код результата	Результат обучения (выпускник должен быть готов)	Требования ФГОС, критериев и/или заинтересованных сторон
<i>Профессиональные компетенции</i>		
Р1	Демонстрировать и использовать теоретические и практические знания фундаментальных и прикладных наук, составляющих основу современной технической физики, вскрывать физическую сущность проблем, возникающих при проектировании и реализации радиационных и плазменных технологий.	Требования ФГОС (ОПК-2). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
Р2	Профессионально эксплуатировать современное научное и технологическое оборудование и приборы в процессе создания и реализации радиационных и плазменных технологий	Требования ФГОС (ОПК-1). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
Р3	Заниматься научно-исследовательской деятельностью в различных отраслях технической физики, связанных с современными радиационными и пучково-плазменными технологиями, критически анализировать современные проблемы, ставить задачи и разрабатывать программу исследований, выбирать адекватные методы решения задач, интерпретировать, представлять и применять полученные результаты	Требования ФГОС (ОПК-5, ПК-5, ПК- 8). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
Р4	Самостоятельно выполнять физико-технические научные исследования для прогнозирования результатов воздействия различных радиационных и плазменных потоков на вещество, а также оптимизации параметров радиационных и пучково-плазменных технологий, с использованием современных физико-математических методов, стандартных и специально разработанных инструментальных и программных средств.	Требования ФГОС (ПК-6, 7). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
Р5	Разрабатывать и оптимизировать современные пучковые и плазменные технологии с учетом экономических и экологических требований, проводить наладку и испытания технологических установок и аналитического оборудования, решать прикладные инженерно-технические и технико-экономические задачи с помощью пакетов прикладных программ.	Требования ФГОС (ПК-12,13,14). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
Р6	Участвовать в проектно-конструкторской деятельности, формулировать технические задания, составлять техническую документацию, разрабатывать и использовать средства автоматизации, анализировать варианты проектных, конструкторских и технологических решений, разрабатывать проекты и проектную документацию для создания оборудования, реализующего пучковые и плазменные технологии.	Требования ФГОС (ПК-15, 16). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
Р7	Заниматься научно-педагогической деятельностью в области технической физики, участвовать в разработке программ учебных дисциплин, проводить учебные занятия, обеспечивать практическую и научно-исследовательскую работу обучающихся, применять и разрабатывать новые образовательные технологии	Требования ФГОС (ПК-9, 10, 11). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
Р8	Заниматься организационно-управленческой деятельностью, владеть приемами и методами работы с персоналом, находить оптимальные решения при реализации технологий и создании	Требования ФГОС (ПК-17, 18, 19). Критерий 5 АИОР, согласованный с

Код результата	Результат обучения (выпускник должен быть готов)	Требования ФГОС, критериев и/или заинтересованных сторон
	продукции, управлять программами освоения новой продукции и технологий.	требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
P9	Осуществлять научно-инновационную деятельность, анализировать и систематизировать научно-техническую информацию, передовой отечественный и зарубежный опыт в области радиационных и пучково-плазменных технологий, внедрять новые наукоемкие технологии, готовить документы по защите интеллектуальной собственности, разрабатывать планы и программы организации инновационной деятельности, осуществлять технико-экономическое обоснование инновационных проектов.	Требования ФГОС (ПК-1, 2, 3, 4). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
<i>Универсальные компетенции</i>		
P10	Развивать свой интеллектуальный и общекультурный уровень, в течение всей жизни самостоятельно обучаться новым методам исследований, пополнять свои знания в области современной технической физики и смежных наук, расширять и углублять свое научное мировоззрение.	Требования ФГОС (ОК-1, 2, 6). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
P11	Активно общаться в научной, производственной и социально-общественной сферах деятельности, свободно и грамотно пользоваться русским и иностранными языками как средством делового общения	Требования ФГОС (ОК-3, ОК-4). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI
P12	Участвовать в организации научно-исследовательских и научно-производственных работ, проявлять инициативу, брать на себя всю полноту ответственности, уметь находить творческие, нестандартные решения профессиональных и социальных задач.	Требования ФГОС (ОК-4, 5, ОК-3). Критерий 5 АИОР, согласованный с требованиями международных стандартов EUR-ACE и FEANI

Министерство образования и науки Российской Федерации
федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования
**«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»**

Школа Инженерная школа ядерных технологий(ИЯТШ)
Направление подготовки 16.04.01 Техническая физика (Пучковые и плазменные технологии)
Отделение школы (НОЦ) Научно-образовательный центр Б.П. Вейнберга

УТВЕРЖДАЮ:
Руководитель ООП
_____ Кривобоков В. П.
« _____ » _____ 2018 г.

ЗАДАНИЕ
на выполнение выпускной квалификационной работы

В форме:

магистерской диссертации

(бакалаврской работы, дипломного проекта/работы, магистерской диссертации)

Студенту:

Группа	ФИО
ОДМб1	Шихада Абдуллах Мохаммад

Тема работы:

**«Исследование характеристик источника нейтронов на основе реакции ${}^9\text{Be}(d, n)$ для
быстрой нейтронной терапии»**

Утверждена приказом директора (дата, номер)

Срок сдачи студентом выполненной работы:

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

Исходные данные к работе <i>(наименование объекта исследования или проектирования; производительность или нагрузка; режим работы (непрерывный, периодический, циклический и т. д.); вид сырья или материал изделия; требования к продукту, изделию или процессу; особые требования к особенностям функционирования (эксплуатации) объекта или изделия в плане безопасности эксплуатации, влияния на окружающую среду, энергозатратам; экономический анализ и т. д.).</i>	Определить основные характеристики источника быстрых нейтронов, на основе циклотрона ТПУ по реакции ${}^9\text{Be}(d, n)$, предназначенного для целей лучевой терапии.
Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов <i>(аналитический обзор по литературным источникам с целью выяснения достижений мировой науки техники в рассматриваемой области; постановка задачи исследования, проектирования, конструирования; содержание процедуры исследования, проектирования, конструирования; обсуждение результатов выполненной работы; наименование дополнительных разделов,</i>	Выполнить расчёт и экспериментальное исследование углового распределения нейтронов вокруг мишени, спектр энергии нейтронов и мощность поглощённой доз с помощью программы LISE ++ и кода Монте-Карло MCNP4C. В том числе: определить угловое распределение нейтронов и потока быстрых нейтронов с энергиями от 0 до 13.6 МэВ; Выполнить расчёт мощности дозы облучения,

<i>подлежащих разработке; заключение по работе).</i>	создаваемой нейтронами и фотонами на выходе из окна коллиматора; Провести симуляционное исследование нескольких вариантов коллиматоров источника для поиска возможности увеличения мощности поглощённой тканями дозы быстрых нейтронов; Провести численное моделирование защитных свойств коллиматора.
Перечень графического материала <i>(с точным указанием обязательных чертежей)</i>	Конструктивная схема, графики кинематики движения, математические модели, графики переходного процесса.
Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы <i>(с указанием разделов)</i>	
Раздел	Консультант
«Эксперименты, расчёты и анализ результатов»	Головков В. М.
«Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»	Меньшикова Е. В.
«Социальная ответственность»	Гоголева Т.С.
Названия разделов, которые должны быть написаны на русском и иностранном языках:	
«Литературный обзор»	

Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику	
---	--

Задание выдал руководитель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Зав. лаб НЛ РВТ	Головков В. М.	к.ф.-м.н.		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
ОДМ61	Шихада Абдуллах Мохаммад		

РЕФЕРАТ

Выпускная квалификационная работа 119 страниц, 34 рисунка, 40 таблиц, 60 источников, 1 приложение. Ключевые слова: циклотрон, быстрые нейтроны нейтронная радиотерапия, коллиматор, поглощённая доза, угловое распределение.

Объектом исследования является источник быстрых нейтронов, на основе реакции $Be^9(d, n)$ и дейтронов, ускоренных в циклотроне, предназначенный для нейтронной терапии.

Цель работы – исследование основных характеристик источника нейтронов, необходимых для нейтронной радиотерапии.

В частности – исследование углового распределения нейтронов, энергетического спектра и потока нейтронов от источника. А также численная оценка поглощённой в ткани мощности дозы нейтронов для бериллиевой мишени с существующим и перспективным вариантом коллимационной системы.

Были выполнены эксперименты и расчёты методом Монте-Карло с использованием и кода MCNP4C угловых распределений нейтронов, энергетических спектров и поглощённой мощности дозы для источника нейтронов на базе циклотрона ТПУ.

Получены новые данные об угловом распределении, энергетическом спектре и мощности дозы для разных систем коллимации. Результаты расчётов показали, что за счёт изменения коллиматора можно на 67% увеличить интенсивность набора дозы от нейтронов.

Для дальнейшей оптимизации источника в целью увеличения мощности поглощённой дозы необходимо продолжить экспериментальные и симуляционные работы.

Оглавление

Введение

1. Literature Review

- 1.1. General view of using fast neutron sources for therapy 5
- 1.2. Review of characteristics of the fast neutrons emitted by $^9\text{Be}(d,n)$ reaction .7
 - 1.2.1. Neutron energy spectra, yields, and angular distribution 11
- 1.3. Experimental and Computational Methods
 - 1.3.1. Review of Neutron and Gamma-Ray detection methods 16
 - 1.3.2. The collimation and shielding system used in neutron therapy.... 22
 - 1.3.3. Neutron Dosimetry calculations and methods 26
 - 1.3.4. Monte Carlo method and MCNP code 29
 - 1.3.5. The program Lise++ and Code PACE4 30

2. Результаты и обсуждение экспериментальных и симуляционных работ

- 2.1. Экспериментальные и MCNP-результаты моделирования нейтронных угловых распределений и потоков от источника Be 32
 - 2.1.1. Экспериментальные методы и результаты 33
 - 2.1.2. Расчет нейтронных энергетические спектров по программе Lise ++ 39
 - 2.1.3. Результаты моделирования с кодом MCNP 41
- 2.2. Измерение и расчет нейтронных спектров, потоков и поглощенных доз для разных коллиматоров 46
 - 2.2.1. Экспериментальные методы и результаты 47
 - 2.2.2. MCNP моделирование спектров нейтронов, гамма-лучей и поглощенных доз для разных коллиматоров 58
- 2.3. MCNP моделирование поглощенных доз от нейтронов и гамма-излучения для коллиматора канала нейтронной радиотерапи 61
- 2.4. MCNP моделирование поглощенных доз для некоторых конструкций коллиматора для увеличения интенсивности источника нейтронов .. 64

3.	Финансовый менеджмент, Ресурсоэффективности и Ресурсосбережение	
3.1.	Потенциальные потребители результатов исследования	71
3.1.1.	Выводы на конкурентном методом	72
3.1.2.	SWOT – анализ	72
3.1.3.	Инициация проекта	74
3.2.	Планирование управления научно-техническим проектом	78
3.2.1.	Иерархическая структура работ проекта	78
3.2.2.	Контрольные события проекта	79
3.2.3.	План проекта	79
3.3.	Бюджет научного исследования	82
3.3.1.	Расчёт материальных затрат	82
3.3.2.	Основная заработная плата исполнителей темы	84
3.3.3.	Дополнительная заработная плата исполнителей темы	85
3.3.4.	Отчисления во внебюджетные фонды	87
3.3.5.	Формирование бюджета затрат исследовательского проекта ..	87
3.4.	Организационная структура проекта	87
3.5.	Матрица ответственности	88
4.	Социальная Ответственность	
4.1.	Анализ вредных и опасных факторов	93
4.2.	Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния при работы на ПЭВМ	94
4.2.1.	Организационные мероприятия	94
4.2.2.	Организация рабочего ПЭВМ	94
4.2.3.	Условия безопасной работы	97
4.3.	Радиационная безопасность	99
4.3.1.	Источник ИИ	99
4.3.2.	Воздействие ИИ на организм	99
4.3.3.	Нормы радиационной безопасности НРБ – 99	101

4.3.4. Виды источников ИИ	102
4.3.5. Требования радиационной безопасности при работе на циклотроне	104
4.3.6. Защита от ионизирующего излучения	106
4.4. Электробезопасность	106
4.5. Пожарная и взрывная безопасность	108

Заключение

Список литературы

Приложение А

Введение

Актуальность работы.

За последние годы в клинической онкологии стало актуальным применение корпускулярных излучений для лечения злокачественных опухолей. Широким фронтом используются клинические исследования эффективности применения протонов, быстрых нейтронов, пи-мезонов и других частиц.

Для дистанционной терапии необходимы довольно значительные потоки быстрых нейтронов, способные создавать в ткани уровни доз не менее 0,1 Гр/мин при расстоянии источник – облучаемая поверхность 1 м. Подобная мощность дозы может быть получена с помощью циклотронов и нейтронных генераторов.

Существует большое число ядерных реакций, в которых на циклотроне могут быть получены быстрые нейтроны. Преимущественно для этих целей используют реакцию ${}^9\text{Be}(d,n){}^{10}\text{B}$, дающую наибольший выход нейтронов. Средняя энергия полученных нейтронов составляет при этом около 42% энергии падающих дейтронов.

Цель работы.

С помощью симуляциями с помощью программы LISE ++ и кода Монте-Карло MCNP, помимо экспериментальных работ мы должны:

1 - определить угловых распределений нейтронов и потоки нейтронов во всем диапазоне энергий [0 - 13.6] МэВ. 2 - определить дозы облучения нейтронов и фотонов на выходе из окна коллиматора (нейтронное поле). 3- выполнить симуляционное исследование улучшенных вариантов коллиматора для получения большей поглощающей мощности дозы от быстрых нейтронов.

4- Исследовать и моделировать защитные свойств коллиматора.

1. Literature Review:

1.1. General view of using fast neutron sources for therapy. Objectives.

The essential reason supporting the utilization of neutrons for cancer treatment is their relative biologic effectiveness (RBE). For fast neutron supplied by using the cyclotron, 1/3 fewer absorbed doses are required to accomplish an indistinguishable clinical impact is required in compare with customary photons. Be that as it may, this isn't the total story as there is most likely no clinical favorable position to utilizing such a pillar if the ultimate result were precisely the same as with photons. Certain tumors are named being radioresistant. They react ineffectively to ordinary photon treatment. In these cases, neutrons are more compelling, past simply the factor of three in RBE (see Table 1.1) [1]. An incomplete clarification is that traditional radiation treatment depends on the production of oxygen free radicals to give the deadly impact. Radioresistant tumors have a tendency to be hypoxic which restrains the production of radicals. Neutron impact, then again, don't depend on radicals and in this manner are less reliant on the oxygenation of the tumor. Yet, even this does not totally clarify a neutron's RBE. Different systems are at works that are not totally comprehended.

Notwithstanding fast neutron treatment, another open door is showing up, neutron capture treatment (NCT). This is a two-fold treatment in which the neutron-absorbing agent is included in the composition of the drug that is specifically introduced into the tumor cells. At the point where the agent capture neutron and it additionally affects on cells by emitting particle or radiation. The vivacious results of the neutron induced radiation give a confined increase in dose to the tumor region notwithstanding the measurement from the neutron radiation itself. The two agents directly being researched are boron-10 (BNCT) and two isotopes of gadolinium, 155 and 157, (GdNCT).

Table 1.1. Review of the loco-regional rates for malignant salivary gland tumors treated with radiation therapy [1].

Fast Neutrons			
Authors	Number of Patients	Loco-regional control (%)	
Saroja <i>et al.</i> (1987)	113	71	(63%)
Catterall and Errington (1987)	65	50	(77%)
Battermann and Mijnheer (1986)	32	21	(66%)
Griffin <i>et al.</i> (1988)	32	26	(81%)
Duncan <i>et al.</i> (1987)	22	12	(55%)
Tsunemoto <i>et al.</i> (1989)	21	13	(62%)
Mør <i>et al.</i> (1981)	9	6	(67%)
Ornitz <i>et al.</i> (1979)	8	3	(38%)
Eichhorn (1981)	5	3	(60%)
Skolyszewski (1982)	3	2	(67%)
Overall	310	207	(67%)

Low-LET Radiotherapy Photon and/or Electron beams and/or Radioactive Implants			
Authors	Number of Patients	Loco-regional control (%)	
Fitzpatrick and Theriault (1986)	50	6	(12%)
Vikramet <i>et al.</i> (1984)	49	2	(4%)
Borlme <i>et al.</i> (1986)	35	8	(23%)
Rafla (1977)	25	9	(36%)
Fu <i>et al.</i> (1977)	19	6	(32%)
Stewart <i>et al.</i> (1968)	19	9	(47%)
Dobrowsky <i>et al.</i> (1986)	17	7	(41%)
Shidnia <i>et al.</i> (1980)	16	6	(38%)
Elkon <i>et al.</i> (1978)	13	2	(15%)
Rossman (1975)	11	6	(54%)
Overall	254	61	(24%)

Sources for neutron radiotherapy must fulfill requirements at least both neutron energy and source quality [2]. The energy prerequisite depends on the requirement for the neutrons to enter to the profundity at which the tumor is situated without an excessive amount of absorbed in the healthy tissue through which they pass. On the off chance that the neutron energy is too low, the radiation dose to the healthy tissue is high to the point that the healthy tissue may not recuperate. Radiotherapists, who have much involvement with the γ beams from ^{60}Co sources and discover their entrance agreeable, might want a neutron source that gives tantamount or better penetration in tissue. The attenuation of the neutron flux is resolved to a great extent by the hydrogen scrambling cross-section, which diminishes with neutron energy and turns out to be adequately little around 10-MeV neutron energy.

The attenuation of neutron flux as the neutrons penetrated into tissue depends on the nuclear interactions as well as on the distance from the source as the backward square law. Keeping in mind the end goal to give satisfactory profundity dose and with a specific end goal to have space for protection, the source-to-skin distance ought to be no less than 100 cm,

ideally 125 cm. This requirement joined with the confinement of a commonsense treatment time to around five minutes leads to the required source intensity for an isotropic neutron source as around 10^{13} sec^{-1} . In the case of an anisotropic source, the total source quality might be lower; just the quantity of neutrons discharged per solid angle is vital, and this ought to be no less than $10^{12} \text{ sr}^{-1} \text{ sec}^{-1}$. In the use of radiotherapy, there is likewise a constraint on adequate source distance. With a specific end goal to restrict the treatment volume, a collimator must be utilized. In the event that the source is too substantial, the outline of the collimator is troublesome and an unwanted penumbra is presented. The collimator would increase the flux density at a given distance from the source over the flux without the collimator because the collimator materials scatter neutrons into the collimated beam. How much increment happens relies upon the material and outline of the collimator. On the off chance that the neutron source has a vast distance across, the collimator could lessen the transition thickness as opposed to build it. For most viable sources and collimators the collimator increases the flux density by 10-20 %.

1.2. Review of characteristics of the fast neutrons emitted by $^9\text{Be}(d,n)$ reaction

Neutron sources for Fast Neutron Therapy (FNT) have been generally equipped in cyclotrons, yet additionally D-T-neutron sources, a big linear accelerator (FERMI-Lab), and thermal nuclear reactors with a thermal-to-fast neutron converter FRM I and FRM II. Before, also a fast reactor (BR-10 at Obninsk, Russia) and ^{252}Cf sources have been used. The mean neutron energies used these days range from 2 MeV (fission neutrons) to approximately 25 MeV for cyclotrons bombarding Be with 66-MeV-protons (composed as p(66) in Table 1.2). Neutron energy, related penetration depth, beam direction, gantry, and collimator type (see Table 1.2) physically

confine the tumor positions which may be irradiated. The high-energy cyclotrons with isocentric beams have the potential for treating tumors deeper and at complex locations, and permit even for Intensity-Modulated Radiation Therapy (IMRT), providing a suitable MLC and programming. In case of a fixed beam, the precise positioning of the patient needs a flexible couch or chair. The last column of Table 1.2 shows that the facilities use treatment planning programs which were often matched from existing photon programs. As far as only near-surface tumors are to be irradiated, irradiation tables derived from phantom dosimetry are adequate for planning.

In the beginning of FNT, there are altogether 40 different sites. The explanation behind the solid diminishing to now 8 active or activatable centers are, on the one hand, due to technical and economical conditions caused, e.g., by the maintenance of the facilities. On the other hand, big side effects and insufficient proof of treating results in the early years, and additionally expanding competition with new clinical methods, have decreased the number of medical indications so that yearly patient numbers per facility these days are very little. Indeed, strict observation of indications and consequent treatment of side effects have led to remarkable results in the meantime. With intention, FNT is recommended predominantly to adenocystic carcinoma (ACC) of salivary glands [3]. Because of this type of tumor is rare, there should be a good publicity at the diagnosing tumor facilities with a specific end goal to achieve a successful treatment of these patients.

Table 1.2. FNT facilities in 2011 (order by patient numbers). (*) MLC: Multi leaf collimator, (**) DKFZ: Deutsches Krebsforschungszentrum Heidelberg, Germany. (Data obtained from Refs in brackets).

Country, Location References	Source Reaction	Approx. mean n-Energy [MeV]	50-%-depth [cm]	Beam Direction	Collimator	First Treatment	Patient number	Status	Main indications	Treatment planning system
US Batavia/IL Fermilab [4]	LINAC p(66)+Be	25	16	horizontal	Inserts	1976	3300+	active	H&N	Inhouse, modified MINUIT
US Seattle/WA Univ. of Washington CNTS [5]	Cyclotron d(50.5)+Be	20	14	Isocentric horizontal	MLC* Inserts	1984	2800+	active	Salivary gland, sarcomas	Prism, now modified Pinnacle
US Detroit/MI Harper Hospital/WSU [6]	Cyclotron d(48.5)+Be	20	13	Isocentric, IMRT	MLC	1990	2140	active (refurbishment)	Lung cancer, late prostate	VRSplan (modified GRATIS)
ZA Somerset West [7]	Cyclotron p(66)+Be	25	16	Isocentric	Variable jaws + multiblade trimmer	1988	1685+	active	salivary gland, H&N, soft tissue, sarcoma, osteosarcoma, breast, malignant melanoma	VIRTUOS (from DKFZ**)
RU Tomsk Polytechnic University [8]	Cyclotron d(13.5)+Be	6.3	6	Horizontal	Inserts	1984	1500+	active	H&N, salivary gland, breast	MCNP
RU Snezhinsk VNIITF [9]	D-T- Generator	10.5	8	Horizontal	Inserts	1999	990+	Standby	Nose, throat, thyroid	SERA/ PRIZM
DE Garching/Munich FRM-I/FRM-II [10]	Fission of uranium	1.9	5.0	Horizontal	Inserts/MLC	1985/2007	820	active	Recurrent breast cancer, malignant melanoma	SERA, MCNPX

Intensive fast neutrons fluxes may be produced by bombarding suitable targets with deuterons from small accelerators. Studies [11, 12] of neutrons from beryllium (Be) targets have demonstrated that more neutrons are created from 16 MeV deuteron bombardment of thick Be targets than from proton, ^3He or ^4He bombardment at the identical energy; besides, deuterons generally produce neutrons with higher average energy than do other projectiles with the same incident energy [11-13]. Allen et al. (See Ref. 14) have proved that neutron production by deuteron bombardment generally declines as the atomic number of the target material increases; therefore ^2H , ^3H , Be, Li, and C must be preferred target materials. The greatest numbers of neutrons are produced from a target which is thick enough to stop the deuterons, but the average neutron energy is higher in the case of thinner target.

The $T(d,n)^4\text{He}$ reaction has a 400 mb/sr at 0° cross section at 150 keV deuteron energy and a reaction energy (Q-value) of 17.6 MeV and can be used to produce fairly large intensities of 14 MeV neutrons with a low energy accelerators. There are many studies carried out to correct the target-design problems to enhance neutron yields [15]. Bombardment of the alternative materials with deuterons of energy greater than 8 MeV produces large numbers of fast neutrons; these reactions warrant a closer look. In spite of knowledge of the spectrum, yield, and average energy of the neutrons from a source used for radiotherapy or damage studies is desirable, extensive measurements of these data have not been performed. Radiologists have measured dose rates and depth doses for most of the reactions mentioned above at a few deuteron energies [11, 12, and 16] but such data are not very useful for non-medical applications.

Energy spectra of neutrons from deuteron bombardment of thick Be targets have been published for deuteron energies from 7.5 MeV to 54 MeV [13, 17-21] Most published spectra are relative measurements made with threshold detectors or emulsions, and these are summarized by Parnell [22] (see Fig 1.1). Average neutron energies are about 0.4 times the deuteron energy. Allen et al. [14] used activation detectors to measure the 0° yield produced by 15 MeV deuterons and reported $\sim 10^{10}$ neutrons $\mu\text{C}^{-1} \text{sr}^{-1}$. Tochilin and Kohler [13], also used activation detectors and reported 0° yields of 5×10^{10} neutrons $\mu\text{C}^{-1} \text{sr}^{-1}$ and 9×10^{10} neutrons $\mu\text{C}^{-1} \text{sr}^{-1}$ for deuteron energies of 20 MeV and 24 MeV. Schweimer [19] measured absolute cross sections at deuteron energies of 40 MeV and 54 MeV integrations of his extrapolated spectra give 0° yields of 2.3×10^{11} neutrons $\mu\text{C}^{-1} \text{sr}^{-1}$ and 4.5×10^{11} neutrons $\mu\text{C}^{-1} \text{sr}^{-1}$ at the two energies.

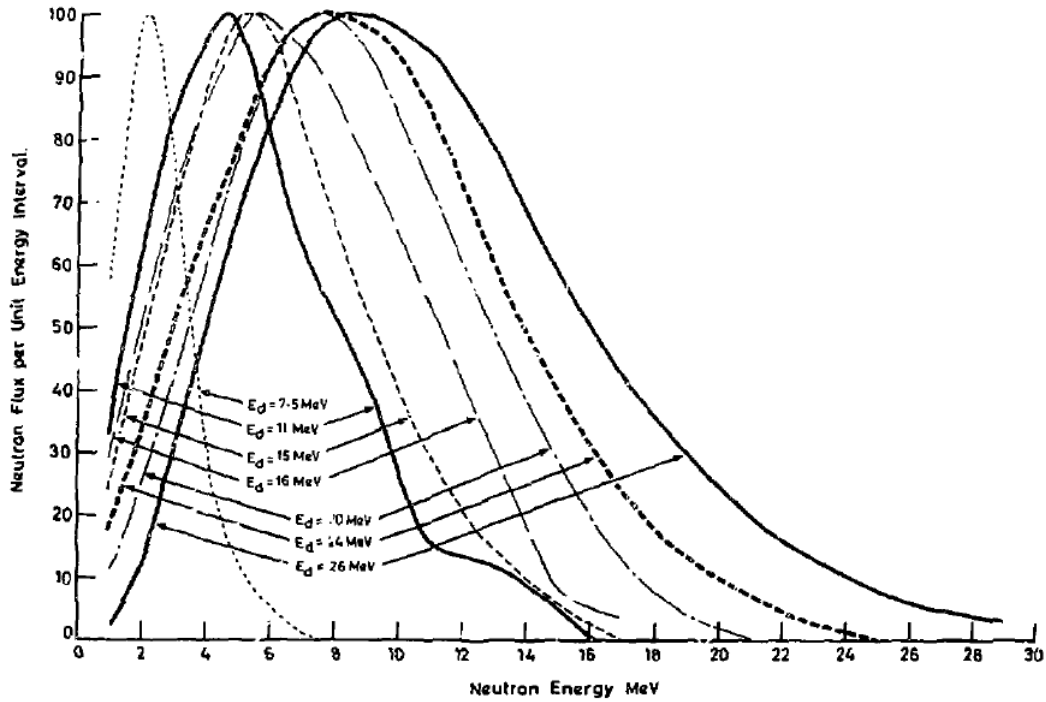


Figure 1.1. Relative spectra of neutrons emitted at 0° from thick Be targets bombarded by deuterons (from Ref. 22).

1.2.1. Neutron energy spectra, yields, and angular distribution

Neutrons from a thin Be target have higher average energy than those from a thick Be target, but the thin-target yield is, of course, smaller. A Be target of intermediate thickness might produce neutrons whose average energy is significantly higher than that of neutrons from a thick target, but whose numbers are only slightly fewer. Yields of neutrons from thick targets may be calculated from thin-target data by the following equation:

$$Y_T(\theta, \varepsilon_d) = N_o (qM_A)^{-1} \int_{\varepsilon_x}^{\varepsilon_d} \sigma(\theta, \varepsilon) \left(\frac{d\varepsilon}{d(\rho x)} \right)^{-1} d\varepsilon \quad (1)$$

Where $Y_T(\theta, \varepsilon_d)$ is the yield neutrons $\mu\text{C}^{-1} \text{sr}^{-1}$ produced at lab angle θ by ε_d -MeV deuteron bombardment of a target T whose atomic mass is M_A $N_o = 6.024 \times 10^{23} \text{ (gram-mole)}^{-1}$, $q = 1.602 \times 10^{-13} \mu\text{C}$, ε_x is the energy of deuterons leaving T ($\varepsilon_x = 0$ if T is a stopping target), $\sigma(\theta, \varepsilon)$ is the cross section for neutron production at angle θ by ε -MeV deuteron bombardment

of a target $d\varepsilon$ -MeV thick, and $-\left(\frac{d\varepsilon}{d(\rho x)}\right)$ is the mass stopping power (MeV g^{-1} cm^2) by deuterons in T. If T is composed of layers that have different compositions, M_A is a function of ε .

Eq. 2 defines the average energy of neutrons from T:

$$\bar{E}_T(\theta, \varepsilon_d) = (Y_T(\theta, \varepsilon_d))^{-1} \int_0^{E_{\max}} Y_T(\theta, E, \varepsilon_d) E dE \quad (2)$$

Substituting Eq. 1 into Eq. 2, we see that

$$\bar{E}_T(\theta, \varepsilon_d) = (Y_T(\theta, \varepsilon_d))^{-1} N_o (qM_A)^{-1} \int_{\varepsilon_x}^{\varepsilon_d} \sigma(\theta, \varepsilon) \bar{E}(\varepsilon) \left(\frac{d\varepsilon}{d(\rho x)}\right)^{-1} d\varepsilon \quad (3)$$

Where E_T is the average energy of neutrons from T, $Y_T(\theta, E, \varepsilon_d)$ is the yield per MeV per μC per sr of E-MeV neutrons produced at lab angle θ by ε_d - MeV deuteron bombardment of T, and the other parameters are as in Eq. 1. Deuteron ranges and stopping powers were obtained from Refs [23, 24].

Using Eqs. 1 and 3, the calculated yield and average energy of neutrons emitted at 3.5° from a thick Be target bombarded with 18 MeV deuterons to be 5.4×10^{10} neutrons $\text{sr}^{-1} \mu\text{C}^{-1}$ (7% higher than the measured value) and 6.45 MeV (0.3MeV lower than the measured value). In addition, the calculated yield and average energy of neutrons emitted at 3.5° from 18 MeV deuteron bombardment of a Be target in which the deuterons lose 9 MeV to be 4.4×10^{10} neutrons $\mu\text{C}^{-1} \text{sr}^{-1}$ and 7.15 MeV. The uncertainty in the calculations is about 10% and is due to cross-section uncertainties, uncertainties in deuteron stopping powers, and removal of an uncertain number of deuterons from the beam by nuclear reactions in the thick target. (The (d,n) reactions alone remove about 2% of 18 MeV deuterons incident on a thick target; this process was taken into account in the calculations.)[25].

From Figs 1.2 and 1.3 we see that 5 MeV deuteron bombardment of a thick Li target produces neutrons with about 1.5 MeV higher average energy than the neutrons from 5 MeV deuteron bombardment of thick Be targets have. To see if a thick composite target would produce neutrons with higher average energy than those from single-element targets, the calculated yield and average energy of neutrons from a target in which 18 MeV deuterons lost 13 MeV in Be and stopped in Li. The results, 5.3×10^{10} neutrons $\mu\text{C}^{-1} \text{sr}^{-1}$ and 6.5 MeV, differ only slightly from thick- Be results.

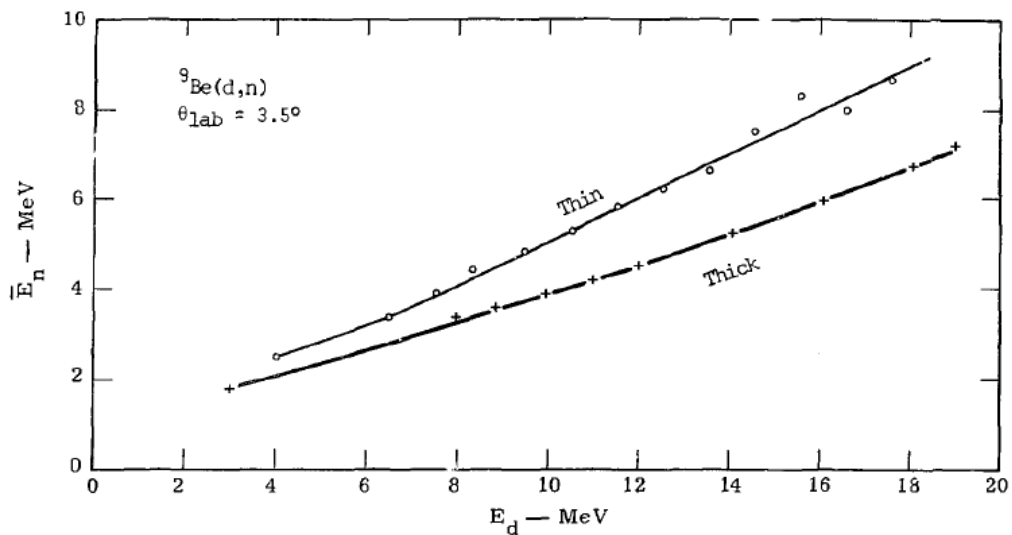


Figure 1.2. Average energy of neutrons emitted at 3.5° from deuteron bombardment of thin (circles) Be and thick (crosses) Be targets plotted as a function of deuteron energy. Lines were drawn through the points to guide the eye [25].

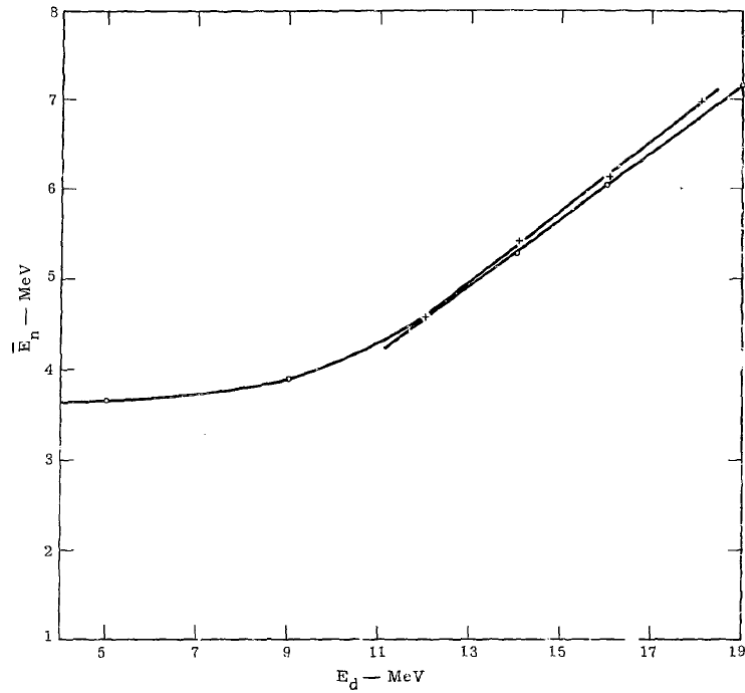


Figure 1.3. Average energy of neutrons emitted at 3.5° from thick Li (circles) and thick C (crosses) targets shown as a function of deuteron energy [25].

Fig 1.4 demonstrates average energy of neutrons from thick and thin Be targets in case of three deuteron energies as a function of lab angle. The slow decline, and in some cases, small increments, in average neutron energy with increasing angle is explained by the angular distribution of the group-0 and group-1 neutrons discussed in Ref. 25. For 18 MeV and 14 MeV deuteron bombardment of thick Be, average-energy uncertainties are $\pm 8\%$ for angles larger than 16.7° . For 9-MeV incident energy, average energy uncertainties are about 10% for all angles. For 18 MeV, 14 MeV, and 9 MeV deuterons bombarding thin Be, average energy uncertainties are $\pm 8\%$ for angles larger than 16.7° [25].

Figures 1.5 and 1.6 illustrate the cross sections and yields calculated by integrating 3.5° ${}^9\text{Be}(d,n){}^{10}\text{B}$ spectra are shown as functions of deuteron energy [25].

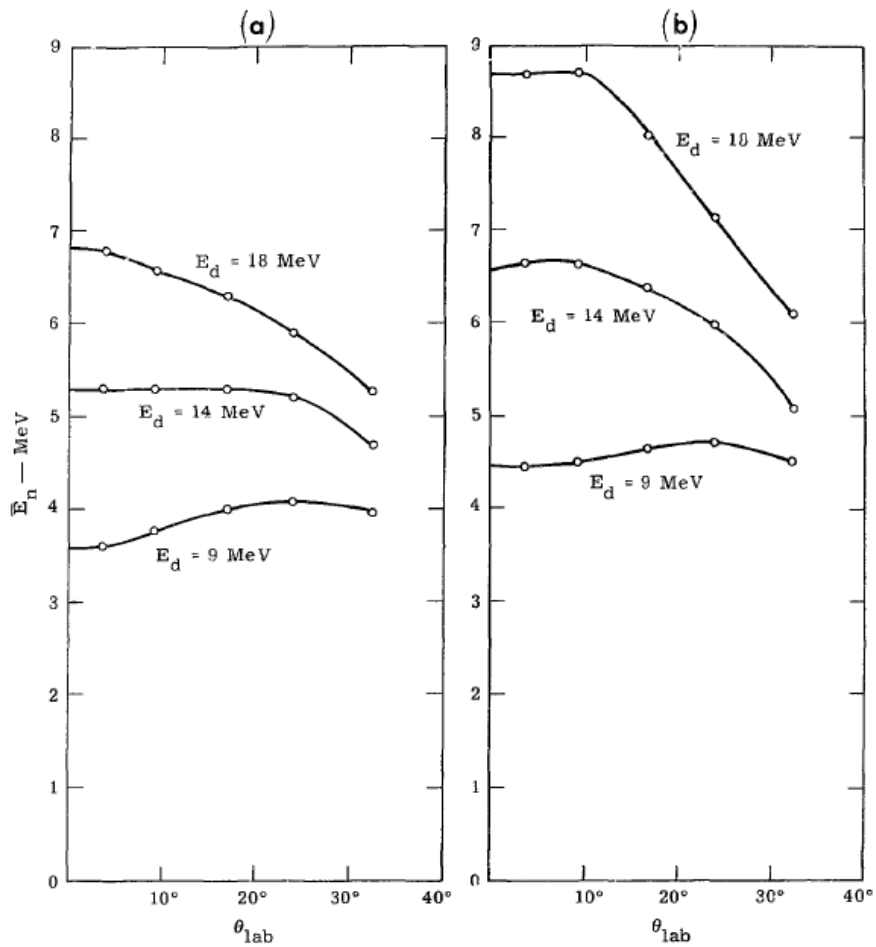


Figure 1.4. (a) Average energy of neutrons from a thick Be target plotted as a function of lab angle. (b) Average energy of neutrons from thin Be targets plotted as a function of lab angles [25].

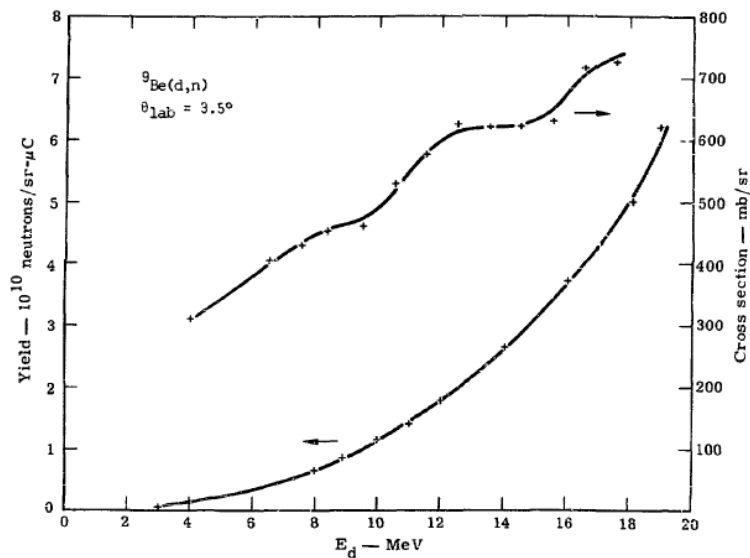


Figure 1.5. Cross sections and yields calculated by integrating $3.5^\circ {}^9\text{Be}(d,n){}^{10}\text{B}$ spectra are shown as functions of deuteron energy. The abscissae of the cross section points are the deuteron energies at the centers of the targets. Smooth curves were drawn to guide the eye [25].

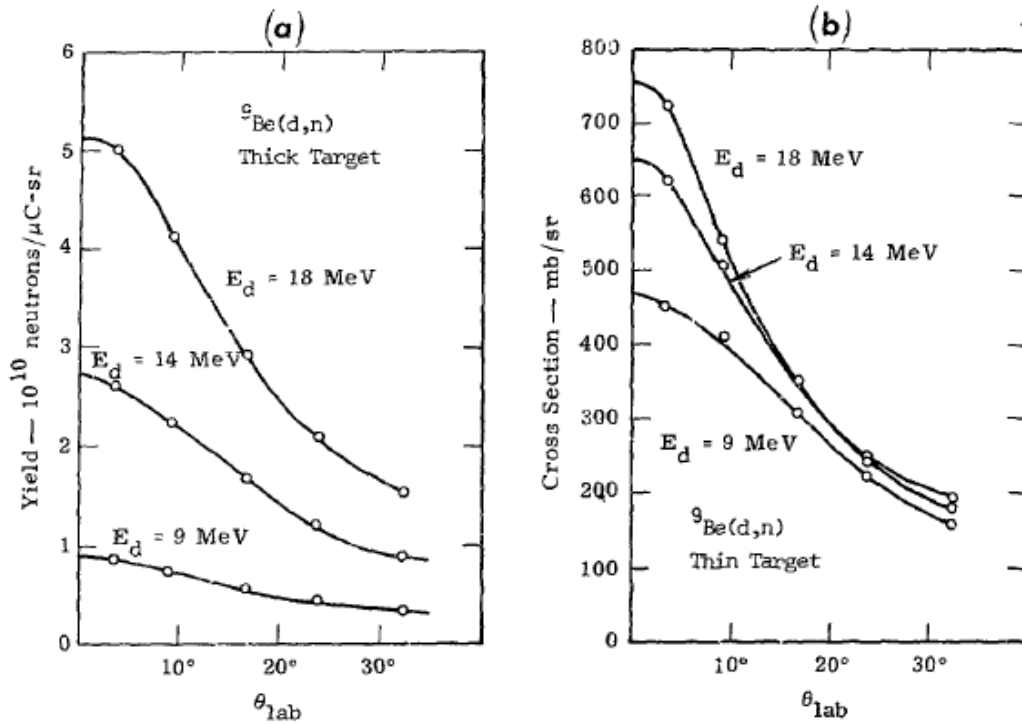


Figure 1.6. (a) Neutron yields from thick Be targets as a function of lab angle. (b) Cross sections for neutron production by deuteron bombardment of thin Be targets as a function of lab angle. Curves were drawn through the points to guide the eye [25].

1.3. Experimental and Computational Methods

1.3.1. Review of Neutron and Gamma-Ray detection methods

Neutron activation method

In the case of choosing the material for an activation detector, a number of physical and nuclear properties need to be considered [26].

1- *SHAPE OF THE CROSS SECTION*

The material will clearly react specially to those neutron energies for which its cross section is high. Radiation capture or (n, γ) reactions typically have largest cross sections at or close to thermal energies, and in this way materials in which these reactions predominate are preferentially chosen for slow neutron detectors. Other reactions such as (n, p) , (n, α) , and $(n, 2n)$ often need a minimum or threshold energy. Materials in which these reactions predominate can be selected as fast neutron detectors, which will be inherently insensitive to slow neutrons.

2- *MAGNITUDE OF THE CROSS SECTION*

The saturated activity is linearly proportional to the average cross section for the activation reaction. Greatest sensitivity is therefore achieved by selecting materials with highest activation cross section, although some of this advantage may be offset by the need to keep the neutron absorption probability small enough to avoid perturbing the flux under measurement.

3- *DECAY CONSTANT OF THE INDUCED ACTIVITY*

The half-life of the induced activity should not be too short or too long, and for many applications, a value of a few hours is near the optimum. Long half-lives require the use of long irradiation times in order to approach saturation, and the specific activity becomes smaller with increasing half-life. Very short half-lives can lead to difficulties in transferring the foil to the counter without excessive delay time. The corresponding high activities may also create problems due to dead time effects within the counter.

4- *PURITY AND INTERFERING ACTIVITIES*

The materials should be very high purity to avoid interference from other neutron induced reactions. If the half-life of the contaminant activity is sufficiently different from that of the primary, however, it may not pose a practical problem. Interfering activities with short half-lives can be eliminated simply by waiting some time before beginning the counting period, whereas those with long half-lives may not build up to a significant level if the irradiation period is short by comparison.

5- *NATURE OF THE INDUCED ACTIVITY*

The decay of the product nuclei produced in the activation reactions normally involves the emission of either beta particles or gamma rays. Gamma counting is often preferred because the penetrating nature of the radiation minimizes the effects of self-absorption within the sample. Furthermore, it is far easier to perform energy spectroscopy with gamma

rays than beta particles, so that interfering activities and background can be discriminated more easily. In some cases, however, only beta activity is produced so that there is then no recourse but to carry out some type of beta counting. Continuous flow proportional counters are then often used in either 2π or 4π geometry.

6- PHYSICAL PROPERTIES

The properties of the activation materials play an obvious part in determining the physical environment in which they may be exposed. Materials in gaseous or liquid form are very difficult to apply except through elaborate encapsulation techniques that may interfere with the subsequent counting of the activity. Therefore, almost all activation detectors consist of metallic foils or wires that can be cut to the desired dimensions.

Table 1.3. Materials Useful as Slow Neutron Activation Detectors

Element	Isotope (Abundance in Percent)	Thermal Activation Microscopic Cross Section (in 10^{-28} m ²)	Induced Activity	Half- Life
Manganese	⁵⁵ Mn (100)	13.2 ± 0.1	⁵⁶ Mn	2.58 h
Cobalt	⁵⁹ Co(100)	16.9 ± 1.5	^{60m} Co	10.4 min
		20.2 ± 1.9	⁶⁰ Co	5.28 y
Copper	⁶³ Cu(69.1)	4.41 ± 0.20	⁶⁴ Cu	12.87 h
	⁶⁵ Cu(30.9)	1.8 ± 0.4	⁶⁶ Cu	5.14 min
Silver	¹⁰⁷ Ag(51.35)	45 ± 4	¹⁰⁸ Ag	2.3 min
	¹⁰⁹ Ag(48.65)	3.2 ± 0.4	^{110m} Ag	253 d
Indium	¹¹³ In(4.23)	56 ± 12	^{114m1} In	49 d
		2.0 ± 0.6	¹¹⁴ In	72 s
	¹¹⁵ In(95.77)	160 ± 2	^{116m1} In	54.12 min
		42 ± 1	¹¹⁶ In	14.1 s
Dysprosium	¹⁶⁴ Dy(28.18)	2000 ± 200	^{165m} Dy	1.3 min
		800 ± 100	¹⁶⁵ Dy	140 min
Gold	¹⁹⁷ Au (100)	98.5 ± 0.4	¹⁹⁸ Au	2.695 d

Table 1.3 (from Ref.27) lists a number of materials that are useful as activation detectors of slow neutrons. In each case, the activity is induced by an (n, γ) reaction that leads to the indicated radioactive product. In the

thermal region, these materials have activation cross sections that vary approximately as $1/v$, where v is the neutron velocity. Also, many of them demonstrate significant resonances in the cross section at certain neutron energies between about 1 and 1000 eV. The measured activity then corresponds to a mixture of activation caused by thermal neutrons, plus an additional component for neutrons with energy in the resonance region. The contributions of the thermal and resonance neutrons can be separated through a technique known as the cadmium difference method. Cadmium is a metal whose radiative capture cross section behaves in a very convenient manner. The cross section is very large for neutron energies below about 0.4 eV, where it decreases rapidly and remains low for higher neutron energies. Thicknesses of the order of 0.5 mm of cadmium, because of this, act as a selective filter, absorbing neutrons with energy below 0.4 eV but passing higher-energy neutrons with little attenuation. If one of the materials in Table 1.4 is made into two identical foils, one of which is covered with cadmium, the uncovered foil will respond both to the thermal and resonance neutrons, whereas the covered foil will count only the resonance component.

Table 1.4. Materials Useful as Threshold Activation Detectors

Material	Reactions of Interest	Isotopic Abundance (at %)	Half-Life	γ Energy (MeV)	γ Abundance (%)	Threshold (MeV)
F	$^{19}\text{F}(n, 2n)^{18}\text{F}$	100.0	109.7 min	0.511 ⁺	194 [°]	11.6
Mg	$^{24}\text{Mg}(n, p)^{24}\text{Na}$	78.7	15.0 h	1.368	100	6.0
Al	$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	100.0	15.0 h	1.368	100	4.9
Al	$^{27}\text{Al}(n, p)^{27}\text{Mg}$	100.0	9.46 min	0.84–1.01	100	3.8
Fe	$^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$	91.7	2.56 h	0.84	99	4.9
Co	$^{59}\text{Co}(n, \alpha)^{56}\text{Mn}$	100.0	2.56 h	0.84	99	5.2
Ni	$^{58}\text{Ni}(n, 2n)^{57}\text{Ni}$	67.9	36.0 h	1.37	86	13.0
Ni	$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	67.9	71.6 d	0.81	99	1.9
Cu	$^{63}\text{Cu}(n, 2n)^{62}\text{Cu}$	69.1	9.8 min	0.511 ⁺	195 [°]	11.9
Cu	$^{65}\text{Cu}(n, 2n)^{64}\text{Cu}$	30.9	12.7 h	0.511 ⁺	37.8 [°]	11.9
Zn	$^{64}\text{Zn}(n, p)^{64}\text{Cu}$	48.8	12.7 h	0.511 ⁺	37.8 [°]	2.0
In	$^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$	95.7	4.50 h	0.335	48	0.5
I	$^{127}\text{I}(n, 2n)^{126}\text{I}$	100.0	13.0 d	0.667	33	9.3
Au	$^{197}\text{Au}(n, 2n)^{196}\text{Au}$	100.0	6.18 d	0.33–0.35	25–94	8.6
Li	$^7\text{Li}(n, \alpha n')t$	92.58	12.3 y	0–0.019 [×]	100 [×]	3.8

⁺ Annihilation radiation.

[°]Yield of annihilation photons assuming all positrons are stopped.

[×] β particle energy and percent abundance.

By taking the difference between the two activations, the thermal contribution can be calculated. The method does require some corrections for the non-ideality of the cadmium filter, in that cadmium thicknesses that are large enough to fully stop all neutrons below 0.4 eV can also have a measurable effect on neutrons with higher energies. However, for most activation materials, corrections for the attenuation of the resonance neutrons are less than a few percent. By dividing the activity of the uncovered foil by that of the cadmium-covered one, the cadmium ratio is derived, which is often taken as an indication of the degree to which a given neutron field has been thermalized. The activation method can be expanded to the measurement of higher energy neutrons through the use of materials such as those listed in Table 1.4 (see Ref. 28). The useful reactions in this group are threshold reactions, which require neutrons above a minimum

energy in order to take place at all. Each material with a different threshold will respond to a somewhat different range of neutron energy.

Gamma-Ray detection (HPGe detector)

The modern semiconductor gamma-ray detectors are made from high purity germanium (HPGe) crystals [26, 29]. The HPGe detector crystals are produced in many different sizes and shapes. The smaller sizes are used for detection of low-energy gamma rays, whereas larger sizes are preferable for the detection of high-energy gamma rays. The superior energy resolution of HPGe detectors is related to the low energy required to create one electron-hole pair, which for germanium is 3 eV. The germanium crystal has to be cooled to liquid nitrogen temperature (77 K) when operated in order to minimize the leakage current that could destroy the detector [29]. Also, at this temperature; the thermal noise is sufficiently low to assure good resolution. The electron-hole pairs produced in the depleted zone of the semiconductor by the impinging radiation produce a current at the electrical contacts of the crystal. This current is further processed by special electronics.

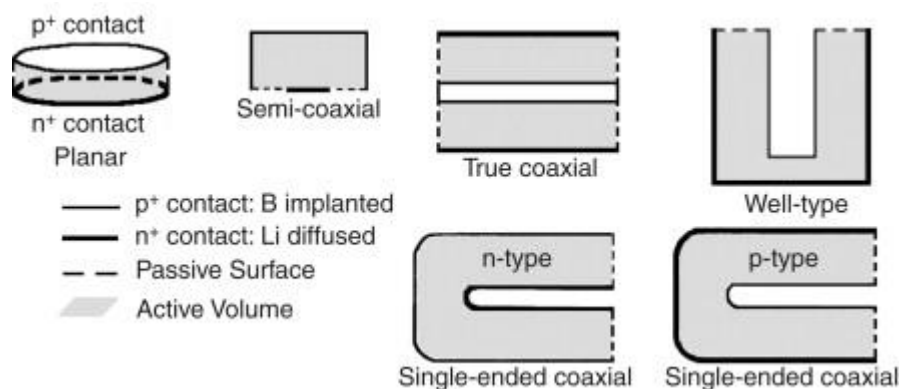


Figure 1.7. Schematic shapes of different types of HPGe detectors used in PGAA. Thick lines show electrode connections on the surfaces of the Ge crystals.

There are two types of HPGe crystals; they differ in the donor or acceptor concentration. If the donor impurity remains high then the crystal is called n-type, if the acceptor is dominating then it is p-type. The germanium detectors can also be classified by the geometrical arrangement of their electrodes. There are planar, true coaxial, closed-ended coaxial and well types [26, 29] (see Figure 1.7). The last type is not used in PGAA due to its special geometry.

1.3.2. The collimation and shielding system used in neutron therapy

The significance of a decent collimation has dependably been perceived in radiotherapy. Attenuation of neutron beams is more difficult than for photon beams, leading to relatively long collimator systems. For neutrons of energy higher than 10 MeV, the collimator material is a high-Z material like iron or tungsten. Iron is mostly chosen as a compromise between cost and efficiency. Once slowed down, the absorber of neutrons of energy lower than 10 MeV is mostly a hydrogenous material. The adding of ^{10}B to this material will improve the cross section of the reaction with the slowed down neutrons. Before, the collimators for neutron therapy were made of a mixture (see Ref. 30) of iron, a hydrogenous material, and ^{10}B . A high-density wood was used also sometimes (see Figure 1.8).

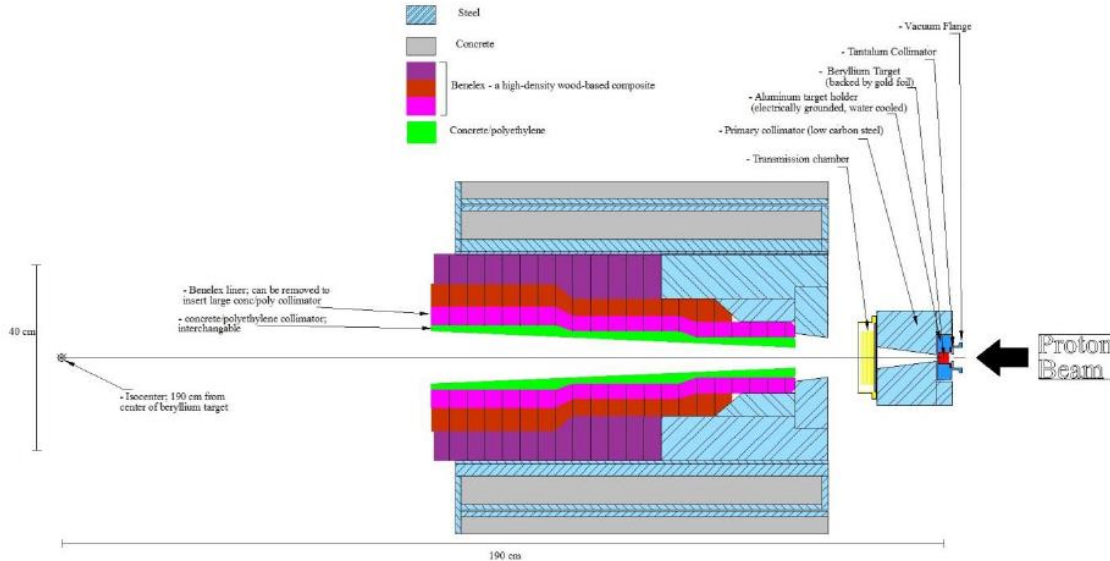


Figure 1.8. Neutron therapy facility target and collimation at fermi national accelerator laboratory, Batavia, IL, USA.

There is no perfect neutron shielding material. Ideally, a shield should absorb all neutrons of all energies in a short distance (high absorption cross section), without generating penetrating radiation or producing residual radioactivity (Table 1.5). The most important absorbers are ${}^6\text{Li}$, ${}^{10}\text{B}$, and ${}^{113}\text{Cd}$, whereas the most frequently utilized nuclear reactions are the (n, α) and (n, γ) reactions. Because of expense, ${}^3\text{He}$ and Gd are only used in special cases; Gd also produces high-energy gamma rays. Only ${}^3\text{He}$ and ${}^6\text{Li}$ absorb neutrons efficiently without producing gamma rays. Although metallic Cd is easily shaped and an excellent absorber, neutron irradiation produces substantial residual radioactivity in addition to the strong prompt (559-keV) capture gamma rays of stable ${}^{114}\text{Cd}$, so B and Li are preferred for high-fluence tasks such as shutters and beam stops. Boron has a high cross section and most of the 2.8 MeV reaction energy from neutron capture is carried by an alpha particle and ${}^7\text{Li}$ recoil nucleus. However, 94% of absorbed neutrons produce a gamma ray of 478 keV. This energy is readily shielded, requiring only 4 mm of lead to reduce the radiation by half. With lithium, there is no gamma ray at all, but the high-energy tritons produce energetic secondary

neutrons from light elements such as O, F, or Li itself by (T, n) reactions [31]. The yield is of order 10^{-4} fast neutrons per slow neutron. If the fluence is high, the hazards associated with tritium production may also be an issue. Energetic alpha particles from ^{10}B also produce secondary neutrons, but because of the higher Coulomb barrier for (a, n) reactions the neutron yields are two orders of magnitude lower than from Li [31]. Shielding the spectrometer from these fast neutrons can be troublesome because they must be slowed before being absorbed. This requires thick moderators, usually hydrogenous materials, which induce 2.2-MeV capture gamma rays from hydrogen.

Table 1.5. Characteristics of neutron absorbing nuclides.

Nuclide	Isotopic abundance	Cross section, b	Reaction	Product half-life and decay	Chemical forms
^3He	0.00014%	5330	(n,p) ^3H	12 y, β^-	gas
^6Li	7.5%	941	(n, α) ^3H	12 y, β^-	LiF, Li_2CO_3 , metal, glass
^{10}B	19.9%	3838	(n, $\alpha\gamma$) ^7Li	Stable	B_4C , H_3BO_3 , $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$
^{108}Cd	0.89%	1.10	(n, γ) ^{109}Cd	460 d, ϵ, γ	metal
^{110}Cd	12.5%	0.10	(n, γ) $^{111\text{m}}\text{Cd}$	49 m, γ	
^{112}Cd	24.13%	2.2	(n, γ) $^{113\text{m}}\text{Cd}$	14 y, β^-, γ	
^{113}Cd	12.22%	20600	(n, γ) ^{114}Cd	Stable	
^{114}Cd	28.73%	0.23	(n, γ) ^{115}Cd	53 h, β^-, γ	
^{114}Cd	28.73%	0.036	(n, γ) $^{115\text{m}}\text{Cd}$	45 d, β^-, γ	
^{116}Cd	7.49%	0.05	(n, γ) ^{117}Cd	2.5 h, β^-, γ	
^{116}Cd	7.49%	0.027	(n, γ) $^{117\text{m}}\text{Cd}$	3.4 h, β^-, γ	
^{155}Gd	14.8%	60900	(n, γ) ^{156}Gd	stable	metal
^{157}Gd	15.6%	255000	(n, γ) ^{158}Gd	stable	
^{158}Gd	24.7%	3.1	(n, γ) ^{159}Gd	19 h, β^-	
^{160}Gd	21.7%	1.51	(n, γ) ^{161}Gd	3.7 m, β^-, γ	

Isotopically enriched ^6Li and ^{10}B are sometimes used; 100% enrichment enhances the stopping power over natural Li and B by a factor of 13 or 5, respectively. For both neutron absorbers, the level of isotopic enrichment is important in view of the dominance of absorption over scattering. Therefore, highly enriched materials are preferred for use in the

direct beam and close to the gamma-ray detector. The availability of enriched absorbers implies that materials depleted in these isotopes may also be on the market. In particular, when lithium is purchased it is desirable to specify and verify the isotopic composition, but boron is mined and consumed in such large quantities that any particular lot is unlikely to be artificially altered [32].

The collimating aperture close to the neutron source is regularly manufactured from Boral, a mixture of boron carbide and aluminum powder rolled into sheets and clad with aluminum. It is structurally stiff and highly resistant to radiation. The usual 7-mm thickness of this material transmits only 10^{-4} % of thermal neutrons. A new material on the market is an alloy of aluminum and a mass fraction up to 4.5% of enriched ^{10}B . Where secondary radiation is of no concern (for instance shielding a detector from the last few neutrons), sheets of cadmium or boron-loaded polymer are often used. For large apparatus, massive concrete in either poured or block form is cost effective for both gamma-ray and neutron shielding. A 5-cm thickness of ordinary concrete reduces the flux of 1-MeV gamma rays by half [33, 34], and the hydrogen in concrete is effective at slowing fast neutrons to thermal energies. Heavy concrete, with metal or barite aggregate, is still more effective as a gamma shield. Steel or lead shot, alone or with paraffin wax, can be poured into containers and reused when experimental configurations change; when space is at a premium, the trouble and expense of cast lead may be unavoidable. Machined tungsten is used in extreme cases. Boron (as carbide or borax) or lithium (as carbonate) can be mixed with the paraffin.

Consideration must be given to the flow of wax at high room temperature, and possible flammability hazards. Cadmium is toxic, so appropriate precautions are necessary in its use. Lead is less poisonous, but it may also

be regulated as a hazardous material. It is important to avoid gamma-ray producing materials such as hydrogenous polymers, around the detector without lead shielding on the detector side. Another rule is to use the smallest possible amount of any shielding material to minimize parasitic secondary radiation generated by the shielding itself. The order in which shielding materials are arranged is important.

1.3.3. Neutron Dosimetry calculations and methods

Clinical neutron beams should exhibit practical comparable dosimetric properties to those obtained for photon beams with linear accelerators. The penetration of the neutron beam should at least be comparable with the penetration of a 4-MV photon beam or higher. Because of scattering, neutron beams will present a higher scatter component as a function of depth (even higher than the scatter component of a cobalt-60 beam), leading to a higher scatter under shielded areas and a larger penumbra. In order to be competitive with conventional photon beam therapy, the characteristics of the neutron beam should not deviate too much from the photon beam characteristics. Moreover, the dose rate should [corrected with the clinical relative biological effectiveness (RBE)] also be comparable with the typical dose rate of 2 Gy/min obtained with Linac photon beams.

In the DT machines, use a short SSD (source-sample distance) in order to obtain a reasonable dose rate. In fact, the dose rate is a limiting factor for these machines due to the heat production in the tritium target. Typically a dose rate of 0.15-0.20 Gy/min can be obtained at a distance of 1.25 m. Dose rates obtained for cyclotron-produced neutron beams were reviewed in ICRU 45 (ICRU report 45, 1989) [35]. The dose rate per unit of charge produced at a distance of 1.25 m can be presented as an exponential

function as a function of the energy, yielding the following formulas: (a) for the deuterium on beryllium reaction:

$$D_T/Q \text{ (Gy / C)} = 2.49 \times 10^{-2} E_d^{2.95} \text{ (MeV)} \quad (4)$$

Whereas (b) for the proton on beryllium reaction a comparable relation is obtained:

$$D_T/Q \text{ (Gy / C)} = 2.44 \times 10^{-2} E_p^{2.49} \text{ (MeV)} \quad (5)$$

For the deuterium on beryllium reaction, a much higher dose rate will be obtained since more charge will be produced. Typically for the same current on target, the ratio of the dose rate of a d(50)+Be to a p(65)+Be neutron beam will be approximately 3.5. The resulting variations are also illustrated in Fig 1.9.

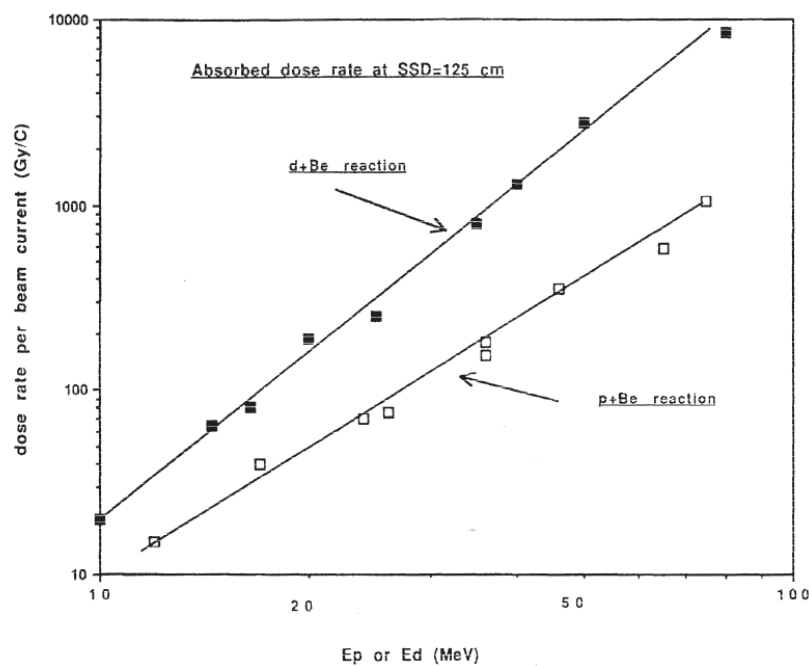


Figure 1.9. Dose rate as a function of the energy for the deuterium and proton on beryllium reaction.

Penetration

As for the dose rate, the penetration expressed by the percentage depth dose curves should be comparable with the penetration obtained by X-rays from modern linear accelerators. In addition, the penetration from existing neutron generators was reviewed by the ICRU (ICRU report 45,

1989) and expressed by the Z_{50} , the depth of the 50% isodose. This depth Z_{50} corrected to an SSD of 125 cm could also be obtained by a simple expression:

$$Z_{50}(cm) = 2.9 E_d^{0.40} \text{ (MeV)} \quad (6)$$

For deuteron on beryllium generated neutron beams and:

$$Z_{50}(cm) = 2.07 E_p^{0.51} \text{ (MeV)} \quad (7)$$

Or

$$Z_{50}(cm) = 1.63 E_p^{0.53} \text{ (MeV)} \quad (8)$$

For proton on beryllium generated neutron beams with or without a polyethylene hardening filter, respectively.

Fig 1.10 shows the measurements and the results of earlier investigations. Parnell, Oliver, Almond, and Smathers (1972) [36] have suggested that the dependence of the dose rate \dot{D} on deuteron energy E may be expressed as $\dot{D} = aE^b$. If E is measured in MeV and \dot{D} is measured in $\text{rad} (\mu\text{A min})^{-1}$, $a = 4.21 \times 10^{-4}$ and $b = 2.7$ at a distance of 1.0 m from the source. This relationship is shown by the solid line in Fig 1.10. August et al. (1973) [37] found that, if higher deuteron energies are included, values of $a = 1.94 \times 10^{-4}$ and $b = 2.99$ provide a better fit. This dependence is shown by the dashed line in Fig 1.10.

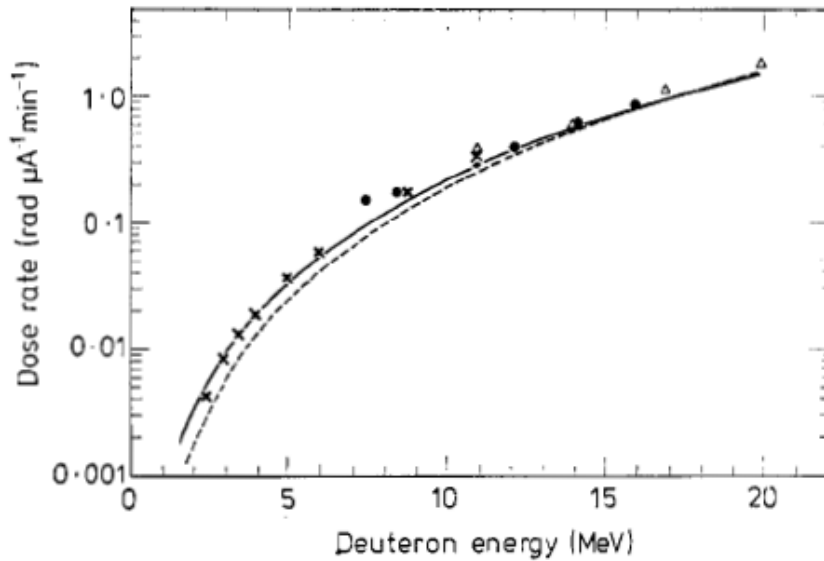


Figure 1.10. Be(d, n) dose rate at 1 m from the beryllium target. The crosses are values from [38]. The triangles represent data from Weaver et al. (1973) [39]. The solid dots are data from Parnell et al. (1971) [21]. The lines represent fits to data taken at higher deuteron energy: the solid line is based on the relation $\dot{D} = 0.000421 E_d^{2.7}$ (Parnell et al. (1972) [36], the dashed line on $\dot{D} = 0.000194 E_d^{2.99}$ (August et al. 1973) [37].

1.3.4. Monte Carlo method and MCNP code

MCNP is a general-purpose Monte Carlo N-Particle code that can be used for neutron, photon, electron or coupled neutron/photon/electron transport. Specific areas of application include, but are not limited to, radiation shielding, radiation protection and dosimetry, radiography, medical physics, nuclear criticality safety, detector design and analysis, nuclear oil well logging, Accelerator target design, fission and fusion reactor design, decommissioning and decontamination. The code treats an arbitrary three-dimensional configuration of materials in geometric cells bounded by first and second-degree surfaces and fourth-degree elliptical tori.

Pointwise cross-section data typically are used, although group-wise data also are available. For neutrons, all reactions given in a particular cross-section evaluation (such as ENDF/B-VI) are accounted for. Thermal

neutrons are described by both the free gas and S(alpha, beta) models. For photons, the code accounts for incoherent and coherent scattering, the possibility of fluorescent emission after photoelectric absorption, absorption in pair production with local emission of annihilation radiation, and bremsstrahlung. A continuous-slowing-down model is used for electron transport that includes positrons, k x-rays, and bremsstrahlung but does not include external or self-induced fields.

Important standard features that make MCNP very versatile and easy to use include a powerful general source, criticality source, and surface source; both geometry and output tally plotters; a rich collection of variance reduction techniques; a flexible tally structure; and an extensive collection of cross-section data. MCNP contains numerous flexible tallies: point or ring detectors, surface current & flux, volume flux (track length), particle heating, fission heating, pulse height tally for energy or charge deposition, mesh tallies, and radiography tallies [40]. In our work, the MCNP4C and MCNP5 versions were used.

1.3.5. The program Lise++ and Code PACE4

The program LISE++ has been developed to calculate the transmission and yields of fragments produced and collected in a spectrometer. This code allows simulating an experiment, beginning from the parameters of the reaction mechanism and finishing with the registration of products selected by a spectrometer. The program allows to quickly optimizing the parameters of the spectrometer before or during the experiment. It also makes it possible to estimate and work in conditions of maximum output of studied reaction products and their unambiguous identification. Wedge and Wien filter selections are also included in the

program. The LISE++ package operating on MS Windows environment is a freeware software product with the LISE++ user license.

LISE++ is the new generation of the LISE code, which allows the creation of a spectrometer through the use of different "blocks". The number of blocks used to create a spectrometer in LISE++ is limited by operating memory of your PC and your imagination.

Built-in Energy loss, Time-of-Flight, Position, Angular, Charge, Cross-Section distribution plots and dE-E, dE-TOF, Z-A/Q and dE-X two-dimensional plots allow visualizing the results of the program calculations. An application of transport integral lies in the basis of fast calculations of the program for the estimation of temporary evolution of distributions of phase space .

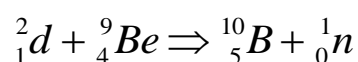
The LISE++ code may be applied at medium-energy and high-energy facilities (fragment- and recoil-separators with electrostatic and/or magnetic selections). A number of these facilities, like A1900 and S800 at NSCL, LISE3, SISSI/LISE3 and SPEG at GANIL, FRS and SuperFRS at GSI, RIPS and BigRIPS at RIKEN, based on the separation of projectile-like and fission fragments, fusion residues are included or might be easily added to the existing optical configuration files .

The Projectile Fragmentation, Fusion-Evaporation, Fusion-Fission, Coulomb Fission, and Abrasion-Fission assumed in this program as the production reaction mechanism allows to simulate experiments at beam energies above the Coulomb barrier [41].

2. Результаты и обсуждение экспериментальных и симуляционных работ

2.1. Экспериментальные и MCNP-результаты моделирования нейтронных угловых распределений и потоков от источника Ве

В ТПУ циклотрон U-120 (см. Таблицу 2.1) используется в качестве источника ускоренных дейтронов для инициирования реакции:



В результате бомбардировки мишени Ве дейтронами с энергией 13,6 МэВ получается терапевтический пучок быстрых нейтронов со средней энергией около 6,3 МэВ. Для медицинского применения используется комплексный коллиматор. Апертуру поля облучения можно регулировать с помощью съемного полиэтиленового коллиматора от 4,5 x 4,5 до 8,5 x 8,5 см².

Таблица 2.1. Параметры циклотрона U-120.

Основные параметры		
Диаметр полюса	120 см	
Радиус извлечения луча	53 см	
Индукция магнитного поля	1.5 Т	
Диапазон частот	9-17,2 МГц	
Ди-напряжение	60 кВ	
Количество каналов	5	
Ускоренные частицы		
	Энергия (МэВ)	Ток (мкА)
P	4.5-11	50
2_1d	9-14	50
3_2He	14-30	20
4_2He	18-28	50
${}^{12}_3C$	8-21	10
${}^{14}_3N$	7-18	10
${}^{16}_5O$	8-28	10
${}^{40}_{18}Ar$	42	0.2

2.1.1. Экспериментальные методы и результаты

В результате реакции ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$, выделяется энергия Q (+4.36 МэВ). Энергетический спектр нейтронов является непрерывным. Это связано с тем, что существует четыре хорошо известных состояния возбуждения ${}^{10}\text{B}$ [42] и дейтрон с высокой энергией может участвовать в нескольких многочастичных реакциях, таких как ${}^9\text{Be}(d, 2n){}^9\text{B}$ ($Q = -4,1$ МэВ), ${}^9\text{Be}(d, np){}^9\text{Be}$ ($Q = -2,2$ МэВ), ${}^9\text{Be}(d, 2np){}^8\text{Be}$ ($Q = -3,8$ МэВ) и т. д. Эти реакции приводят к увеличению выхода нейтронов и формированию широкого энергетического спектра нейтронов.

Q -значение реакции определяется следующим соотношением [43]:

$$Q = E_n \left(1 + \frac{M_n}{M_B}\right) - E_d \left(1 - \frac{M_d}{M_B}\right) - \frac{2}{M_B} (E_d E_n M_d M_n)^{1/2} \cos\theta \quad (9),$$

где E и M обозначают энергию и массу для налетающей частицы и ядер. Кроме того, индексы B, n, d обозначают соответственно ${}^9\text{B}^{10}$, ${}^1_0\text{n}^1$ и ${}^2_1\text{H}^2$, угол θ - угол испускания нейтронов. Это соотношение указывает на то, что энергия выходящего нейтрона изменяется с углом излучения, как показано на рис 2.1.

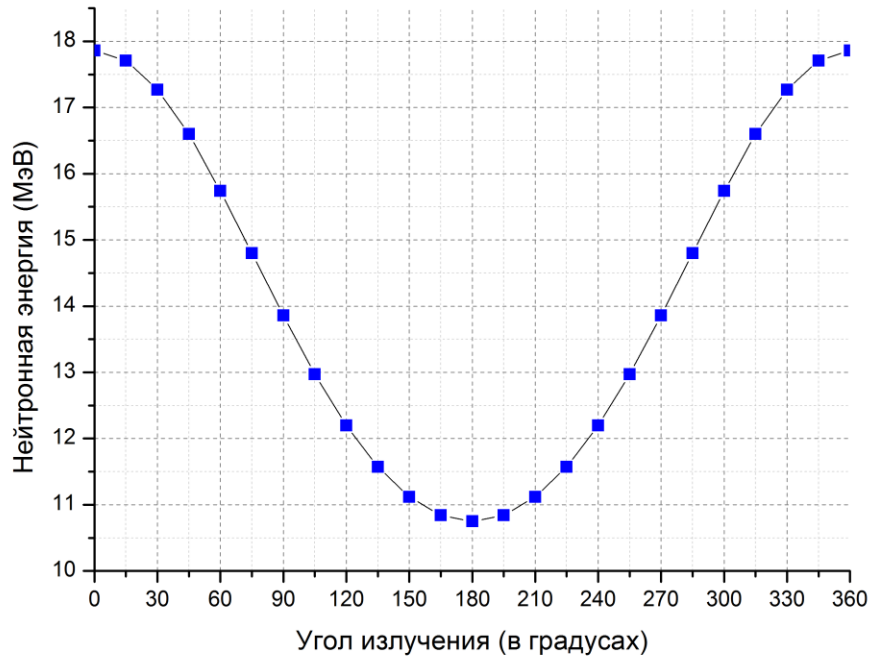


Рис 2.1. Спектр углового распределения испускаемых нейтронов в соответствии с уравнением (9) для нашей реакции ${}^9\text{Be}(d, n){}^{10}\text{B}$ с $E_d = 13,6$ МэВ и значением Q (+4,36 МэВ).

Когда пучок нейтронов с начальным потоком I_0 проходит через матрицу с N числом ядер-мишеней на см^3 и толщиной x , то поток на глубине x , дается формулой [44]:

$$I = I_0 e^{-N\sigma x} \quad (10)$$

Если имеется более одного нуклида, это может быть расширено как

$$I = I_0 e^{-(N_1\sigma_1x_1 + N_2\sigma_2x_2 + N_3\sigma_3x_3 + \dots)} \quad (11),$$

где σ - сечение взаимодействия частиц, N ядер-мишеней на см^2 , облученных пучком нейтронов.

поток нейтронов ϕ на расстоянии R по оси от бериллиевой мишени с радиусом r , при равномерном облучении дейтронами, то определяется следующим соотношением [45]:

$$\phi = \frac{N}{4\pi r^2} \ln \frac{R^2 + r^2}{R^2} \quad (12)$$

Проведение эксперимента

Для сравнения с фактическими значениями потока нейтронов эксперимент проводился с использованием алюминиевой и железной фольги для метода нейтронной активации.

В качестве мишени в этом эксперименте использовали диск Ве диаметром 5 см и толщиной 0,2 см. Мишень поместили в центр системы детектирования, перпендикулярно к входящему пучку дейтронов. Мы использовали 33 детектора, в качестве которых использовали алюминиевую пластину размерами 3,7 см x 0,75 см x 0,2 см, массой 2 г каждый. Детекторы были закреплены на внутренней кромке пластикового держателя диаметром 20 см с угловым шагом 10° и перекрывали 360° (см. Рис 2.2). Для прохода пучка дейтронов на мишень было сделано отверстие диаметром 3,7 см и на расстоянии 10 см от мишени. Один диск из алюминиевой фольги диаметром 5 см и толщиной 1 мм, массой 6 г был установлен непосредственно за бериллиевой мишенью массой. Четыре железные фольги, расположенные в задней половине этого круга при 115° , 155° , 205° и 245° градусах между пучком дейтронов и испускаемыми нейтронами, описанными в таблице 2.2 (см. Также рис 2.2).

Таблиц 2.2. Образцы железа, которые мы использовали в качестве нейтронных пороговых детекторов.

Образец железа	Размеры (мм x мм)	Толщина (мм)	Масса (г)	Угол положения (θ°)
Fe 1	20 x 20	1	3.15	115
Fe 2	20 x 20	1	3.15	155
Fe 3	20 x 20	1	3.15	205
Fe 4	20 x 20	1	3.15	245

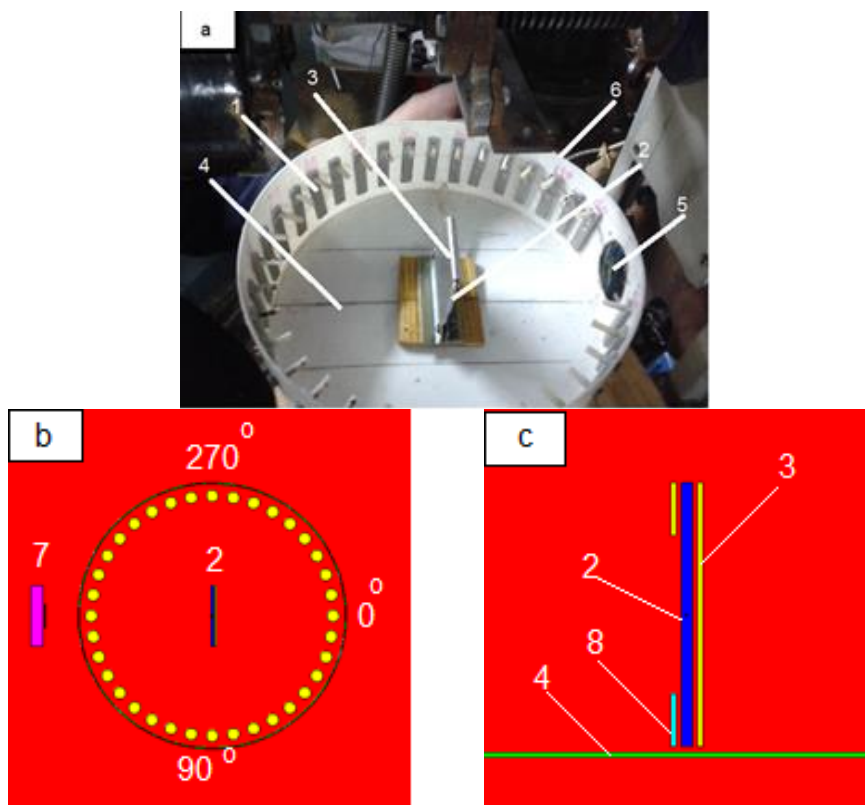


Рис 2.2. установка эксперимента: а; 1- Al-фольга, 2-бериллиевая мишень, 3 Al-диск толщиной 1 мм на противоположной облученной стороне бериллиевой мишени, 4- пластиковый держатель, 5- отверстие для входящего пучка дейтронов, 6-четыре железных фольги, закрепленных на внешней задняя сторона пластикового держателя, б и с; чертежи из кода MCNP5 для геометрии и элементов эксперимента, 7 - канал луча, с; прозрачный вид компонентов рядом с прицелом, держатель из 8 железа.

Регистрация нейтронов

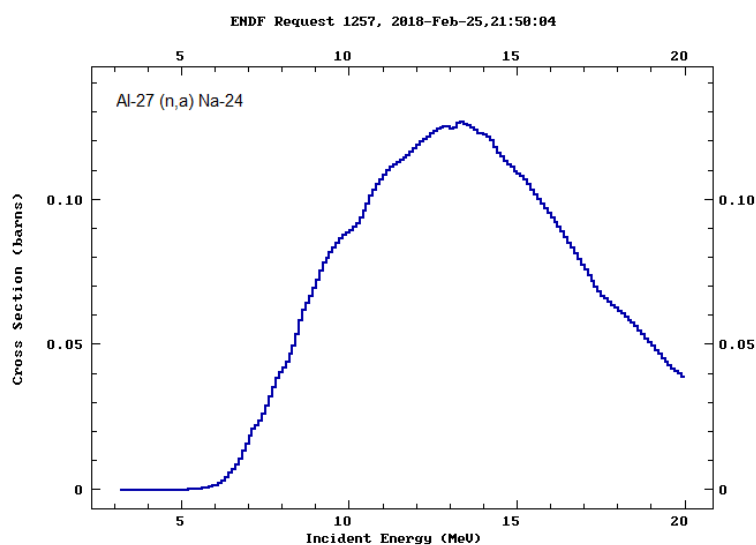
Мишень бериллия облучали ионами дейтронов с энергией 13,6 МэВ и током ~ 2 мкА в течение 30 минут. и размером пятна на мишени ~ 15 -20 мм. Под действием нейтронов в каждом образце возникали нуклиды Na^{24} ($T_{1/2} = 14,96$ ч) и Mn^{54} ($T_{1/2} = 312,3$ г), по реакциям $\text{Al}^{27}(n, \alpha)\text{Na}^{24}$ и $\text{Fe}^{54}(n, p)\text{Mn}^{54}$. Активность указанных нуклидов измеряли отдельно. Для каждого образца была измерена площадь под фото пиком фотонов с энергией 1369 кэВ (100%) для Na^{24} и 834,85 кэВ (99,976%) для Mn^{54} , и после выполнения всех стандартных поправок был рассчитан поток нейтронов для каждого углового положения. Полный поток нейтронов, измеренный алюминиевой пластиной,

установленной за бериллиевой мишенью, дал величину потока нейтронов, равную $(9.36 \pm 0.04) \times 10^7$ n / cm² сек.

Для анализа потоков быстрых нейтронов с использованием метода порогового детектора широко используются материалы, представленные в таблице 2.3.

Таблица 2.3. Мишени для метода пороговых детекторов.

Элемент	Тип реакции	Пороговая энергия реакции E _{eff} (МэВ)	сечение взаимодействия σ (б)	Период полураспада продукта	энергия гамма-лучей (кэВ)
Fe ⁵⁴	(n, p)	2	600	312 Г	835 (100%)
Al ²⁷	(n, p)	2	100	9,46 мин	1014 (30%) 844 (70%)
Al ²⁷	(n, α)	6	130	15 Ч	1370(100%) 2754 (100%)
Mg ²⁴	(n, p)	5	200	15 Ч	2754 (100%) 1368 (100%)
Nb ⁹³	(n, 2n)	9	1400	10,2 Г	934,5 (99%)
Co ⁵⁹	(n, 2n)	10,6	1000	70,8 Г	811 (99%)
Cu ⁶³	(n, 2n)	11	700	9,76 мин	511 (100 %)
Mn ⁵⁵	(n, 2n)	11,6	850	303 Г	835 (100%)
Ni ⁵⁸	(n, 2n)	12,6	80	36 Ч	1377 (86%) 511 (92%)
Cr ⁵⁰	(n,2n)	13,5	120	41,9 мин	511 (190%)



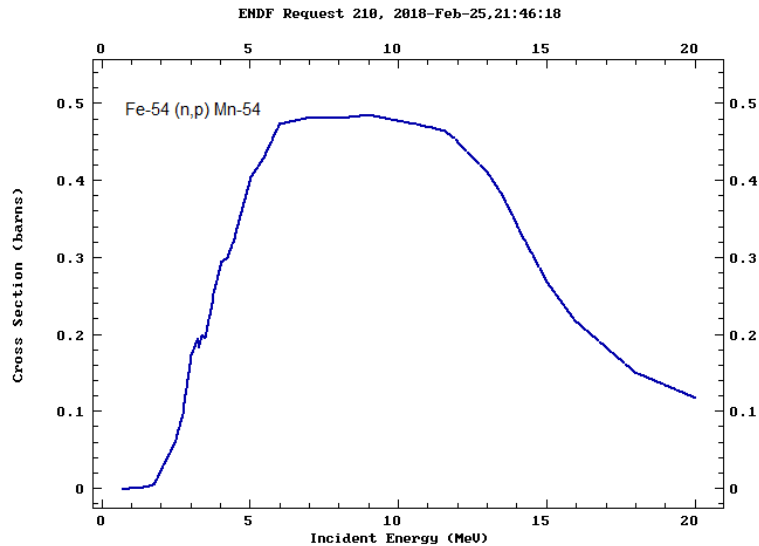


Рис 2.3. Сечения взаимодействия быстрых нейтронов в реакциях Al-27 (n, a) и Fe-54 (n, p) (взяты из базы данных ENDF).

Из кривых на рис 2.3 видно сечение взаимодействия для Fe⁵⁴ имеет порог около 2 МэВ и имеет максимальное значение, близкое к 0,5 барнам выше 6-7 МэВ энергии нейтронов. В то время для Al²⁷ сечение пренебрежимо мало для энергии нейтронов менее 6-7 МэВ и имеет максимальное значение около 0,12 барн для энергий выше 10 МэВ. Таким образом, как и ожидалось, мишени из Fe будут регистрировать низкоэнергетическую часть спектра нейтронов,, в то время как образцы из Al регистрировать нейтроны более высоких энергий выше 6 - 7 МэВ. Но с другой стороны, интенсивность гамма линии 834,85 кэВ Mn⁵⁴ очень низкая и слабый и, возможно, окажется близок к фоновому уровню и очень близок к энергетическому пику гамма 846,77 кэВ (100%), который возникает при взаимодействии Fe⁵⁶ (n, p) Mn⁵⁶ (T_{1/2} = 2,579 ч). Таким образом, для измерений потребуется много времени, детектор с высоким энергетическим разрешением и измерение необходимо проводить после выдержки не менее 10 ч, чтобы очень близкий пик 846,77 кэВ исчез.. Энергетический пик 1369 кэВ Na²⁴ уникален и очень ясно виден с самого начала.

Активность гамма-лучей из Na^{24} и Mn^{54} каждого облученного детектора из алюминия и железа измеряли детектором HPGe (GC1020) из высокоистотой коаксиального германия фирмы Канберра в течение 250 секунд для образцов Al и 4000 секунд для образцов железа. Были сделаны стандартные поправки, и был оценен поток нейтронов в каждом угловом положении.

Поток нейтронов рассчитывали с использованием уравнения:

$$\phi \text{ (n/cm}^2 \cdot \text{s)} = \frac{A}{\langle \sigma \rangle N(1 - e^{-\lambda t_{irr}}) e^{-\lambda t_c}} \quad (13)$$

Где A , λ , $\langle \sigma \rangle$, N , t_{irr} и t_c обозначают активность (Bq), константу распада (s^{-1}), эффективное сечение (cm^2), количество ядер-мишеней, время облучения и время охлаждения соответственно.

Активность A рассчитывали с использованием уравнения:

$$A = \frac{C}{\varepsilon_{eff} \varepsilon_G \varepsilon_{sa} \cdot I \cdot T} \quad (14)$$

Где C – площадь под пиком гамма-излучения с энергией E , ε_{eff} – эффективность регистрации детектором гамма кванта с энергией E и может быть получена путем калибровки по калибровочному источнику гамма излучения ^{152}Eu с известной активностью из каталога детектора HPGe (GC1020). ε_G является геометрическим фактором образца и детектора, ε_{sa} является коэффициентом самопоглощения гамма-излучения образца, I – интенсивность гамма-излучения (%), а T – время счета в секундах.

$$\varepsilon_G = \frac{\Omega}{4\pi} \quad \text{where} \quad \Omega = 2\pi(1 - \cos \theta) = 2\pi\left(1 - \frac{d}{\sqrt{d^2 + r^2}}\right) \quad (15)$$

где Ω телесный угол (sr), r – радиус поверхности детектора, d – расстояние между образцом и поверхностью детектора. Коэффициент

затухания гамма-излучения ε_{sa} можно получить из следующего уравнения:

$$\varepsilon_{sa} = C / C_0 = e^{-\mu \cdot t} \quad (16)$$

Где C_0 - счет под энергетическим пиком без процесса затухания, μ - линейный коэффициент затухания материала для энергетического пика E , t - толщина образца.

2.1.2. Расчет нейтронных энергетические спектров по программе Lise ++

Энергетический спектр нейтронов, полученный с помощью кода RACE 4 (LISE ++)^[41], представлен в таблице 2.4 и рис 2.4 а затем принят для моделирования MCNP5.

Результаты расчётов показали, что максимум спектра равен энергии нейтронов - 2,5 МэВ, а средняя энергия нейтронов - около 5,16 МэВ. Нейтроны с таким энергетическим спектром удобно регистрировать спомошью Al^{27} и Fe^{54} в качестве детекторов, как это видно из кривых поперечного сечения взаимодействия, приведенного на рис 2.3.

Таблица 2.4. Результаты моделирования энергетического спектра нейтронов реакции $Be^9(d, n)B^{10}$ для $E_d = 13,6$ МэВ и 0° излучения с помощью кода RACE 4

Энергия нейтронов (МэВ)	Относительная интенсивность (%)
0.5	0.0313
1.5	0.11
2.5	0.153
3.5	0.149
4.5	0.133
5.5	0.113
6.5	0.092
7.5	0.075
8.5	0.051
9.5	0.034
10.5	0.022
11.5	0.015

12.5	0.016
13.5	0.005
14.5	7E-4

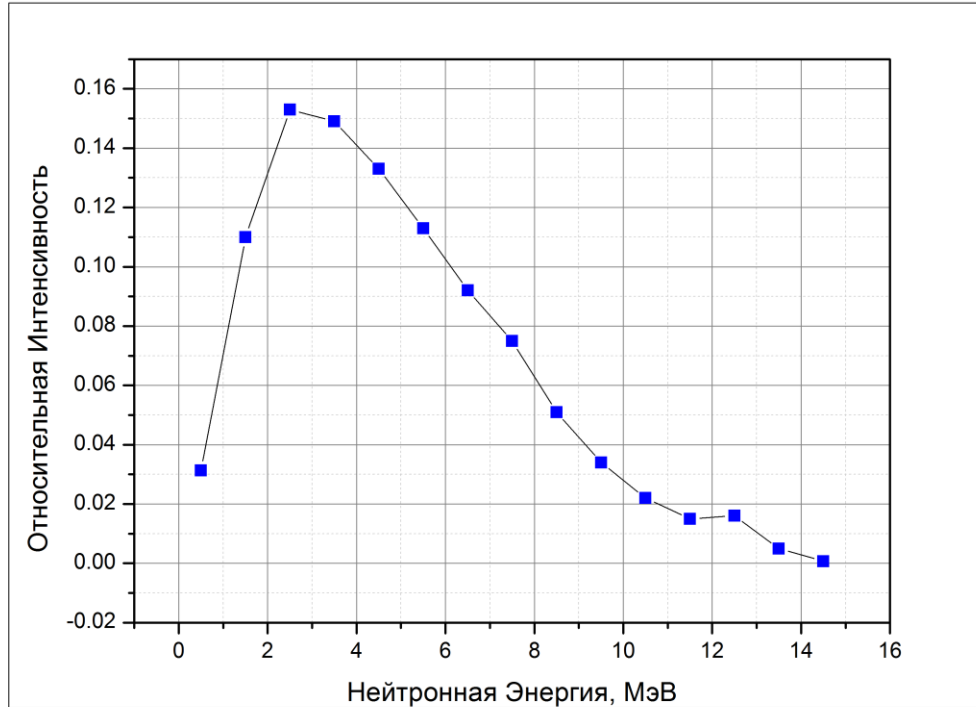


Рис 2.4. результаты моделирования кода PACE 4 энергетического спектра нейтронов реакции $Ve^9(d, n)V^{10}$ для $E_d = 13,6$ МэВ и угла вылета 0° .

2.1.3. Результаты моделирования с кодом MCNP

Предположения моделирования MCNP:

- 1- В качестве исходного энергетического спектра нейтронов для кода MCNP использовали спектр, созданный программой LISE ++,
- 2- Функция распределения энергии MCNP $f = -21$ Закон мощности: $p(x) = c|x|^a$ степенной закон: распределение $p(x)$ используется для описания углового распределения источников. Траектории раасчитывали исходя из предположения, что ионы дейтрона попадают в мишень и не останавливаются на внешней поверхности, но останавливаются на 0,1 см глубже, как это следует из расчета с помощью программы ION_windows.

3- В первом случае с одним источником были выполнены сотни расчетов для многих вариантов, в частности с разной угловой дисперсией входящих нейтронов. И во всех случаях все они не могли объяснить экспериментальные данные.

4- Во втором случае с двумя источниками было проведено много симуляций и всего лишь одно значение угла рассеяния пучка нейтронов, результаты которого оказались сравнимыми с экспериментальными данными: $\theta = 11,5$ градусов для источника № 1 на конец циклотронного канала и $88,9$ градуса для источника № 2, где диск бериллиевой мишени. Это означает, что ионы дейтрона сталкивались с некоторыми материалами внутри (или на конце) циклотронного канала и образовывали высокодисперсные нейтроны.

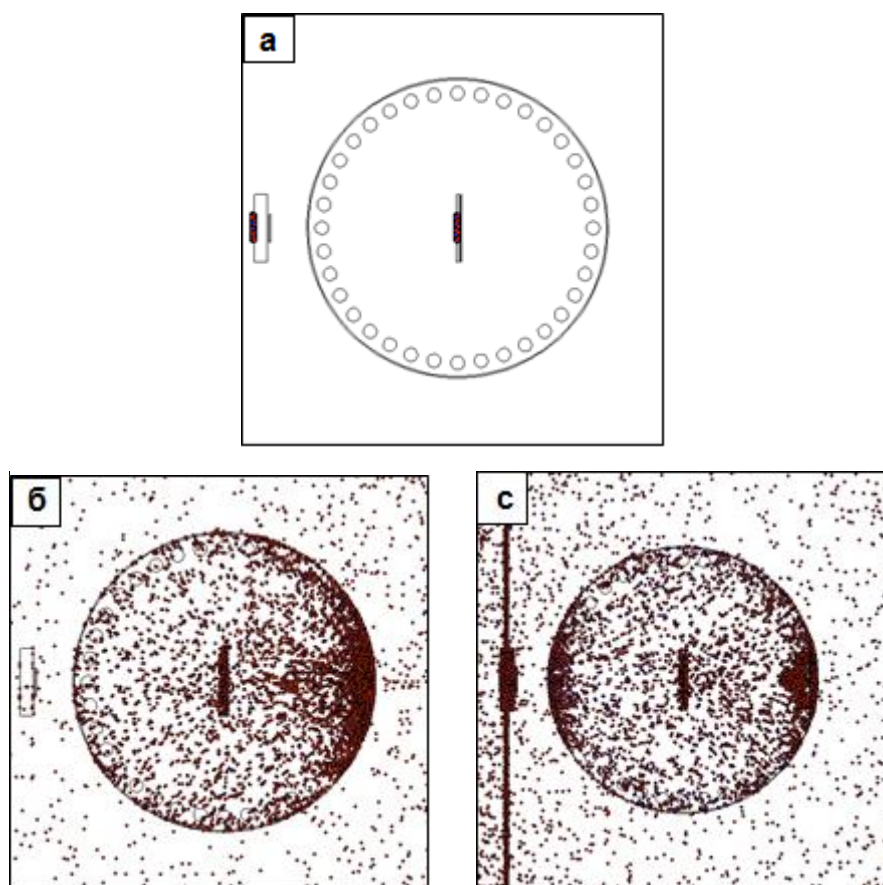


Рис 2.5. на этом рисунке показаны три окна моделирования нашей геометрии по коду MCNP5. (а) показывает геометрию наших детекторов (фольга Al), распределенных равномерно внутри круглого контейнера, охватывающего 360

градусов (подробности показаны на рис. 2.2). (б) результаты моделирования угловых распределений нейтронов, созданных одним источником (бериллиевая мишень в центре) влево и (с) двумя источниками, одна из которых является бериллиевой мишенью в центре, другая - слева в конце ионного канала с правой стороны. (Точки в (б) и (с) относятся к частицам нейтронов).

Результаты и обсуждение

Результаты экспериментального и MCNP-моделирования нейтронного углового распределения представлены в таблице 2.5 и показаны на рис 2.6, 2.7 и 2.8.

Таблица 2.5. Результаты экспериментального и MCNP моделирования.

Угол детектора θ (градусы)	Ехр. результаты с мишенью $\times 10^7$ (n / cm ² .s)	Абсолютная ошибка	Результаты MCNP с мишенью $\times 10^7$ (n / cm ² .s)	Ехр. Результаты без мишени $\times 10^7$ (n / cm ² .s)	Абсолютная ошибка	Поток нейтронов за вычетом фона $\times 10^7$ (n / cm ²)	Для железа, обнаруженного без мишени $\times 10^7$ (n / cm ²)	Абсолютная ошибка
0	6.79	0.086	6.79	3.5	0.1	3.29		
10	6.25	0.08	5.1	3.2	0.09	3.05		
20	5.2	0.08	4.69	2.6	0.082	2.6		
30	3.63	0.06	2.78	1.98	0.07	1.65		
40	2.67	0.06	2.38	1.49	0.06	1.18		
50	2.14	0.05	1.7	1.2	0.053	0.94		
60	1.85	0.05	1.5	1.09	0.05	0.76		
70	1.57	0.04	1.22	0.94	0.05	0.63		
80	1.41	0.04	1.19	0.91	0.05	0.5		
90	1.28	0.04	1.1	0.82	0.04	0.46	--	--
100	1.35	0.04	1.26	0.76	0.04	0.59	--	--
110	1.43	0.04	1.22	0.77	0.04	0.66	--	--
115	1.6	0.05	--	0.85	0.04	0.75	4.67	0.9
120	1.77	0.05	1.83	0.96	0.05	0.81	5.5	1.1
130	2.23	0.05	2.38	1.28	0.055	0.95	6.5	1.4
140	3.18	0.06	3.1	1.77	0.07	1.41	8	1.7
150	5.02	0.08	4	2.67	0.08	2.35	9.5	2
155	7	0.1	5	3.5	0.09	3.5	11.2	2.18
160	7.56	0.1	6	4.5	0.1	3.06	12	2.3
--	--	--	--	--	--	--	--	--
--	--	--	--	--	--	--	--	--
--	--	--	--	--	--	--	--	--
200	7.45	0.1	6.65	4.5	0.11	2.95	12	2.3
205	6.5	0.09	5	4	0.09	2.5	10.58	2.24
210	4.68	0.08	4.3	2.76	0.09	1.92	9.5	2
220	3.1	0.06	3.1	1.78	0.07	1.32	7.5	1.9
230	2.21	0.05	2.24	1.18	0.06	1.03	6.5	1.8
240	1.74	0.05	1.36	0.86	0.05	0.88	5	1.7
245	1.62	0.04	1.36	0.8	0.05	0.82	3.47	1.67

250	1.48	0.04	1.36	0.71	0.05	0.77	--	--
260	1.42	0.04	1.36	0.65	0.04	0.77	--	--
270	1.46	0.05	1.29	0.64	0.04	0.82	--	--
280	1.54	0.04	1.29	0.72	0.04	0.82		
290	1.74	0.05	1.22	0.8	0.05	0.94		
300	2.02	0.05	1.5	0.87	0.05	1.15		
310	2.49	0.06	1.7	1	0.06	1.49		
320	3.29	0.07	2.24	1.23	0.06	2.06		
330	4.69	0.08	2.72	1.47	0.07	3.22		
340	5.85	0.09	5	1.87	0.07	3.98		
350	6.39	0.09	5.43	2.5	0.08	3.89		

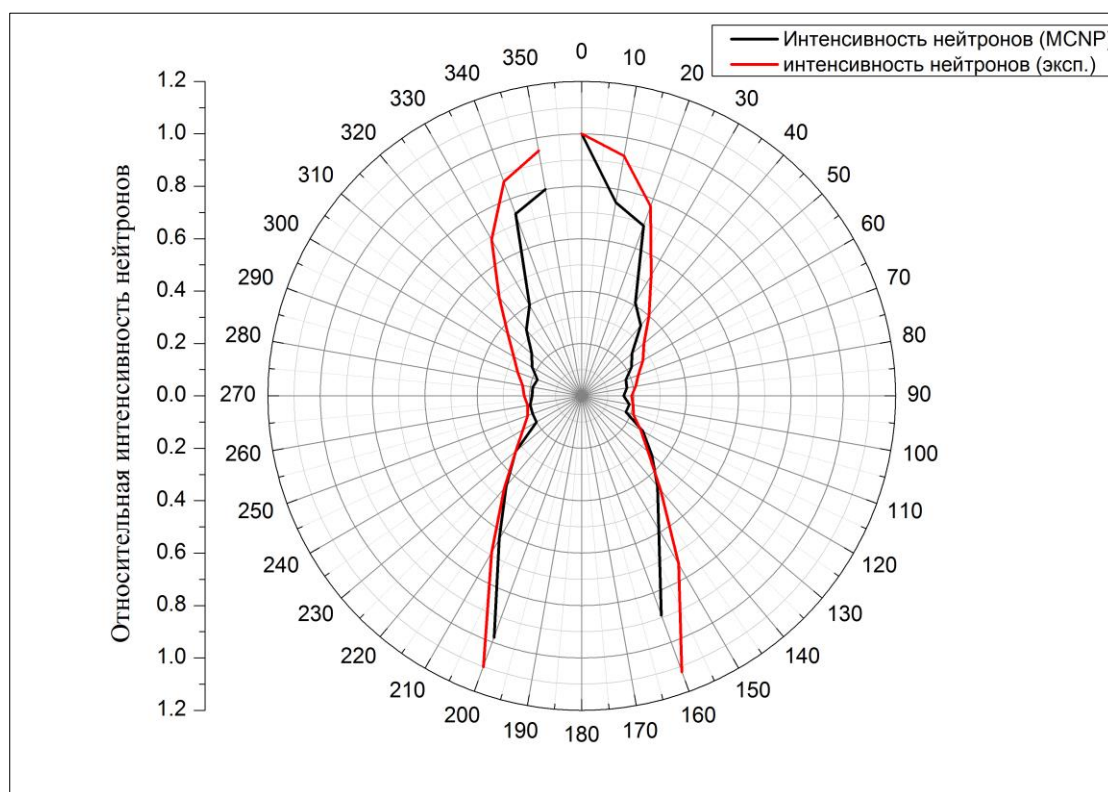


Рис 2.6. Угловое распределение интенсивности нейтронов (сравнение экспериментальных данных и моделирования MCNP).

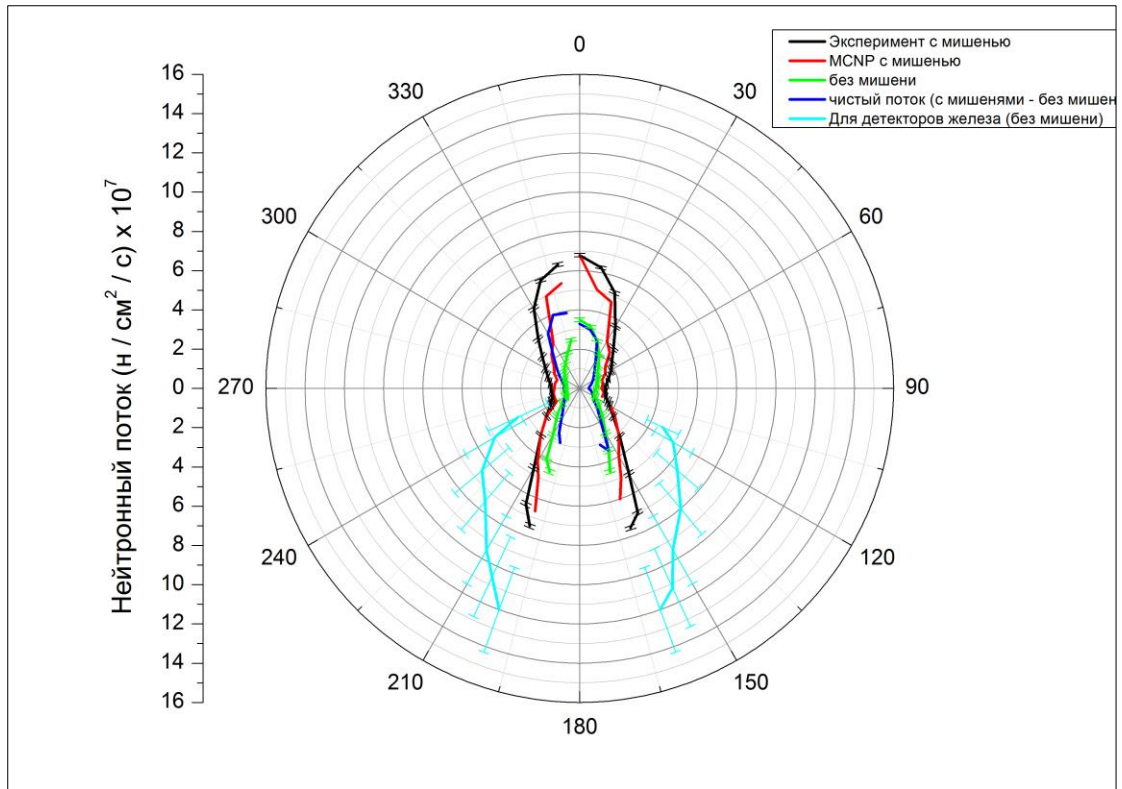


Рис 2.7. Угловые распределения нейтронов в полярных координатах, мишень Ве расположена в центре. Распределение, измеренное Fe детекторами под углом 115° , 155° , 205° и 245° с экстраполяцией. Результаты MCNP представлены здесь красной кривой.

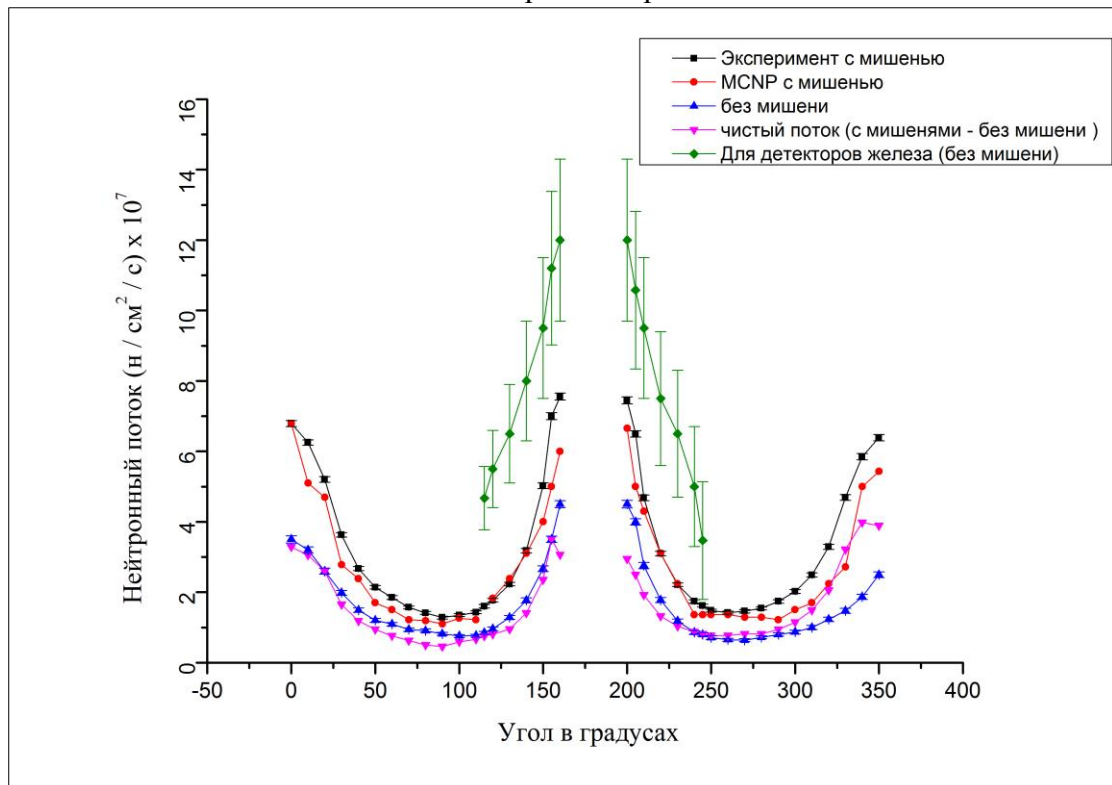


Рис 2.8. Угловое распределение нейтронов, представленное на рис 2.7.

Измерения распределения нейтронных потоков вокруг бериллиевой мишени, проводили для двух случаев: один с наличием бериллиевой мишени, а другой без бериллиевой мишени, для измерения фоновых нейтронов, возникающих из других источников.

Потоки нейтронов, измеренные пленками Fe, оказались больше, чем потоки, измеренные Al-фольгами, из-за различий порогов и поперечного сечения реакций, приведённых на рисунках 2.3 и 2.4.

На рис 2.6, приведено угловое распределение нейтронов, испускаемых бериллиевой мишенью, теоретически ожидаемое и экспериментальное.

На рисунках 2.7 и 2.8 представлено анизотропное распределение нейтронов, испускаемых мишенью Be, нейтронов фона и после вычитания фоновых нейтронов. Эти результаты согласуются с результатами, приведенными в работах [46, 47]. Фоновые нейтроны, как обсуждалось ранее, регистрировали, измеряя активность образцов Al и Fe безмишени Be. И результаты фоновых нейтронов оказались также анизотропными и не пренебрежимо малыми. Значения фоновых нейтронных потоков из экспериментов почти такие же, как чистые потоки после вычитания из фоновых нейтронов и равны примерно 4×10^7 н / см².

Пучок дейтронов не взаимодействовал с какой либо мишенью на своем пути и имел поперечный разрез (15-20 мм) меньше диаметров двух отверстий в задней и передней части пластикового держателя, чтобы позволить пучку дейтронов проходить через держатель без каких-либо взаимодействий.

Можно предположить, что источником возникновения этих нейтронов является образование их в реакциях между пучком дейтронов и воздухом (O₂, N₂ ... и т. д.), Из этих результатов следует, что распределение нейтронов вперед и назад почти идентично и имеет

хорошую симметрию. Этот результат можно объяснить теорией разрыва ядер дейтронов [48, 49].

На рис 2.5 с помощью кода MCNP5 рассчитывали распределение нейтронов для двух источников нейтронов: один источник - мишень Ве и другой - в на выходе из канала пучка дейтронов. Два источника в симуляции MCNP отличаются друг от друга углом расходимости испускаемых нейтронов. Значения дисперсии угла расходимости испускаемых нейтронов от мишени Ве были выбраны небольшими (11.5°), а для обратного источника большой ($88,9^\circ$), чтобы получить самые близкие значения потоков нейтронов по сравнению с измеренными.

2.2. Измерение и расчет нейтронных спектров, потоков и поглощенных доз для разных коллиматоров

Четыре различных поля облучения коллиматора использовались со съемными полиэтиленовыми коллиматорами, которые имеют разные поля облучения; 8.5×8.5 , 10.5×6 , 7×4.5 и $4.5 \times 4.5 \text{ cm}^2$. Геометрия материалов коллиматора и экранирование показаны на рисунке 2.9.

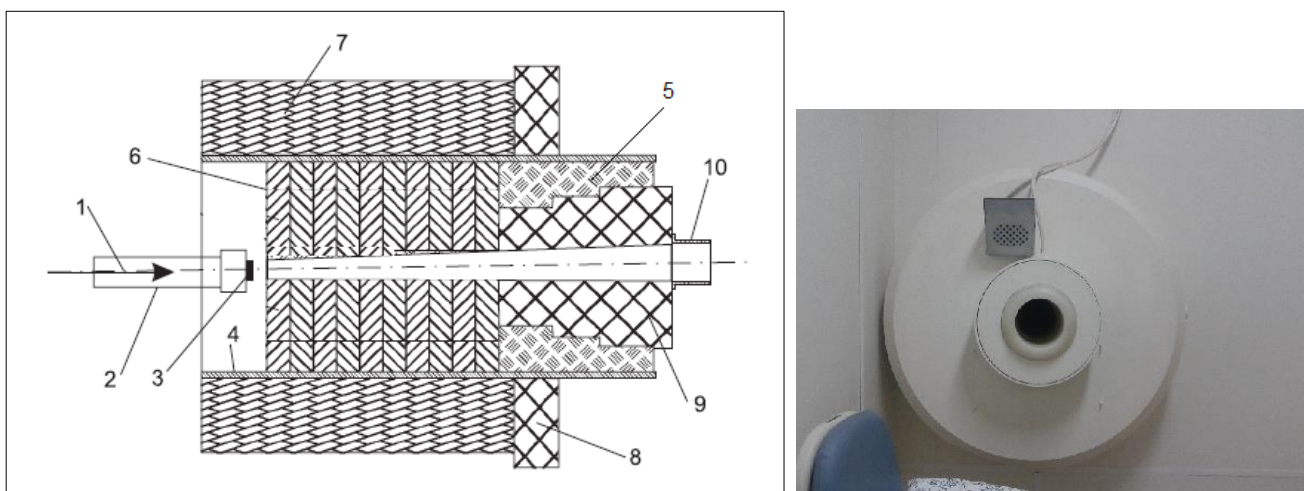


Рис 2.9. Коллиматор нейтронного пучка. 1 - пучок дейтронов; 2 - ионно-лучевой канал; 3 - быль целевым; 4 - железная труба; 5 - полиэтиленовый коллиматор; 6 - железные диски; 7 - бетонная стена; 8 - радиационная защита полиэтилена; 9 - съемный полиэтиленовый коллиматор; 10 - конус.

2.2.1. Экспериментальные методы и результаты

Экспериментальная установка

Для экспериментального определения нейтронного потока и дозы мы использовали металлические образцы из Al, Fe, Cu и Cd в качестве детекторов нейтронов. Al и Fe являются пороговыми детекторами, для активации реакции на которых нужны нейтроны с определенной энергией, как упоминалось ранее в таблице 2.3.

А детекторы из Cu и Cd работают методом активации гамма-излучения с помощью беспороговой реакции радиационного захвата нейтронов (n, γ).

Таблица 2.6. Стабильные ϵ изотопы Cd и его сечений тепловых нейтронов.

Стабильные изотопы Cd	Cd-106	Cd-108	Cd-110	Cd-111	Cd-112	Cd-114	Cd-116
Содержание в естественной смеси изотопов(%)	1.25	0.89	12.49	12.8	24.13	28.73	7.49
Поперечное сечение на тепловых нейтронах (б)	1	0.72	11	6.9	2.2	0.33	0.075

Эксперименты проводили для четырех размеров коллимации, и для каждого из них мы позиционировали перед полем коллимации четыре образца, центрированных с изоцентрической осью коллиматорной системы: образцы Fe, Al и Cd и два образца меди; один из которых был покрыт кадмием, толщиной 0,1 мм для поглощения тепловых нейтронов. Таким образом, этот медный образец внутри кадмиевой фольги, будет взаимодействовать только с эпитепмальной составляющей спектра нейтронов, поскольку он также не реагирует на быстрые нейтроны. В каждом эксперименте образцы, расположенные соответственно к лучу нейтронов, следуют следующим образом:

Cu, Cu (Cd), Al перед собой + Cd (один) + Fe (один)

Эти образцы имели следующие параметры:

Таблица 2.7. Характеристики металлической фольги, используемой в качестве нейтронных детекторов.

Размер коллиматора (см x см)	Образец	Масса (г)	Поверхность (см x см)	Толщина (мм)
8.5 x 8.5	Cu	0.866	2 x 2	0.25
	Cu(Cd)	0.891	2.1 x 2.1	0.25
	Cd	0.192	2.1 x 2.1	0.05
	Al	2.035	3.7 x 0.8	2.8
	Fe	24.838	$\pi (0.99)^2$	10.28
10.5 x 6	Cu	0.912	2.2 x 2.1	0.25
	Cu(Cd)	0.855	2.0 x 2.1	0.25
	Cd	0.197	2.2 x 2.2	0.05
	Al	2.044	3.7 x 0.8	2.8
	Fe	24.882	$\pi (0.997)^2$	10.24
7 x 4.5	Cu	0.862	2.1 x 2	0.25
	Cu(Cd)	0.889	2.1 x 2.1	0.25
	Cd	0.157	2.1 x 2.1	0.05
	Al	2.051	3.7 x 0.8	2.8
	Fe	24.887	$\pi (1.05)^2$	10.28
4.5 x 4.5	Cu	0.441	1.1 x 1.1	0.5
	Cu(Cd)	0.439	1.1 x 1.1	0.5
	Cd	0.073	1.1 x 1.1	0.06
	Al	2.022	3.7 x 0.8	2.8
	Fe	24.923	$\pi (1.05)^2$	10.22



Рис 2.10. Коллиматор и схема расположения образцов (справа) и съемные полиэтиленовые коллиматоры разных размеров (слева).

Регистрация нейтронов

Мишень бериллия облучалась ионами дейтрона 13,6 МэВ в течение 30 минут пучком дейтронов с током ~ 45 мкА и размером пятна ~ 15 -20 мм. Энергетический спектр нейтронов, полученный кодом RACE 4 (LISE ++), приведен на рис 2.4. Этот спектр имеет максимальную интенсивность нейтронов при энергии 2,5 МэВ, а средняя энергия нейтронов составляет около 5,16 МэВ, что удобно для использования Al^{27} и Fe^{54} в качестве детекторов для этого диапазона энергии нейтронов, как видно на на кривых поперечного сечения взаимодействия на рис 2.3.

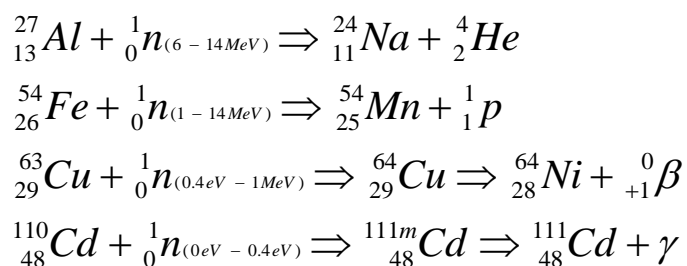
Под действием нейтронов в каждом образце из Al возникал Na^{24} ($T_{1/2} = 14,96$ ч) по реакции $Al^{27}(n, \alpha)$ (0,12 б) и в образце из Fe Mn^{54} ($T_{1/2} = 312,3$ г), по $Fe^{54}(n, p)$ (0,6 барн).

Энергия испускаемых фотонов составляла 1369 кэВ (100%) для Na^{24} и 834,85 кэВ (99,976%) для Mn^{54} . Для регистрации эпitherмальных нейтронов (от 0,4 эВ до 1 МэВ) использовали медную фольгу, в которой протекала реакция $Cu^{63}(n, \gamma)Cu^{64}$ ($\sigma = 4,5$ барн, $T_{1/2} = 12,7$ ч), и регистрировали гамма-излучения, излучаемые β^+ -аннигиляцией с

энергией 511 кэВ (34,8%). Кадмиевая фольга использовалась для регистрации тепловых нейтронов по реакции $Cd^{110}(n, \gamma)Cd^{111}$ ($\sigma = 11$ барн, $T_{1/2} = 48,5$ м), в результате которой получают гамма-лучи 245,4 кэВ (94%) и 150,8 кэВ (29,1%) (см. Рис 2.11).

Площадь под фотопиками определяли для каждого образца и после выполнения всех стандартных поправок рассчитывали спектры нейтронов и потоки для каждого коллиматора. Мы измерили гамма-излучение 511 кэВ, полученное по реакции ${}_{29}Cu^{64}(n, \beta^+){}_{28}Ni^{64}$ вместо 1345,8 кэВ, испускаемого непосредственно из $Cu^{63}(n, \gamma)Cu^{64}$, из-за того, что интенсивность этой линии очень низкая (0,473%), что практически трудно обнаружить. Кроме того, для наших измерений мы использовали изотоп Cd^{110} , поскольку он имеет наибольшее сечение тепловых нейтронов (11 б), несмотря на то, что изотоп Cd^{113} имеет сечение около 20600 б, но он имеет очень низкую активность из-за огромного периода полураспада ($7,7 \times 10^{15}$ года).

Таким образом мы использовали следующие реакции:



Нейтронный поток, испускаемый бериллиевой мишенью, был измерен пленками Al и Fe, дал значение, равное $5,3 \times 10^9$ н/см² сек (или $2,3 \times 10^{10}$ н.с⁻¹μC⁻¹) для тока пучка дейтрона, равного 45 μА, которые согласуются с данными на рисунке 1.5.

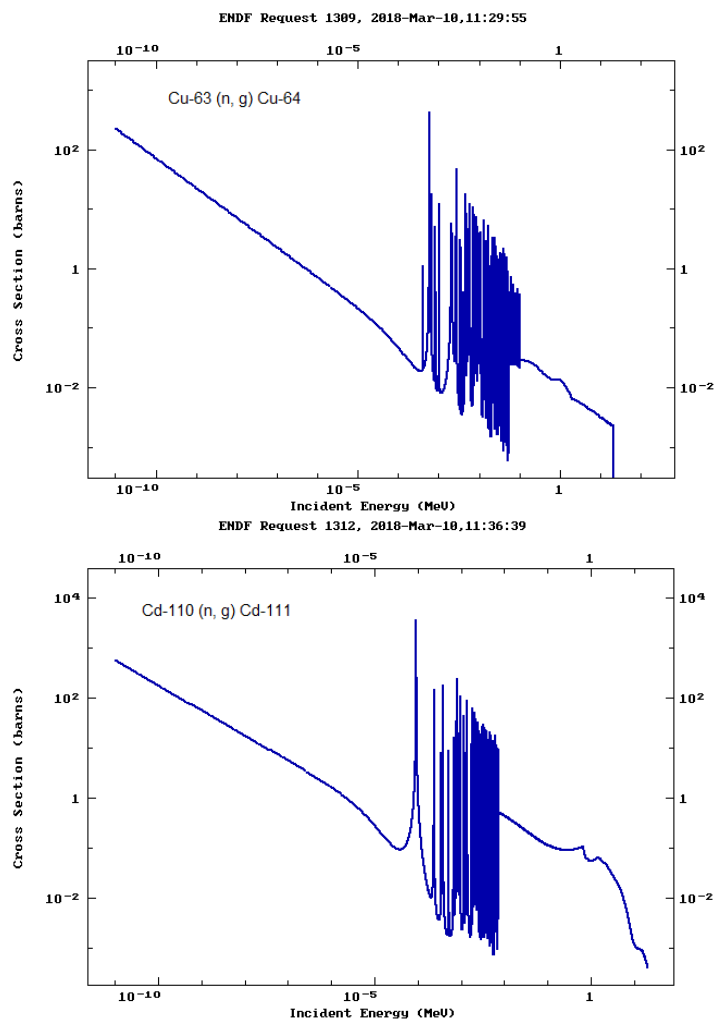


Рис 2.11. Сечения взаимодействия нейтронов $\text{Cu}^{63}(n, \gamma)$ и $\text{Cd}^{110}(n, \gamma)$. Из базы данных ENDF на веб-сайте МАГАТЭ.

Активность радионуклидов измеряли детектором из высокосистого коаксиального германия HPGe (GC1020) в течение 250 секунд для образцов Al, Cu и Cd и 4000 секунд для образцов Fe. Были сделаны стандартные поправки и был оценен поток нейтронов на каждом коллиматоре. Расчетные значения, полученные с использованием уравнений 13, 14, 15 и 16.

Результаты и обсуждения

Результаты, полученные из экспериментов и симуляции MCNP для потоков нейтронов в разных энергетических диапазонах нейтронов и поглощенных нейтронами дозах, были представлены в таблицах 2.8 и 2.10. Эти результаты были сопоставлены с результатами, полученными кодом PACE 4, на рисунках 2.12 и 2.13.

Таблица 2.8. Экспериментальные и MCNP-результаты нейтронных потоков, измеренных методом нейтронной активации образцов Fe, Al, Cu и Cd для различных полей облучения коллиматора для тока пучка дейтронов ~ 45 мкА.

Образец детектора нейтронов	коллиматор (см x см)	Экспериментальный нейтронный поток (Ошибка %) (н / см ² с) x 10 ⁷	Нейтронный поток по коду MCNP (Ошибка <5%) (н / см ² с) x 10 ⁷
Для образцов железа, которые регистрируют нейтроны с энергией от 1 МэВ до 14 МэВ (быстрые нейтроны)			
Fe 1	8.5 x 8.5	12.54 (13 %)	11.55
Fe 2	10.5 x 6	12.09 (16 %)	11.40
Fe 3	7 x 4.5	12.27 (19 %)	10.35
Fe 4	4.5 x 4.5	11.72 (20 %)	9.53
Для образцов алюминия, которые регистрируют Нейтроны с энергией от 6 МэВ до 14 МэВ (быстрые нейтроны)			
Al 1	8.5 x 8.5	3.08 (3.5 %)	4.35
Al 2	10.5 x 6	3.20 (3.8 %)	4.35
Al 3	7 x 4.5	3.23 (3.9 %)	4.05
Al 4	4.5 x 4.5	3.25 (4.1 %)	4.13
Для образцов меди, которые регистрируют нейтроны с энергией от 0,4 эВ до 1 МэВ (эпитепловые нейтроны)			
Cu 1	8.5 x 8.5	1.26 (2.2 %)	2.63
Cu 2	10.5 x 6	1.10 (2 %)	2.18
Cu 3	7 x 4.5	0.64 (2.7 %)	1.35
Cu 4	4.5 x 4.5	0.34 (5.6 %)	0.83
Для образцов меди (покрытых кадмием 0,1 мм), которые регистрируют нейтроны с энергией от 0,4 эВ до 1 МэВ (эпитепловые нейтроны)			
Cu 1	8.5 x 8.5	0.60 (3.2 %)	-
Cu 2	10.5 x 6	0.58 (2.9 %)	-
Cu 3	7 x 4.5	0.20 (4.7 %)	-
Cu 4	4.5 x 4.5	0.22 (7 %)	-
Для образцов кадмия регистрируют нейтроны с энергией от 0 эВ до 0,4 эВ (тепловые нейтроны)			
Cd 1	8.5 x 8.5	1.32 (1.4 %)	0.86
Cd 2	10.5 x 6	1.38 (1.4 %)	0.75
Cd 3	7 x 4.5	1.28 (1.9 %)	0.36
Cd 4	4.5 x 4.5	1.54 (2.6 %)	0.18

Из таблицы 2.8 и рисунка 2.12 видно, что Fe детектор подходит для быстрых нейтронов с энергией от 1 МэВ до 14 МэВ (при $E_d = 13,6$ МэВ), Al детектор - подходит для быстрых нейтронов в области 6 МэВ до 14 МэВ. А Cu в Cd фольге и Cd пригодны в качестве детекторов для областей надтепловых и тепловых нейтронов соответственно.

В результате мы можем заметить, что поток нейтронов в энергетической области от 1 до 6 МэВ является наиболее интенсивной составляющей полного потока нейтронов и дает в примерно в 3 раза больший поток нейтронов чем в области от 6 до 14 МэВ. Эти результаты согласуются с предсказанными и рассчитанными с помощью кодов PACE4 и MCNP, где средняя энергия нейтронов составляет 5,2 МэВ и максимум при энергии около 2,5 МэВ, как показано на рис 2.4, 2.12 и 2.13.

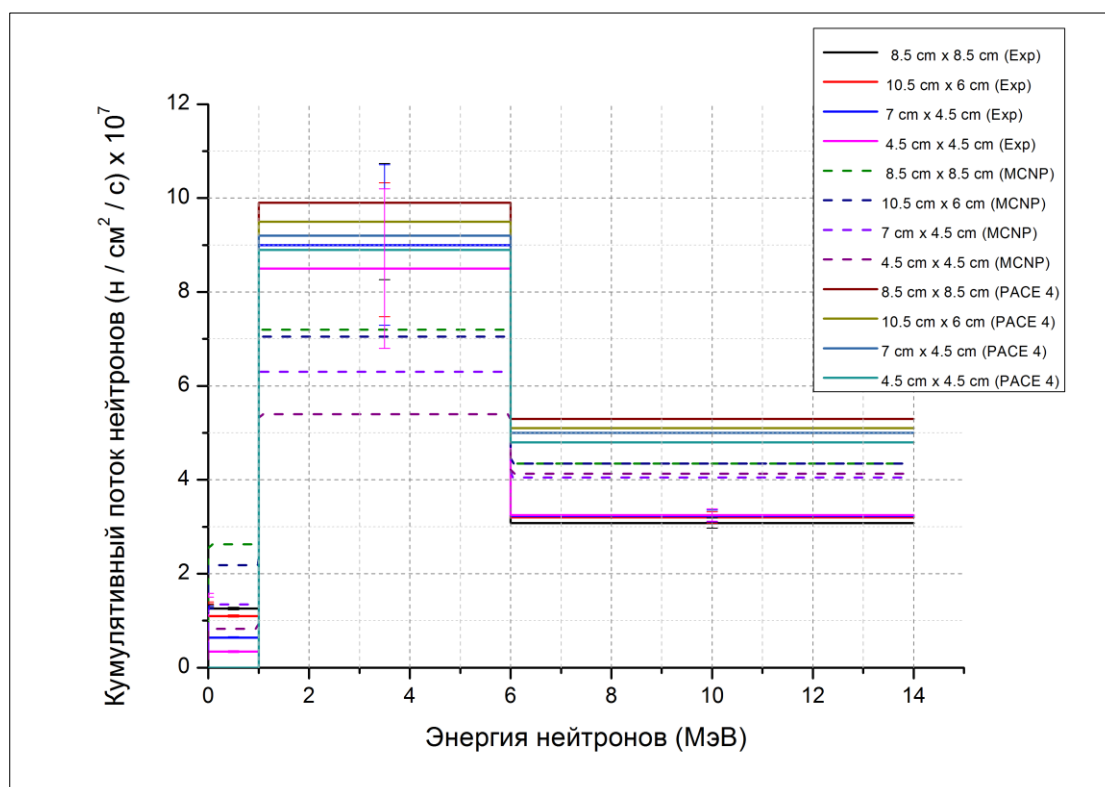


Рис 2.12. Кумулятивные потоки нейтронов в разных энергетических областях нейтронов для различных полей коллимации для пучка дейтронов с током

~ 45 мкА. На этом рисунке представлены данные, полученные экспериментально (с ошибками) и рассчитанные с помощью кодов MCNP5 и PACE 4.

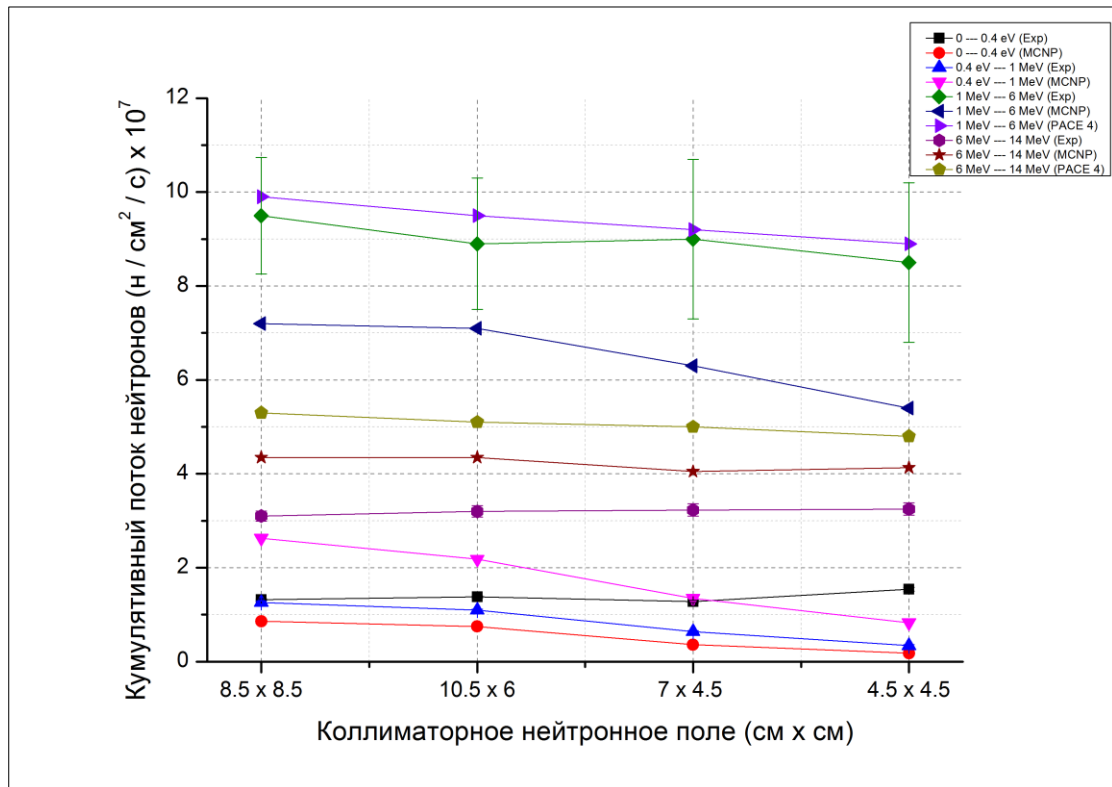


Рис 2.13. Кумулятивные потоки нейтронов для различных полей коллимационного облучения и областей энергии нейтронов с экспериментальными результатами MCNP и PACE 4.

Расчет эквивалентной дозы для человеческого тела

Для быстрых нейтронов в случае первого столкновения средняя поглощенная мощность дозы в Гр / с, от нейтронов, средние энергии которых E_n , может быть рассчитана по [50]:

$$D_{(Gy/s)} = \frac{\phi E_n \sum_i N_i \sigma_i f_i}{1 \frac{J}{Kg} / Gy} \quad (17)$$

Где, E_n (Джоуль) - средняя энергия нейтрона, ϕ (нейтроны на $см^2$ в секунду) - поток нейтронов энергии E_n , N_i - число атомов на килограмм i -го элемента, σ_i - сечение рассеяния i -го элемента для нейтронов с энергией E в $см^2$, а f_i - средняя доля энергии, передаваемая от

нейтронов на рассеянный атом i -го элемента во время столкновения. Средняя доля энергии, f_i , переносимая от нейтрона к рассеянному элементу атома i при упругом столкновении, дается как в [51, 52]

$$f_i = \frac{4M_i m_n}{(M_i + m_n)^2} \quad (18)$$

Где, M_i и m_n - массы ядра i -го элемента и нейтрона, соответственно. Число атомов i -го элемента N_i на килограмм определяется следующим образом:

$$N_i = \frac{\text{percentage of mass of element } i}{100} N_a \quad (19)$$

(надо ещё поделить на среднюю атомную массу - A)

Где N_a - число Авогадро, равное 6.022×10^{26} Киломоль⁻¹. Рассчитанная средняя поглощенная доза по формуле (17) будет использоваться для оценки эквивалентной дозы. Эквивалентная доза, $H_{T, R}$, в ткани или органе T из-за излучения R , дается выражением

$$H_T = \sum_R W_R D_{R,T} \quad (20)$$

Где $D_{T, R}$ - средняя поглощенная доза от излучения R в ткани T , а W_R - коэффициент взвешивания излучения для излучения R (падающий на тело в случае внешнего воздействия). Поскольку W_R безразмерна, сумма выполняется по всем типам используемых излучений [53] для облучения нейтронов, а уравнение (20);

$$H_T = W_R D_R \quad (21)$$

Где W_R - весовой коэффициент излучения для нейтронов, который приведен в публикации ICRP № 103 [54].

$$W_R = 5.0 + 17.0 e^{-\frac{(\ln(2E_n))^2}{6}} \quad \text{for } 1 \text{ MeV} \leq E_n \leq 50 \text{ MeV} \quad (22)$$

Когда средняя энергия нейтрона E_n равна 5,2 МэВ, тогда весовой коэффициент излучения W_R равен 12. Для любого типа излучения

эффективная доза E может быть рассчитана, как в [53], следующим уравнением:

$$E = \sum_T W_T \sum_R W_R D_{R,T} \quad (23)$$

Там, где W_T является коэффициентом эффективности воздействия излучения R для ткани, T . Сумма выполняется по всем органам и тканям человеческого тела [53]. Если ткани человеческого тела имеют одинаковые элементарные композиции, следовательно, для всего тела, $\sum_T W_T = 1$, так что уравнения (21) и (23) равны для всех типов облучения ко всем тканям и органам. Следовательно, эффективная доза равна эквивалентной дозе.

Таблица 2.9. Сечение упругого рассеяния, атомные массы, процент элементарного состава в организме человека и средняя энергия фракции для элементарного состава человеческого тела (ткани) [55, 56, 57, 58].

Chemical element (symbol)	Percentage from the total body mass	Atomic mass (M_i)	Mean fraction energy, f_i	N (atom/kg)	$\sigma_{4.5 \text{ MeV}}$
Oxygen (O)	65	15.9994	0.1116	2.45E+25	1.30E-24
Carbon (C)	18.5	12.0112	0.1429	9.28E+24	1.67E-24
Hydrogen (H)	9.5	1.0080	0.5000	5.68E+25	1.74E-24
Nitrogen (N)	3.2	14.0067	0.1253	1.38E+24	1.26E-24
Calcium (Ca)	1.5	40.0800	0.0479	2.25E+23	2.16E-24
Phosphorus (P)	1	30.9738	0.0611	1.94E+23	1.90E-24
Potassium (K)	0.4	39.1020	0.0490	6.16E+22	2.69E-24
Sulfur (S)	0.3	32.0640	0.0591	5.63E+22	1.97E-24
Sodium (Na)	0.2	22.9898	0.0805	5.24E+22	8.19E-25
Chlorine (Cl)	0.2	35.4530	0.0538	3.40E+22	2.10E-24
Magnesium (Mg)	0.1	24.3120	0.0765	2.48E+22	7.80E-25
Iron (Fe)	0.005	55.8470	0.0349	5.39E+20	2.35E-24
Trace elements*	0.095				

* The trace elements are present in small amount which contain 14 elements (aluminum (Al), boron (B), chromium (Cr), cobalt (Co), copper (Cu), fluorine (F), iodine (I), manganese (Mn), molybdenum (Mo), selenium (Se), silicon (Si), tin (Sn), vanadium (V), and zinc (Zn)).

Таблица 2.10. Экспериментальные результаты по мощности поглощенной дозы нейтронов, рассчитанной по формуле 17 и результаты MCNP поглощенных нейтронами доз на расстоянии 1 м от источника для различных полей облучения коллиматора для пучка дейтрона тока ~ 45 мкА. $\dot{D} = 0.000124 E_d^{2.99}$

Ехр.	Нейтронные поглощенные дозы в Гр / мин на расстоянии 1 м от источника			
	8.5 x 8.5 см ²	10.5 x 6 см ²	7 x 4.5 см ²	4.5 x 4.5 см ²
результаты и уравнение 17	0.225 ± 0.029	0.216 ± 0.035	0.21 ± 0.04	0.20 ± 0.04
Результаты MCNP	0.225	0.217	0.191	0.17

Мощность поглощенной дозы зависит от поля (размера) коллимационного облучения. Как показано в таблице 2.10, экспериментальные значения и значения MCNP почти равны для большого размера коллиматора и начинают различаться для меньших. Поглощенная мощность дозы уменьшается на 10% между коллиматорами 8,5 x 8,5 см² и 4,5 x 4,5 см² в результате экспериментов и уменьшается на 25%, как рассчитывается по коду MCNP. Этот результат можно объяснить тем что поток нейтронов, рассчитанный по MCNP, экспериментально измерен в области энергий между 1 МэВ и 6 МэВ (с учетом больших ошибок для некоторых экспериментальных результатов около 20%). как показано на рис 2.12 и 2.13, Мощность поглощенной дозы нейтронов, испускаемых реакцией ⁹Be(d, n) на расстоянии 1,25 м от источника, может быть рассчитана с использованием уравнения: $\dot{D} = 0.000124 E_d^{2.99}$ [59, 60], где E_d - энергия дейтрона в МэВ и \dot{D} находится в рад. мА⁻¹. мин⁻¹. Для энергии дейтрона $E_d = 13,6$ МэВ и тока 45 мкА это уравнение дает значение 0.215 Гр/мин на расстоянии 1 м от источника, который почти совпадает с нашими результатами.

2.2.2. Результаты моделирования MCNP спектров нейтронов и гамма-лучей и поглощенных доз для разных коллиматоров

На рисунках 2.14 и 2.15 показаны результаты моделирования, полученные кодом MCNP для спектра нейтронов и гамма-лучей для различных размеров коллимации для тока дейтрона 45 мкА на конце коллиматора (на расстоянии 1 м от источника). И из них можно сделать вывод, что большинство спектров нейтронов находится в диапазоне энергий 2 МэВ до 8 МэВ, как это было подтверждено экспериментально ранее на рисунках 2.12 и 2.13. Из спектра гамма-излучения можно найти много пиков энергии (около 0,4; 1; 2,2; 1,4; 7,8 МэВ), связанный с выбросами фотонов из-за поглощения нейтронов материалами коллиматора. Ядра водорода в полиэтилене испускают гамма-излучение с энергией 2,2 МэВ после поглощения тепловых нейтронов. Железо испускает гамма-лучи высокой энергии 7,6 МэВ при поглощении тепловых нейтронов и испускает фотоны с энергией 1,2 МэВ при поглощении быстрых нейтронов.

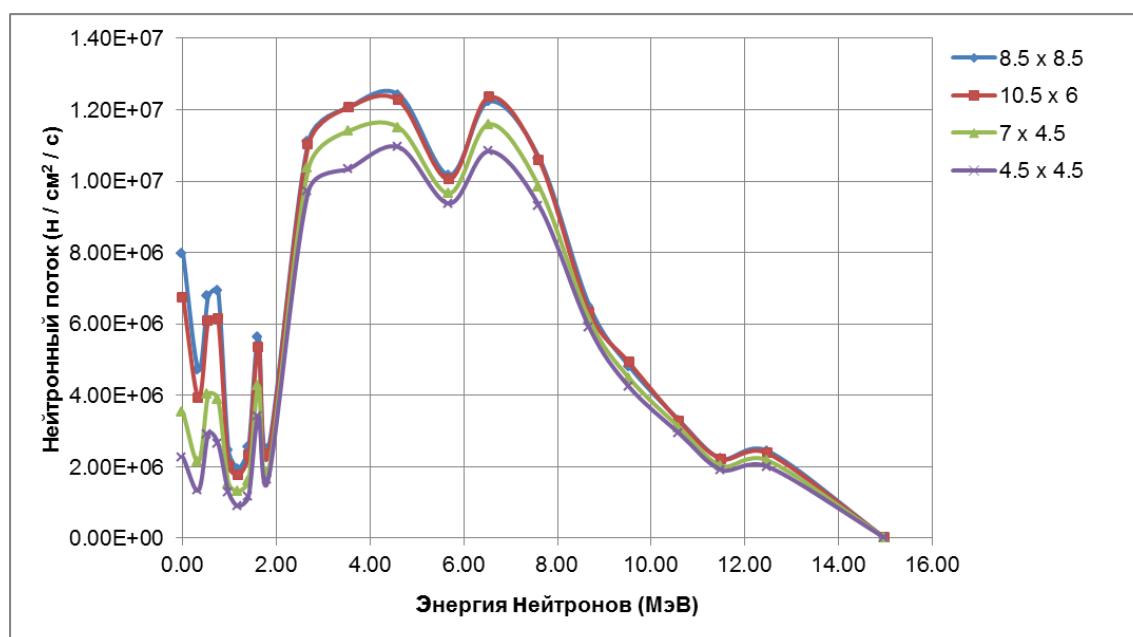


Рис 2.14. Энергетический спектр нейтронов для четырех различных размеров коллиматора съемного полиэтилена: 8.5 x 8.5, 10.5 x 6, 7 x 4.5 и 4.5 x 4.5 см².

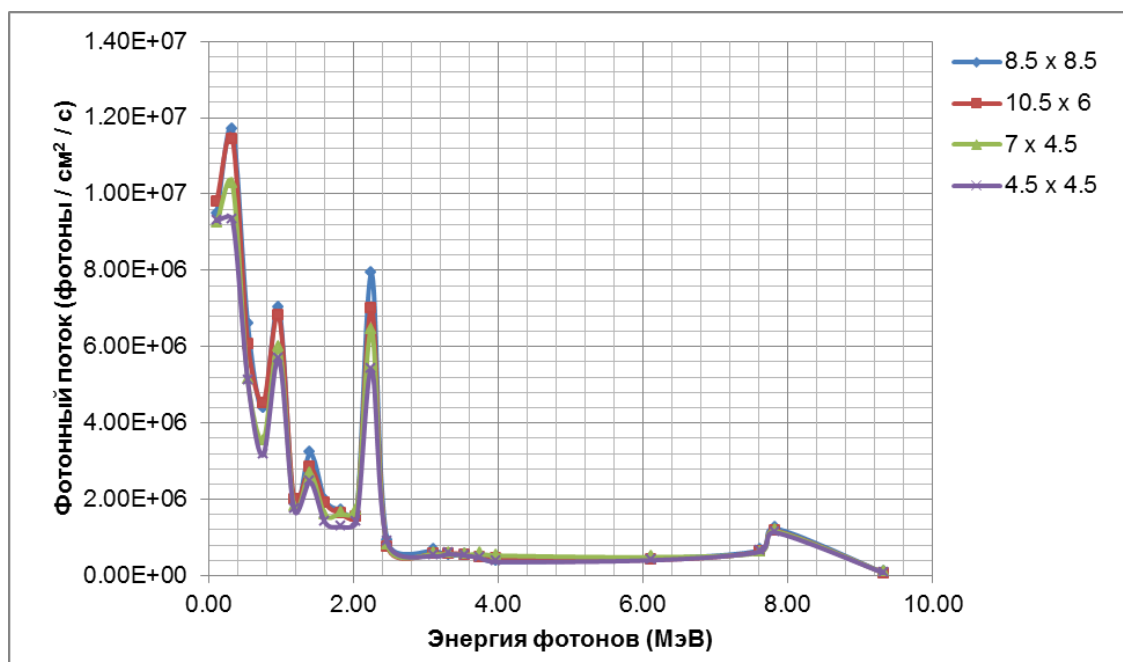


Рис 2.15. Энергетический спектр фотонов для четырех различных размеров коллиматора съемного полиэтилена: 8.5 x 8.5, 10.5 x 6, 7 x 4.5 и 4.5 x 4.5 cm².

Полные потоки нейтронов и гамма-лучей суммированы в таблице 2.11.

Мы можем заметить, что поток гамма-лучей для каждого коллиматора примерно равен около половины нейтронного потока для одного и того же коллиматора. Принимая во внимание, что из таблицы 2.12 можно обнаружить, что мощность поглощенной дозы от гамма-лучей примерно в 10 раз меньше, чем дозы поглощающих нейтронов для одного и того же коллиматора. Для расчета мощности поглощающей дозы с помощью кода MCNP использовались коэффициенты конверсии флуктуации в дозах для таблиц нейтронов и фотонов в ICRP 74.

Таблица 2.11. Полные потоки нейтронов и фотонов, полученные кодом MCNP для тока дейтрона 45 мкА на конце коллиматора (на расстоянии 1 м от источника).

	Размер коллиматора (см x см)			
	8.5 x 8.5	10.5 x 6	7 x 4.5	4.5 x 4.5
нейтрон полный поток (x 10 ⁸ н / см ² .с)	1.55 ± 0.016	1.45 ± 0.01	1.21 ± 0.01	1.07 ± 0.01
фотонов полный поток (x 10 ⁸ р / см ² .с)	0.68 ± 0.01	0.66 ± 0.01	0.60 ± 0.01	0.56 ± 0.01

Таблица 2.12. Мощность поглощенной дозы от нейтронов и от гамма-луча, полученные кодом MCNP для тока дейтрона 45 мкА на конце коллиматора (на расстоянии 1 м от источника).

	Размер коллиматора (см x см)			
	8.5 x 8.5	10.5 x 6	7 x 4.5	4.5 x 4.5
Нейтронная доза (сGy / мин)	22.65 ± 0.2	21.87 ± 0.2	18.95 ± 0.2	16.95 ± 0.2
Доза гамма-луча (сGy / мин)	2.25 ± 0.02	2.21 ± 0.02	2.02 ± 0.02	1.91 ± 0.02

2.3. Результаты MCNP моделирования потоков и мощности дозы от нейтронного и гамма-излучения вокруг коллиматора

Коллимационная система является защитной системой в то же время, когда ее материалы могут защищать и поглощать нейтроны и индуцированные гамма-лучи. Качество экранирования зависит от типа используемых материалов и его толщины, а также расположение этих материалов. В изученном коллиматоре первый материал на входе в коллиматор - это металл железа, чтобы обеспечить затухание быстрых нейтронов путем неупругого рассеяния нейтронов входящих в коллиматор. Железо является подходящим материалом для замедления быстрых нейтронов и экономически лучше других материалов. Кроме того, в коллиматоре используется полиэтилен для быстрого затухания нейтронов из-за наличия ядер водорода, которые могут замедлять быстрые нейтроны в результате упругих столкновений, а затем поглощать их, давая гамма-лучи 2,2 МэВ, которые должны быть экранированы материалами с высоким Z , такими как металл свинца и бетон высокой плотности (см. Рис 2.16).

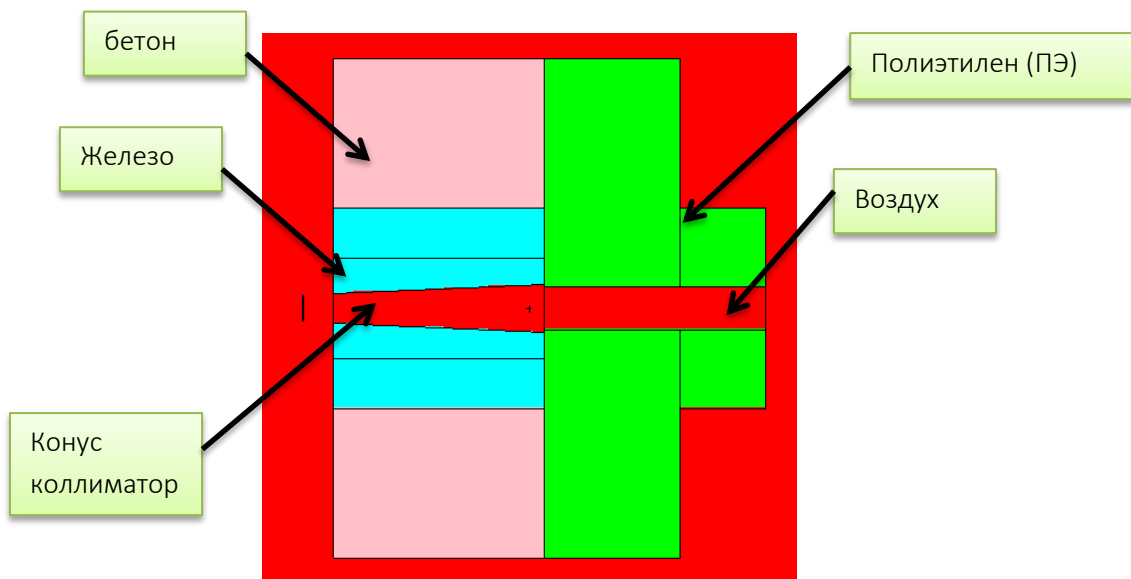


Рис 2.16. Защитные материалы и геометрия коллимационной системы.

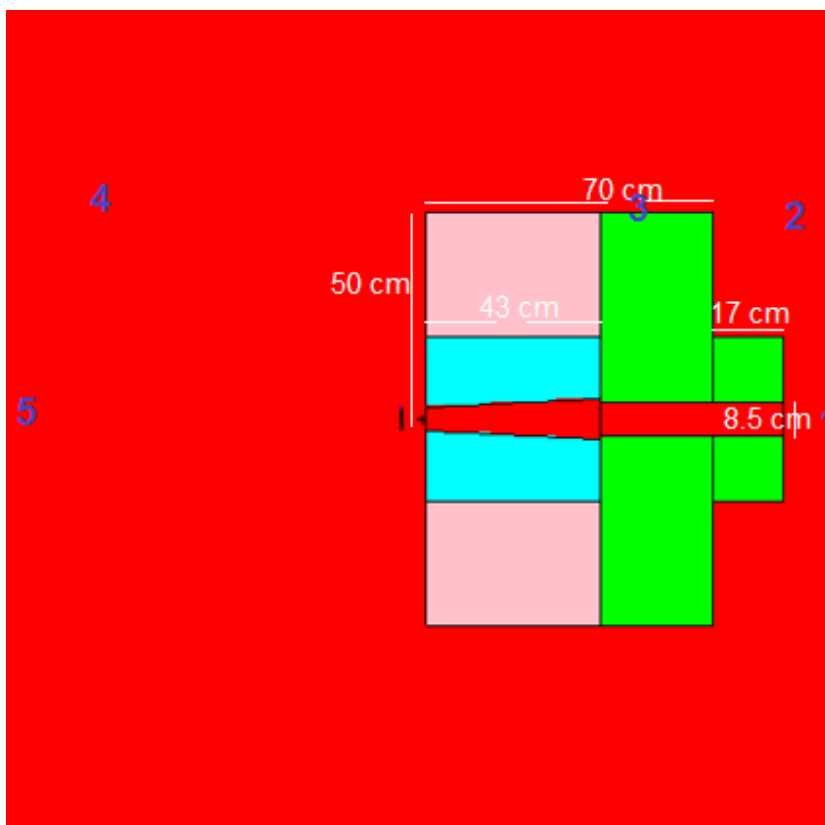


Рис 2.17. Геометрия и размеры материалов коллиматора и точки, в которых мощность поглощающей дозы была смоделирована кодом MCNP.

Мощность дозы в пяти точках вокруг коллиматора была смоделирована по коду MCNP и результатам, представленным в таблице 2.13. Мы можем заметить, что защитные материалы снижают мощность дозы с 22,65 сГр / мин до примерно 0,04 сГр / мин в процедурной комнате (примерно в 500 раз). В то время как гамма-излучение в некоторых местах падает примерно в 2 раза и примерно такое же значение мощности дозы в центре поля облучения в других местах, что указывает на то, что индуцированные фотоны с высокой энергией могут незначительно затухать в защитных материалах. Но тем не менее, доза от гамма-луча дает очень небольшой вклад в дозу, доставляемой пациенту.

Таблица 2.13. Скорости нейтронной и гамма-дозы, рассчитанные по коду MCNP для пяти местоположений вокруг коллиматора.

	Мощность дозы нейтронов (сГр / мин)	Мощность дозы гамма-излучения (сГр / мин)
точка 1 (100,0,0)	22.65	2.25
точка 2 (87,50,0)	0.035	1.02
точка 3 (50,51,0)	0.047	2.08
точка 4 (-87,50,0)	10.54	1.28
точка 5 (-100,0,0)	10.05	1.04

2.4. Результаты моделирования MCNP улучшения коллимационной конструкции для увеличения доставляемых доз поглощения нейтронов

Исходные данные для моделирования MCNP для этого исследования:

- 1- Мишень из бериллия (диаметр 5 см) на расстоянии 6 см от входа в коллиматорный конус.
- 2- Ток дейтронов 30 мкА , энергия - 13,6 МэВ (1×10^8 н / см² \equiv 0,15 Гр / мин).
- 3- Все материалы и геометрия коллиматора не изменились, изменялся только угол внутреннего конуса коллиматора, с помощью параметра MCNP $tg^2\theta$, где θ представляет угол конуса (как показано на рисунках 2.18 ниже).
- 4- Точка регистрации потока находится на расстоянии 105 см от бериллиевой мишени.
- 5- Полиэтиленовое окно (нейтронное поле) коллиматора всегда 8,5 x 8,5 см².
- 6 - Ошибка результатов MCNP составляет менее 1% для всех вычислений.

Результаты моделирования MCNP представлены в таблице 2.14. Можно сделать вывод, что мощность и поток дозы нейтронов возрастают примерно на 67% в случае параметра угла конуса $tg^2\theta = 0,0018$ и $tg^2\theta = 0,004$, который изготовлен из свинцового металла. Кроме того, мы можем получить хороший, но меньший процент улучшения, увеличив угол открытия внутреннего конуса до $tg^2\theta = 0,004$, который сделан из металлического железа. Мощность дозы

увеличится с 0,15 до 0,215 Гр / мин, а поток увеличится с 1×10^8 н / см² до $1,5 \times 10^8$ н / см².

Таблица 2.14. Результаты MCNP в отношении мощности нейтронов в зависимости от геометрии внутреннего конуса коллиматора для тока дейтрона 30 мкА (0,15 Гр / мин) с энергией 13,6 МэВ и для съемного полиэтиленового коллиматора (нейтронное поле) $8,5 \times 8,5$ см².

Параметр MCNP $tg^2\theta$	Радиус начала и конца конуса (см)		Толщина свинца (Pb) в начале и конце конуса (см)		Нейтронный поток на расстоянии 105 см от источника (n / cm^2s) $\times 10^8$	Скорость нейтронной дозы при 105 см от источника (Гр / мин)
	начать	конец	начать	конец		
0.0018	3	4.8	0	0	1	0.15
0.003	3.9	6.2	6.1	3.8	1.57	0.225
0.0035	4.3	6.7	5.7	3.3	1.67	0.237
0.0038	4.5	7	5.5	3	1.66	0.239
0.004	4.5	7	5.5	3	1.67	0.238
0.004	4.5	7.2	0	0	1.50	0.215
0.005	5	8	5	2	1.44	0.2
0.006	5.5	8.7	4.5	1.3	0.997	0.125

Это наш случай сейчас для

Этот случай без свинца (Pb)

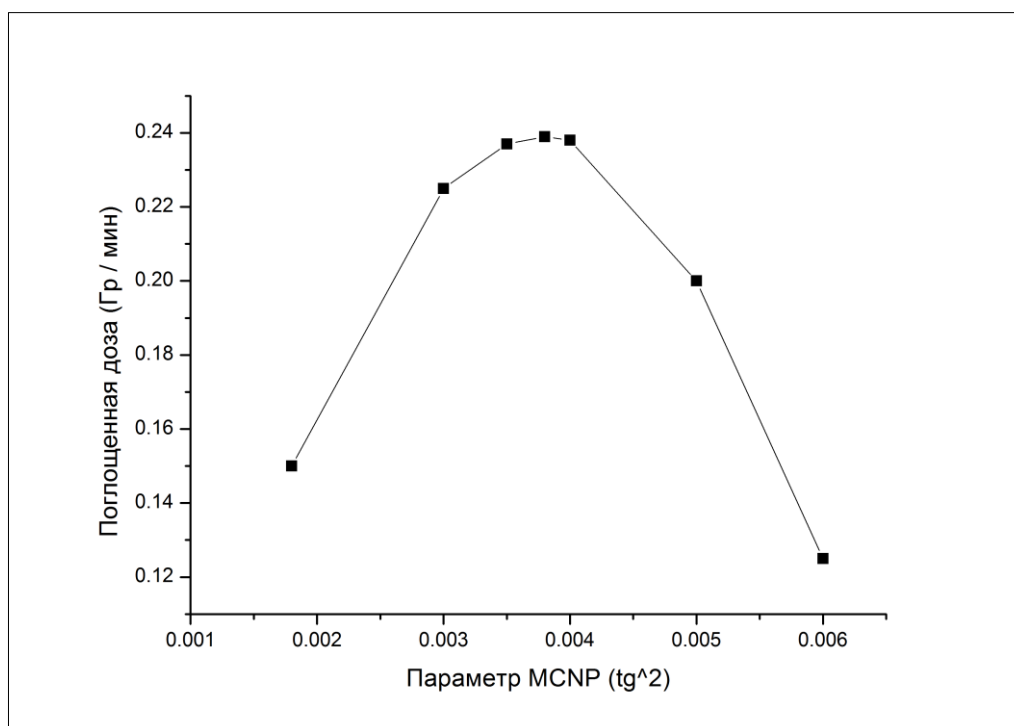


Рис 2.18. Зависимость мощности дозы от внутренней геометрии и материалов коллиматора (угол расходимости конуса во внутреннем слое коллиматора).

Результаты расчета показывают, что мощность дозы нейтронов может быть увеличена на 67% или более путем изменения геометрии внутреннего слоя коллиматора, а также мы можем улучшить его ещё больше за счет добавления слоя свинцового металла (Pb) с определенной толщиной, Это дает нам возможность уменьшить время облучения при заданном токе пучка дейтрона на тот же процент (в случае, если мы хотим стабилизировать мощность дозы 0,15 Гр / мин в точке пациента). Или мы можем уменьшить энергию ускоренных ионов дейтрона и сэкономить энергию. С другой стороны мы можем уменьшить время ожидания пациента до 67%.

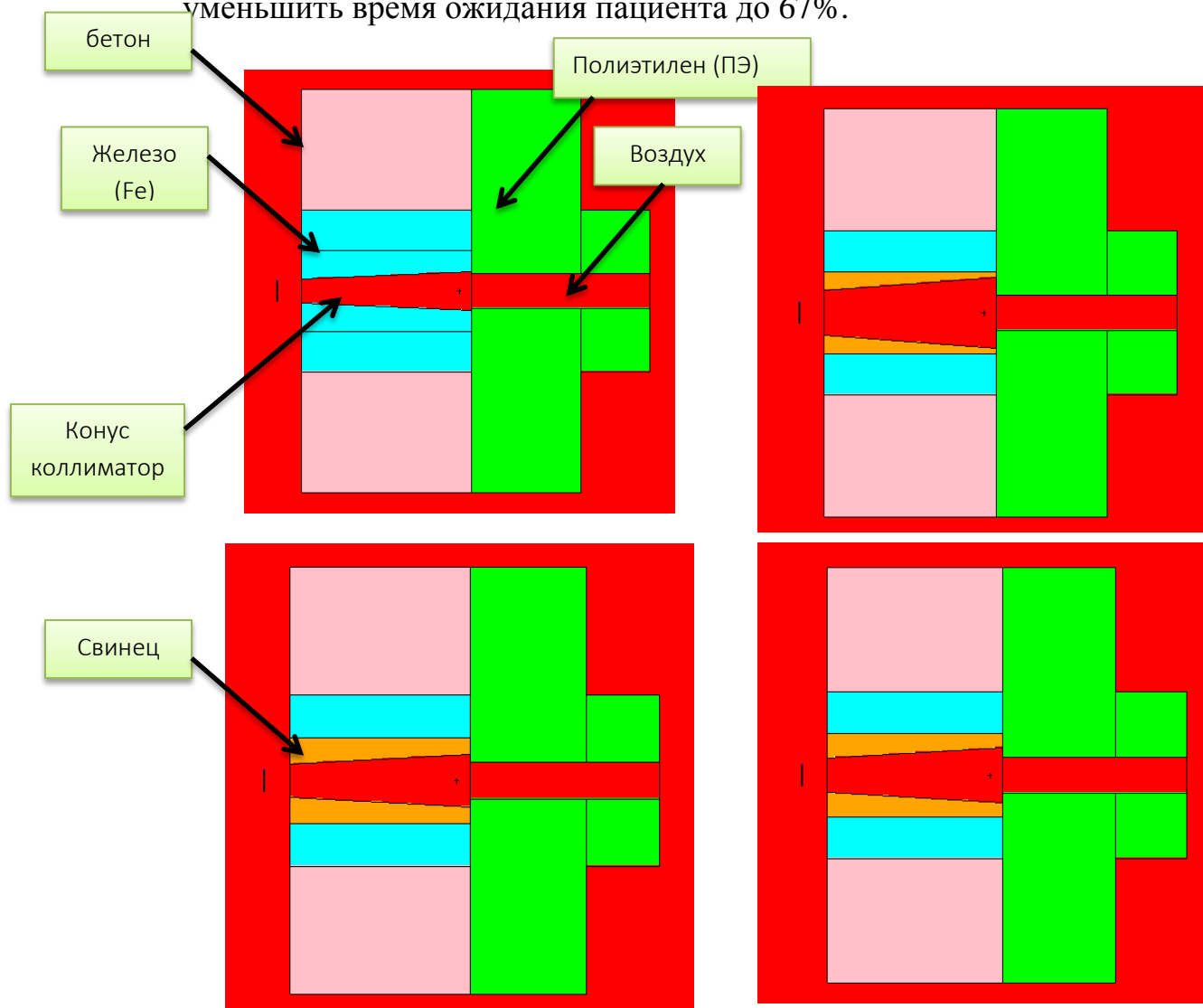


Рис 2.19. Схема коллиматора из железа (верхний и левый) и свинцового внутреннего конуса коллиматора с различными углами конуса и толщины свинцового металла.

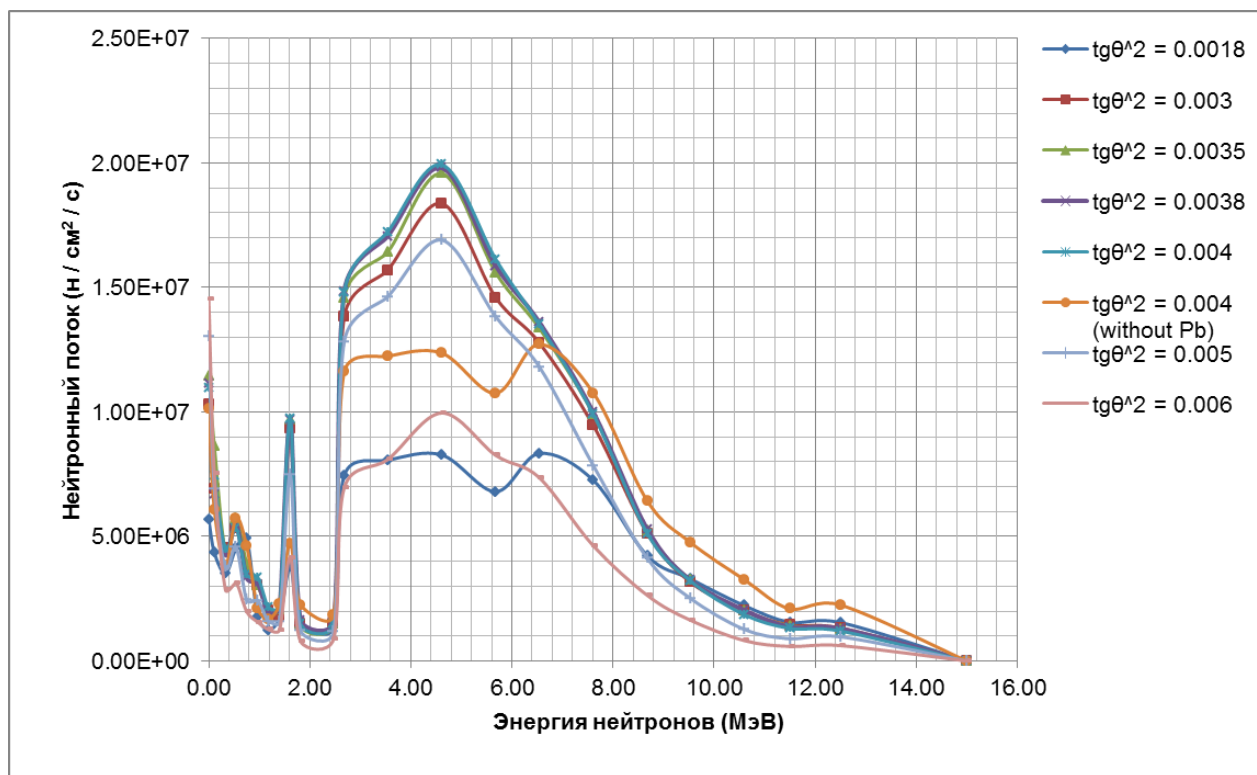


Рис 2.20. Нейтронный спектр для другого угла конического конуса коллиматора для тока дейтрона 30 мкА с энергией 13,6 МэВ и для съемного полиэтиленового коллиматора с полем облучения $8.5 \times 8.5 \text{ см}^2$.

Из таблицы 2.14 и рисунков 2.18 и 2.20 можно сделать вывод, что возможно использование других конструкций коллиматоров, обеспечивающих к лучшим потокам быстрых нейтронов. Как видим, максимальный поток нейтронов при энергии около 5 МэВ для внутреннего конуса из железа составляет около $8 \times 10^6 \text{ н / см}^2$. В то время как для свинцово-внутреннего конуса поток нейтронов при той же энергии составляет около $2 \times 10^7 \text{ н / см}^2$, что в 2,5 раза больше. Но полный поток нейтронов для $\text{tg}^2\theta = 0,004$ примерно в 1,67 раза больше, чем указано в таблице 2.14. Кроме того, можно отметить, что кривые спектра нейтронов с использованием свинцового металла (Pb) во

внутреннем конусе коллиматора имеют заметный пик энергии около 4,6 МэВ, которых нет в спектре нейтронов с железным коллиматором.. В случае применения только металлического железа в конусе коллиматора поток нейтронов в диапазоне энергий от 2 МэВ до около 7 МэВ примерно постоянный и провалом потока с энергией около 5,8 МэВ.

Поток тепловых нейтронов возрастают по мере увеличения угла конуса коллиматора, как показано на этом рисунке, и увеличивается в 3 раза для случая $\text{tg}^2\theta = 0,006$ по сравнению с исходным случаем $\text{tg}^2\theta = 0,0018$. Но все же доля тепловых нейтронов и нейтронов с энергиями выше 10 МэВ намного меньше чем нейтронов в диапазоне энергий 2 МэВ до 8 МэВ.

**ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА
«ФИНАНСОВЫЙ МЕНЕДЖМЕНТ, РЕСУРСООБЪЕКТИВНОСТЬ И
РЕСУРСОСБЕРЕЖЕНИЕ»**

Студенту:

Группа	ФИО
Одмб1	Шихада Абдуллах Мохаммад

Школа	ИЯТШ	Отделение Школы (НОЦ)	НОЦ Б.П. Вейнберга
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	16.04.01 Техническая физика / Пучковые и плазменные технологии

Исходные данные к разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»:

<ol style="list-style-type: none"> 1. <i>Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих</i> 2. <i>Нормы и нормативы расходования ресурсов</i> 3. <i>Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования</i> 	<p>Работа с информацией, представленной в российских и иностранных научных публикациях, аналитических материалах, статистических бюллетенях и изданиях, нормативно-правовых документах</p>
--	--

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

<ol style="list-style-type: none"> 1. <i>Оценка коммерческого потенциала, перспективности и альтернатив проведения НИ с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения</i> 2. <i>Планирование и формирование бюджета научных исследований</i> 3. <i>Оценка ресурсной, финансовой, социальной, бюджетной эффективности научного исследования</i> 	<p>Выводы на конкурентном методом</p> <p>Иерархическая структура работ SWOT-анализ Инициация проекта Календарный план-график реализации проекта</p> <p>Определение ресурсоэффективности проекта</p>
--	---

Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей)

<ol style="list-style-type: none"> 1. <i>Выводы на конкурентном методом</i> 2. <i>SWOT-анализ</i> 3. <i>Инициация проекта</i> 4. <i>Иерархическая структура работ</i> 5. <i>Календарный план проекта</i> 6. <i>Бюджет проекта</i> 7. <i>Определение ресурсоэффективности проекта</i> 	
---	--

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику

Задание выдал консультант:				
Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГТ	Меньшикова Е. В.	к.ЭКОН.Н.		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
Одмб1	Шихада Абдуллах Мохаммад		

3. Финансовый менеджмент, ресурсоэффективности и ресурсосбережение

Целью данного раздела является проектирование и создание конкурентоспособных разработок и технологий, отвечающих предъявляемым требованиям в области ресурсоэффективности и ресурсосбережения.

Достижение цели обеспечивается решением задач:

- разработка общей экономической идеи проекта, формирование концепции проекта;
- организация работ по научно-исследовательскому проекту;
- определение возможных альтернатив проведения научных исследований;
- планирование научно-исследовательских работ;
- оценки коммерческого потенциала и перспективности проведения научных исследований с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения;
- определение ресурсной (ресурсосберегающей), финансовой, бюджетной, социальной и экономической эффективности исследования.

Диссертация содержит результаты экспериментальных и симуляционных исследований источника нейтронов, получаемых по реакции ${}^9\text{Be}(d, n)$ на циклотроне, который используется для терапии злокачественных новообразований быстрыми нейтронами.

Цели этой диссертации:

- 1 - определение угловых распределений нейтронов вокруг источника бериллия ${}^9\text{Be}(d, n)$;
- 2 - определение потока и поглощенной мощности дозы нейтронов для разных коллиматоров с разным размером облучения;
- 3 - расчёт защиты от нейтронов и гамма-лучей вокруг коллимационной системы.
- 4 – разработка предложений по улучшению системы коллимации нейтронов для увеличения потока и поглощения дозы с использованием кода MCNP.

3.1 Потенциальные потребители результатов исследования

Результаты этого исследования могут быть использованы в установках, которые используют быстрые нейтроны в лучевой терапии, чтобы точно определить и рассчитать поглощенные дозы, потоки и спектры нейтронов, создаваемых источником нейтронов в реакции $Be^9(d, n)$ на основе циклотрона. Кроме того, это исследование может помочь в улучшении проектирования защитной системы вокруг источника и вокруг системы коллимации. Кроме того результаты моделирования с помощью кода MCNP указывают, что мы можем улучшить и увеличить интенсивность поглощённой дозы для пациентов, просто регулируя размер облучения коллиматора. По нашим данным увеличение может достигать 67% для рассмотренного случая, но может быть больше для других случаев.

Мы полагаем, что предложенный подход и результаты увеличения интенсивности потока нейтронов также могут быть применимы для использования в каналах облучения в промышленных и исследовательских ядерных реакторах, которые используют облучательный канал для облучения материалов или получения различных изотопов для лекарственных средств и других важных применений. Результаты сегментирования представлены в рисунке 3.1.

		модель коллиматоров	
		наш коллиматор (сейчас)	улучшенный коллиматор по результатам кода MCNP
Уровень выполнения эксплуатационных	Удовлетворительный		
	Высокий		

Рисунок 3.1 – Карта сегментирования рынка услуг относительно уровня выполнения эксплуатационных требований коллиматоров.

3.1.1 Выводы на конкурентном методом

Нейтронные источники, основанные на реакциях дейтронов, бомбардирующих лёгкие элементы, играют важную роль в нейтронной физике и технологии применения нейтронов, таких как нейтронная радиотерапия. Типичные реакции включают ${}^2\text{H}(d,n){}^3\text{He}$, ${}^3\text{H}(d,n){}^4\text{He}$ и ${}^9\text{Be}(d,n)$.

Характеристики источников нейтронов ${}^2\text{H}(d,n){}^3\text{He}$ и ${}^3\text{H}(d,n){}^4\text{He}$, таких как энергетический спектр нейтронов, угловое распределение и интегральный выход, были широко исследованы из-за их важности в производстве моноэнергетических нейтронов при более низкой энергии дейтрона.

Реакция ${}^9\text{Be}(d,n)$ на толстой бериллиевой мишени в качестве источника нейтронов на основе ускорителя вызвала интерес из-за возможности её использования в некоторых потенциальных приложениях, таких как радиотерапия быстрыми нейтронами, бор нейтрон захватной терапии (BNCT), радиобиологии и исследование материалов. В отличие от источников нейтронов ${}^2\text{H}(d,n){}^3\text{He}$ и ${}^3\text{H}(d,n){}^4\text{He}$, которые используют титановую мишень с адсорбированным дейтерием или тритием, источник нейтронов на основе реакции ${}^9\text{Be}(d,n)$ является хорошим выбором: металлическая мишень бериллия, химически стабильная, может быть подвергнута механической обработке, ей можно придать удобную форму. Мишень из бериллия способна выдерживать высокие токи пучка и работать в течение длительного срока службы из-за более высокой температуры плавления ($1280\text{ }^\circ\text{C}$) и хорошей теплопроводности.

3.1.2. SWOT – анализ

SWOT – Strengths (сильные стороны), Weaknesses (слабые стороны), Opportunities (возможности) и Threats (угрозы) – представляет собой комплексный анализ научно-исследовательского проекта. SWOT-анализ применяют для исследования внешней и внутренней среды проекта.

Таблица 3.2 – Матрица SWOT – анализа

	<p>Сильные стороны научно-исследовательского проекта:</p> <p>C1. Заявленная экономичность и энергоэффективность технологии.</p> <p>C2. Компактность.</p> <p>C3. Бесшумность.</p> <p>C4. Надежность</p> <p>C5 Уникальное радиобиологическое воздействие нейтронов на клетки опухоли</p>	<p>Слабые стороны научно-исследовательского проекта:</p> <p>Сл1. Более высокая себестоимость.</p> <p>Сл2. Продукт не продавался.</p>
<p>Возможности:</p> <p>V1. Быстрое продвижение на рынок.</p> <p>V2. Появление дополнительного спроса на новый продукт</p> <p>V3. Усовершенствование устройства</p>	<p>V1C1C2C3C4 – быстрое продвижение на рынок в связи с преимуществами данного устройства.</p> <p>V2C1C2C3C4- дополнительный спрос может появиться за счёт универсальности устройства.</p>	<p>V1Сл2 – может не быть быстрого продвижения на рынок так как ранее продукт не продавался, и потребители не знают о нем.</p> <p>V2Сл1Сл2 – появление дополнительного спроса может быть мало из-за несовершенства устройства.</p>
<p>Угрозы:</p> <p>У1. Отсутствие спроса на новые технологии производства.</p> <p>У2. Кризис</p> <p>У3. Введение дополнительных государственных требований к сертификации продукции со стороны регулятора</p>	<p>У2C1C2C3C4 – возможность конкурировать в связи с хорошими показателями основных характеристик.</p>	<p>У1Сл1 – из-за более высокой себестоимости могут возникнуть проблемы с продажей данного устройства.</p>

Таблица 3.3 – Интерактивная матрица проекта

		Сильные стороны проекта			
		C1	C2	C3	C4
Возможности проекта	V1	+	+	+	+
	V2	+	+	+	+
	V3	0	0	0	0

Таблица 3.4 – Интерактивная матрица проекта

Слабые стороны проекта			
Возможности проекта		С	С
	В1	-	+
	В2	+	+
	В3	0	0

Таблица 3.5 – Интерактивная матрица проекта

Сильные стороны					
Угрозы		С	С	С	С
	У1	0	0	0	0
	У2	+	+	+	+
	У3	0	0	0	0

Таблица 3.6 – Интерактивная матрица проекта

Слабые стороны проекта				
Угрозы		С	С	С
	У1	+	0	0
	У2	0	0	0
	У3	0	0	0

3.1.3. Инициация проекта

Группа процессов инициации состоит из процессов, которые выполняются для определения нового проекта или новой фазы существующего. В рамках процессов инициации определяются изначальные цели и содержание и фиксируются изначальные финансовые ресурсы. Определяются внутренние и внешние заинтересованные стороны проекта, которые будут взаимодействовать и влиять на общий результат научного проекта. Данная информация закрепляется в Уставе проекта.

Устав проекта документирует бизнес-потребности, текущее понимание потребностей заказчика проекта, а также новый продукт, услугу или результат, который планируется создать.

Устав научного проекта магистерской работы должен иметь следующую структуру:

Цели и результат проекта. В данном разделе необходимо привести информацию о заинтересованных сторонах проекта, иерархии целей проекта и критериях достижения целей.

Под заинтересованными сторонами проекта понимаются лица или организации, которые активно участвуют в проекте или интересы которых могут быть затронуты как положительно, так и отрицательно в ходе исполнения или в результате завершения проекта. Это могут быть заказчики, спонсоры, общественность и т.п. Информацию по заинтересованным сторонам проекта представить в табл. 3.7.

Таблица 3.7 – Заинтересованные стороны проекта

Заинтересованные стороны проекта	Ожидания заинтересованных сторон
Пациенты, страдающие от онкологических заболеваний	Повышения эффективности лечения
Онкологические клиники	Уменьшения стоимости лечения пациентов
Компании производители циклотронов	Роста заказов на циклотроны
Компании производители оборудования для радиологии	Роста заказов на оборудование
Система здравоохранения	Уменьшения затрат государства на лечение онкологических заболеваний

В табл. 3.8 необходимо представить информацию о иерархии целей проекта и критериях достижения целей. Цели проекта должны включать цели в области ресурсоэффективности и ресурсосбережения.

Таблица 3.8 – Цели и результат проекта

Цели проекта:	Повышение эффективности нейтронной радиологии при лечении онкологических заболеваний
Ожидаемые результаты проекта:	Определение характеристик нейтронного источника на основе циклотронного источника нейтронов Предложения по увеличению интенсивности нейтронного потока источника нейтронов для терапии.
Критерии приемки результата проекта:	Соответствие результатов экспериментов и симуляции Наличие предложений по увеличению интенсивности источника нейтронов
Требования к результату проекта:	Требование:
	Экспериментальные данные по угловому распределению потока нейтронов вокруг мишени
	Данные расчётов с использованием программ Lisa++ и MCNP
	Предложения по увеличению интенсивности потока нейтронов, за счёт оптимизации коллиматора

2. Организационная структура проекта. На данном этапе работы необходимо решить следующие вопросы: кто будет входить в рабочую группу данного проекта, определить роль каждого участника в данном проекте, а также прописать функции, выполняемые каждым из участников и их трудозатраты в проекте. Эту информацию представить в табличной форме (табл. 3.9).

Таблица 3.9 – Рабочая группа проекта

№ п/п	ФИО, основное место работы, должность	Роль в проекте	Функции	Трудо-затраты, час.
1	Головков В.М. Зав. лаб. НЛ РВТ ИЯТШ	Руководитель	Формулировка целей и задач	102
2	Безмага А.В. Начальник смены НЛ РВТ ИЯТШ	исполнитель	Обеспечение работы циклотрона при проведении экспериментов	30
3	Шихада Абдуллах, магистрант ТПУ	исполнитель	Проведение экспериментов и расчётов	720
ИТОГО:				

В ходе реализации научного проекта, помимо магистранта, задействован ряд специалистов:

Руководитель проекта – отвечает за реализацию проекта в пределах заданных ограничений по ресурсам, координирует деятельность участников проекта. В большинстве случаев эту роль выполняет руководитель магистерской диссертации.

Заказчик проекта – участник проекта, формирующий цели проекта, ограничения проекта по срокам и затратам (бюджету). Он осуществляет укрупненный анализ проектов по показателям сроков, освоению затрат и финансированию. В магистерских научных проектах присутствует Заказчик проекта в случае, если работа выполняется в рамках хоз. договора, по заказу предприятия, по гранту.

Эксперт проекта – специалист, обладающий компетенциями (специальными знаниями и опытом), которых нет у участников рабочей группы проекта и руководителя проекта. В магистерской работе эту роль выполняют консультанты.

Исполнитель по проекту – специалист, выполняющий отдельные работы по проекту. В случае, если магистерская работа является законченным научным исследованием – исполнителем проекта является магистрант. В случае, если магистерская работа является частью научного проекта, исполнителей может быть несколько.

Субподрядчики – организации, привлекаемые на договорных началах для выполнения отдельных работ проекта.

3. Ограничения и допущения проекта.

Ограничения проекта – это все факторы, которые могут послужить ограничением степени свободы участников команды проекта, а так же «границы проекта» - параметры проекта или его продукта, которые не будут реализованных в рамках данного проекта.

Таблица 3.10 – Ограничения проекта

Фактор	Ограничения / допущения
3.1. Бюджет проекта	208452,1 руб
3.1.1. Источник финансирования	НИ ТПУ
3.2. Сроки проекта:	1.09.2016 - 19.06.2018
3.2.1. Дата утверждения плана управления проектом	1.09.2016
3.2.2. Дата завершения проекта	19.06.2018
3.3. Прочие ограничения и допущения*	нет

Примечания: К прочим ограничениям могут относиться ограничения на количество ресурсов (например, ограничения по времени использования научного оборудования, времени работы участников проекта), ограничения, связанные с законодательством, окружающей средой и т.д..

3.2 Планирование управления научно-техническим проектом

3.2.1 Иерархическая структура работ проекта

Иерархическая структура работ (ИСР)– детализация укрупненной структуры работ, представлена на рис. 3.2. В процессе создания ИСР структурируется и определяется содержание всего проекта.



Рисунок 3.2.– Иерархическая структура работ

3.2.2 Контрольные события проекта

Ключевые события исследовательского проекта, их даты и результаты приведены в таблице 3.11.

Таблица 3.11 – Контрольные события проекта.

№	Контрольное событие	Дата	Результат (подтверждающий документ)
1	Разработка технического задания на НИР	1.02.2018	Приказ по ИЯТШ
2	Составление и утверждение технического задания	3.02.2018	Задание на выполнение исследования
3	Выбор направления исследований	5.02.2018	Отчет
4	Подбор и изучение материалов по теме	10.02.2018	Отчёт
5	Календарное планирование работ	12.02.2018	План работ
6	Ознакомление с видами коллиматоров	13.02.2018- 23.02.2018	Отчёт
7	Ознакомление с методами организации и расчета свойств нейтронного излучения с источником $Be^9(d, n)$	23.02.2018- 28.02.2018	Отчёт
8	Изучение программы MCNP	28.02.2018- 6.03.2018	Отчёт
9	Выполнение расчётов и анализ полученных данных	6.03.2018- 24.03.2018	Отчёт
10	Обобщение и оценка результатов	16.04.2018	Отчёт
11	Составление пояснительной записки	14.02.2018- 25.04.2018	Пояснительная записка
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	26.04.2018	
13	Подготовка к защите	27.04.2018- 25.05.2018	

3.2.3 План проекта

В рамках планирования исследовательского проекта построен календарный план-график с помощью диаграммы Ганта. В данном случае работы по теме представляются протяженными во времени отрезками, характеризующимися датами начала и окончания выполнения работ.

Линейный график представлен в таблице 3.12.

Таблица 3.12 – Календарный план проекта

Код работы	Название	Длительность, дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Состав участников
1	Разработка технического задания	2	1.02.2018	3.02.2018	Руководитель
2	Составление и утверждение технического задания	2	3.02.2018	5.02.2018	Руководитель
3	Выбор направления исследований	5	5.02.2018	10.02.2018	Руководитель, студент
4	Подбор и изучение материалов по теме	2	10.02. 2018	12.02. 2018	Студент
5	Календарное планирование работ	1	12.02. 2018	13.02. 2018	Руководитель, студент
6	Ознакомление с видами коллиматоры	10	13.02. 2018	23.02. 2018	Студент
7	Ознакомление с методами организации и расчета свойств нейтронного излучения с источником $Be^9(d, n)$	5	23.02. 2018	28.02. 2018	Студент + Начальник смены
8	Изучение программы MCNP	25	28.02. 2018	24.03. 2018	Студент
9	Выполнение расчётов и анализ полученных данных	17	24.03. 2018	10.04. 2018	Студент
10	Обобщение и оценка результатов	6	10.04. 2018	16.04. 2018	Руководитель, студент
11	Составление пояснительной записки	19	14.02. 2018	25.04. 2018	Студент
12	Проверка	1	26.04. 2018	27.04. 2018	Руководитель,

	правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки				студент
13	Подготовка к защите	29	27.04. 2018	25.05. 2018	Студент

В таблице 3.13 представлен календарный план-график проведения научного исследования.

Таблица 3.13 – Календарный план-график проведения научного исследования

№ работ	Вид работ	Исполнители	Т _к , кал.дн.	Продолжительность выполнения работ													
				Февраль			Март			Апрель			Май			Июнь	
				1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2
1	Разработка технического задания	Руководитель	2	1	2												
2	Составление и утверждение технического задания	Руководитель	2	1	2												
3	Выбор направления исследований	Руководитель, студент	5	1	2	3											
4	Подбор и изучение материалов по теме	Студент	2	1	2												
5	Календарное планирование работ	Руководитель, студент	1	1	2												
6	Изучение возможностей расчётной модели	Студент	1	1	2												
7	Освоение методики расчёта на практике	Студент	1	1	2												
8	Проведение расчётов	Студент	45	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12		
9	Анализ полученных данных	Студент	2							1	2						
10	Обобщение и оценка результатов	Руководитель, студент	1							1	2						
11	Составление пояснительной	Студент	19							1	2	3	4	5	6		

	записки																		
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	Руководитель, студент	1																
13	Подготовка к защите	Студент	29																

Руководитель

 Студент

3.3 Бюджет научного исследования

При планировании бюджета исследования должно быть обеспечено полное и достоверное отражение всех видов расходов, связанных с его выполнением. В процессе формирования бюджета используется следующая группировка затрат по статьям:

- материальные затраты;
- затраты на специальное оборудование для научных (экспериментальных) работ;
- основная заработная плата исполнителей темы;
- дополнительная заработная плата исполнителей темы;
- отчисления во внебюджетные фонды (страховые отчисления);
- затраты научные и производственные командировки;
- контрагентные расходы;
- накладные расходы.

3.3.1 Расчёт материальных затрат

Расчет материальных затрат осуществляется по следующей формуле:

$$Z_M = (1 + k_T) \cdot \sum_{i=1}^m C_i \cdot N_{расхi},$$

где m – количество видов материальных ресурсов, потребляемых при выполнении научного исследования;

$N_{расхi}$ – количество материальных ресурсов i -го вида, планируемых к использованию при выполнении научного исследования (шт., кг, м, м² и т.д.);

C_i – цена приобретения единицы i -го вида потребляемых материальных ресурсов (руб./шт., руб./кг, руб./м, руб./м² и т.д.);

k_T – коэффициент, учитывающий транспортно-заготовительные расходы, принимаются в пределах 15-25 % от стоимости материалов.

Основными затратами в данной исследовательской работе являются затраты на электроэнергию и приобретение канцелярских товаров. Результаты расчётов по затратам на материалы приведены в таблице 3.14.

Затраты на электроэнергию рассчитываются по формуле:

$$C = C_{эл} \cdot P \cdot F_{об} = 5,8 \cdot 200 \cdot 8 = 9280$$

где $C_{эл}$ – тариф на промышленную электроэнергию (5,8 руб. за 1 кВт·ч);

P – мощность оборудования, кВт (P циклотрона равна 200 кВт/ч)

$F_{об}$ – время использования оборудования, ч.

Затраты на электроэнергию составили 9280 рубля.

Затраты на амортизацию циклотрона. во время проекта циклотрон использовался в течение 8 часов = 1 день

Стоимость циклотрона 100 миллионов рублей / период использования 20 лет или 7300 дней.

Амортизационные затраты равны $100000000/7300 = 13690$ руб./день.

Таблица 3.14 – Материальные затраты

Наименование	Марка, размер	Количество	Цена за единицу, руб.	Сумма, руб.
Электроэнергия	–	1600 кВт·ч	5,8	9280
Амортизационные издержки Циклотронного устройства	Циклотрон	1 день	13690	13690
Бумага	SvetoCopy	110	0,90	99
Печать на листе А4	–	110	1,5	165
Ручка	Pilot BPS-GP	1	50	50
Доступ в интернет	–	4 месяца	350	1400
Персональный компьютер				43000
Всего за материалы				24684

Транспортно-заготовительные расходы	0
Итого по статье C_m	67684

3.3.2 Основная заработная плата исполнителей темы

Статья включает основную заработную плату работников, непосредственно занятых выполнением проекта, (включая премии, доплаты) и дополнительную заработную плату.

$$C_{зп} = Z_{осн} + Z_{доп},$$

где $Z_{осн}$ – основная заработная плата;

$Z_{доп}$ – дополнительная заработная плата.

Основная заработная плата ($Z_{осн}$) руководителя рассчитывается по следующей формуле:

$$Z_{осн} = Z_{дн} \cdot T_{раб},$$

где $Z_{осн}$ – основная заработная плата одного работника;

$T_{раб}$ – продолжительность работ, выполняемых научно-техническим работником, раб.дн.

$Z_{дн}$ – среднедневная заработная плата работника, руб.

Среднедневная заработная плата рассчитывается по формуле

$$Z_{дн} = (Z_m \cdot M) / F_d,$$

где Z_m – месячный должностной оклад работника, руб.;

M – количество месяцев работы без отпуска в течение года:

- при отпуске в 24 раб. дня $M = 11,2$ месяца, 5-дневная неделя;
- при отпуске в 48 раб. дней $M = 10,4$ месяца, 6-дневная неделя;

F_d – действительный годовой фонд рабочего времени научно-технического персонала, раб. дн. (таблица 3.15).

Таблица 3.15 – Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Руководитель	Студент
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней:		
– выходные дни;	52	104
– праздничные дни	14	14
Потери рабочего времени:		
– отпуск;	48	24
– невыходы по болезни	–	–
Действительный годовой фонд рабочего времени	251	223

Инженер получает 9893 руб/месяц:

$$Z_{\text{дн}} = (9893 \cdot 1,3 \cdot 11,2) / 223 = 645,93 \text{ руб/день.}$$

Основной заработок Инженера за время проведения научного исследования составляет:

$$Z_{\text{осн}} = 645,93 \cdot 120 = 77511,7 \text{ руб.}$$

Основная заработная плата научного руководителя рассчитывается на основании отраслевой оплаты труда. Отраслевая система оплаты труда в ТПУ предполагает следующий состав заработной платы:

- оклад – определяется предприятием. В ТПУ оклады распределены в соответствии с занимаемыми должностями, например, ассистент, ст. преподаватель, доцент, профессор.

- стимулирующие выплаты – устанавливаются руководителем подразделений за эффективный труд, выполнение дополнительных обязанностей и т.д.

- иные выплаты: районный коэффициент.

Руководителем данной научно-исследовательской работы является сотрудник с должностью зав. лабораторией. Также районный коэффициент по Томску равен 1,3.

3.3.3 Дополнительная заработная плата исполнителей темы

Месячный должностной оклад работника:

$$Z_m = Z_b \cdot (k_{пр} + k_d) \cdot k_p, \quad (16)$$

где Z_b – базовый оклад, руб.;

$k_{пр}$ – премиальный коэффициент, (определяется Положением об оплате труда);

k_d – коэффициент доплат и надбавок (в НИИ и на промышленных предприятиях – за расширение сфер обслуживания, за профессиональное мастерство, за вредные условия: определяется Положением об оплате труда);

k_p – районный коэффициент, равный 1,3 (для Томска).

Основная заработная плата руководителя (от ТПУ) рассчитывается на основании отраслевой оплаты труда. Отраслевая система оплаты труда в ТПУ предполагает следующий состав заработной платы:

1) оклад – определяется предприятием. В ТПУ оклады распределены в соответствии с занимаемыми должностями, например, ассистент, ст. преподаватель, доцент, профессор. Базовый оклад Z_b определяется исходя из размеров окладов, определенных штатным расписанием предприятия. Размер окладов ППС и НС ТПУ представлен на корпоративном портале ТПУ: <http://portal.tpu.ru/departments/otdel/peo/documents>.

2) стимулирующие выплаты – устанавливаются руководителем подразделений за эффективный труд, выполнение дополнительных обязанностей и т.д.

3) иные выплаты; районный коэффициент.

Расчёт основной заработной платы приведён в табл 3.16.

Таблица 3.16 – *Расчёт основной заработной платы*

Исполнители	Z_b , руб.	$k_{пр}$	k_d	k_p	Z_m , руб	$Z_{дн}$, руб.	T_p , раб. дн.	$Z_{осн}$, руб.
Руководитель	30083	-	-	1,3	39107,90	1620,41	17	27546,92
Начальник смены	11973,72	-	-	1,3	15565,84	644,96	5	3224,80
Инженер	9893	-	-	1,3	12860,90	645,93	120	77511,43

3.3.4 Отчисления во внебюджетные фонды

Размер отчислений во внебюджетные фонды составляет 30% от суммы затрат на оплату труда работников, непосредственно занятых выполнением исследовательской работы.

Величина отчислений во внебюджетные фонды определяется исходя из следующей формулы:

$$C_{\text{внеб}} = k_{\text{внеб}} \cdot Z_{\text{осн}},$$

где $k_{\text{внеб}}$ – коэффициент отчислений на уплату во внебюджетные фонды (пенсионный фонд, фонд обязательного медицинского страхования и пр.).

Величина отчислений во внебюджетные фонды составляет:

$$C_{\text{внеб}} = 0,3 \cdot 108283,15 = 32484,95 \text{ руб.}$$

3.3.5 Формирование бюджета затрат исследовательского проекта

Рассчитанная величина затрат научно-исследовательской работы является основой для формирования бюджета затрат проекта, который при формировании договора с заказчиком защищается научной организацией в качестве нижнего предела затрат на разработку научно-технической продукции.

Определение бюджета затрат на научно-исследовательский проект по каждому варианту исполнения приведен в таблице 3.17.

Таблица 3.17 – Расчёт бюджета затрат исследовательского проекта

Наименование статьи	Сумма, руб
1. Материальные затраты исследования	67684
2. Затраты по основной заработной плате исполнителей темы	108283,15
3. Отчисления во внебюджетные фонды	32484,95
Бюджет затрат исследования	208452,1

3.4 Организационная структура проекта

Организационная структура проекта представляет собой временное структурное образование, создаваемое для достижения поставленных целей и

задач проекта и включающее в себя всех участников процесса выполнения работ на каждом этапе.

Данной исследовательской работе соответствует функциональная структура организации. То есть организация рабочего процесса выстроена иерархически: у каждого участника проекта есть непосредственный руководитель, сотрудники разделены по областям специализации, каждой группой руководит компетентный специалист (функциональный руководитель). Организационная структура научного проекта представлена на рисунке 3.3.



Рисунок 3.3 – Организационная структура научного проекта

3.5 Матрица ответственности

Степень ответственности каждого члена команды за принятые полномочия регламентируется матрицей ответственности. Матрица ответственности данного проекта представлена в таблице 3.18.

Таблица 3.18 – Матрица ответственности

Этапы проекта	Научный руководитель	Консультант раздела «Финансовый менеджмент»	Консультант раздела «Соответственность»	Консультант по языковому разделу	Студент
Разработка технического задания	О				
Составление и утверждение технического задания	О				
Выбор направления исследований	О				И
Подбор и изучение материалов по теме	С				И
Календарное планирование работ	О				И
Ознакомление с видами РАО					И
Ознакомление со способами обращения с РАО					И
Изучение программы MERCURAD					И
Выполнение расчётов и анализ полученных данных					И
Выполнение оценки ресурсоэффективности и ресурсосбережения		С			И
Выполнение раздела по социальной ответственности			С		И
Выполнение перевода части работы на английский язык				С	И
Обобщение и оценка результатов	С				И
Составление пояснительной записки	С				И
Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	С				И
Подготовка к защите	О				И

Степень участия в проекте характеризуется следующим образом:

- ответственный (О)– лицо, отвечающее за реализацию этапа проекта и контролирующее его ход;
- исполнитель (И) – лицо (лица), выполняющие работы в рамках этапа проекта. Утверждающее лицо (У) – лицо, осуществляющее утверждение результатов этапа проекта (если этап предусматривает утверждение);
- согласующее лицо (С) – лицо, осуществляющее анализ результатов проекта и участвующее в принятии решения о соответствии результатов этапа требованиям.

**ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА
«СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»**

Студенту:

Группа	ФИО
Одмб1	Шихада Абдуллах Мохаммад

Школа	ИЯТШ	Отделение Школы (НОЦ)	НОЦ Б.П. Вейнберга
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	16.04.01 Техническая физика / Пучковые и плазменные технологии

Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:

1. <i>Описание рабочего места (рабочей зоны) на предмет возникновения:</i>	<ul style="list-style-type: none"> – Вредные проявления факторов в производственной среде (недостаточное освещение рабочей зоны, отклонение показателей микроклимата, ионизирующие излучения, шум, вибрация, электромагнитное излучение. – опасные факторы (вопросы электробезопасности и пожарной безопасности);
2. <i>Знакомство и отбор законодательных и нормативных документов по теме</i>	<ul style="list-style-type: none"> – электробезопасность; – пожаровзрывобезопасность; – радиационная безопасность; – требования охраны труда при работе на ПЭВМ

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. <i>Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:</i>	<ul style="list-style-type: none"> – действие фактора на организм человека; – приведение допустимых норм с необходимой размерностью (со ссылкой на соответствующий нормативно-технический документ); – предлагаемые средства защиты (коллективные и индивидуальные).
2. <i>Анализ выявленных опасных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности</i>	<ul style="list-style-type: none"> – Электробезопасность (в т.ч. статическое электричество, молниезащита – источники, средства защиты); – Пожаровзрывобезопасность (причины, профилактические мероприятия, первичные средства пожаротушения)

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ	Гоголева Т.С.	к. ф.-м. н.		

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
Одмб1	Шихада Абдуллах Мохаммад		

4.СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ

В современных условиях одним из основных направлений коренного улучшения всей профилактической работы по снижению производственного травматизма и профессиональной заболеваемости является повсеместное внедрение комплексной системы управления охраной труда, то есть путем объединения разрозненных мероприятий в единую систему целенаправленных действий на всех уровнях и стадиях производственного процесса.

Охрана труда – это система законодательных, социально-экономических, организационных, технологических, гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий и средств, обеспечивающих безопасность, сохранение здоровья и работоспособности человека в процессе труда.

Правила по охране труда и техники безопасности вводятся в целях предупреждения несчастных случаев, обеспечения безопасных условий труда работающих и являются обязательными для исполнения рабочими, руководящими, инженерно-техническими работниками.

Опасным производственным фактором, называется такой производственный фактор, воздействие которого в определенных условиях приводят к травме или другому внезапному, резкому ухудшению здоровья.

Вредным производственным фактором называется такой производственный фактор, воздействие которого на работающего в определенных условиях приводит к заболеванию или снижению трудоспособности.

4.1. Анализ вредных и опасных факторов

В таблице 4.1 приведены производственные условия на рабочем месте. Они характеризуются наличием опасных и вредных факторов, которые классифицируются по группам элементов: физические, химические, биологические, психофизиологические.

Таблица 4.1. Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы

Наименование Видов работ и параметров производственного процесса	ФАКТОРЫ ГОСТ 12.0.003-74 ССБТ		Нормативные документы
	Вредные	Опасные	
Работа на персональном компьютере	повышенный уровень электромагнитн ых излучений;		СанПиН 2.2.4.3359-16 "Санитарно- эпидемиологические требования к физическим факторам на рабочих местах"
Работа на нейтронном канале циклотрона	Повышенный уровень ионизирующих излучений в рабочей зоне		СанПиН 2.6.1.2523-09 Нормы радиационной безопасности НРБ- 99/2009 ,

На инженера, работа которого связана с разработкой модели на компьютере, воздействуют следующие факторы:

- физические:
 - температура и влажность воздуха;
 - шум;

- статическое электричество;
- электромагнитное поле низкой частоты;
- освещённость;
- наличие излучения;
- психофизиологические

Психофизиологические опасные и вредные производственные факторы, делятся на: физические перегрузки (статические, динамические) и нервно-психические перегрузки (умственное перенапряжение, монотонность труда, эмоциональные перегрузки).

4.2. Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния при работы на ПЭВМ.

4.2.1. Организационные мероприятия

Весь персонал обязан знать и строго соблюдать правила техники безопасности. Обучение персонала технике безопасности и производственной санитарии состоит из вводного инструктажа и инструктажа на рабочем месте ответственным лицом.

Проверка знаний правил техники безопасности проводится квалификационной комиссией после обучения на рабочем месте. Проверяемому, присваивается соответствующая его знаниям и опыту работы квалификационная группа по технике безопасности и выдается специальная удостоверение.

Лица, обслуживающие электроустановки не должны иметь увечий и болезней, мешающих производственной работе. Состояние здоровья устанавливается медицинским освидетельствованием.

4.2.2. Организация рабочего ПЭВМ

Рациональная планировка рабочего места предусматривает четкий порядок и постоянство размещения предметов, средств труда и документации.

То, что требуется для выполнения работ чаще должно располагаться в зоне легкой досягаемости рабочего пространства как показано на рис. 4.1.

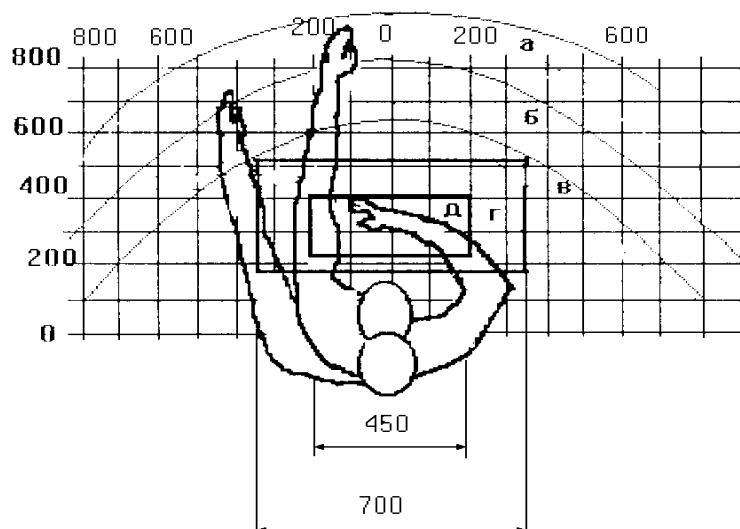


Рис. 4.1 Зоны досягаемости рук в горизонтальной плоскости

Где, а - зона максимальной досягаемости рук; б - зона досягаемости пальцев при вытянутой руке; в - зона легкой досягаемости ладони;

г - оптимальное пространство для грубой ручной работы;

д - оптимальное пространство для тонкой ручной работы.

Оптимальное размещение предметов труда и документации в зонах досягаемости рук: дисплей размещается в зоне а (в центре); клавиатура - в зоне г/д; системный блок размещается в зоне б (слева); принтер находится в зоне а (справа); документация : в зоне легкой досягаемости ладони – в (слева) – литература и документация, необходимая при работе; в выдвижных ящиках стола – литература, не используемая постоянно.

При проектировании письменного стола должны быть учтены следующие требования:

Высота рабочей поверхности стола рекомендуется в пределах 680–800 мм. Высота рабочей поверхности, на которую устанавливается клавиатура, должна быть 650 мм. Рабочий стол должен быть шириной не менее 700 мм и длиной не менее 1400 мм. Должно иметься пространство для

ног высотой не менее 600 мм, шириной – не менее 500 мм, глубиной на уровне колен – не менее 450 мм и на уровне вытянутых ног – не менее 650 мм.

Рабочее кресло должно быть подъёмно – поворотным и регулируемым по высоте и углам наклона сиденья и спинки, а так же расстоянию спинки до переднего края сиденья. Рекомендуется высота сиденья над уровнем пола 420-550 мм. Конструкция рабочего кресла должна обеспечивать: ширину и глубину поверхности сиденья не менее 400 мм; поверхность сиденья с заглублённым передним краем.

Монитор должен быть расположен на уровне глаз оператора на расстоянии 500-600 мм. Согласно нормам угол наблюдения в горизонтальной плоскости должен быть не более 45 градусов к нормали экрана. Лучше если угол обзора будет составлять 30 градусов. Кроме того должна быть возможность выбирать уровень контрастности и яркости изображения на экране.

Должна предусматриваться возможность регулирования экрана:

- по высоте +3 см;
- по наклону от 10 до 20 градусов относительно вертикали;
- в левом и правом направлениях.

Клавиатуру следует располагать на поверхности стола на расстоянии 100-300 мм от края. Нормальным положением клавиатуры является её размещение на уровне локтя оператора с углом наклона к горизонтальной плоскости 15 градусов. Более удобно работать с клавишами, имеющими вогнутую поверхность, четырёхугольную форму с закруглёнными углами. Конструкция клавиши должна обеспечивать оператору ощущение щелчка. Цвет клавиш должен контрастировать с цветом панели.

При однообразной умственной работе, требующей значительного нервного напряжения и большого сосредоточения, рекомендуется выбирать неяркие, малоконтрастные цветочные оттенки, которые не рассеивают внимание (малонасыщенные оттенки холодного зеленого или голубого цветов). При работе, требующей интенсивной умственной или физической

напряженности, рекомендуются оттенки тёплых тонов, которые возбуждают активность человека.

4.2.3 Условия безопасной работы

Основные параметры, характеризующие условия труда это: микроклимат, шум, вибрация, электромагнитное поле, излучение, освещённость.

Воздух рабочей зоны (микроклимат) производственных помещений определяют следующие параметры: температура, относительная влажность, скорость движения воздуха. Оптимальные и допустимые значения характеристик микроклимата устанавливаются в соответствии со и приведены в таблице 4.2.

Таблице 4.2. *Оптимальные и допустимые параметры микроклимата.*

Период года	Температура, °С	Относительная влажность, %	Скорость движения воздуха, м/с
Холодный и переходный	23-25	40-60	0,1
Тёплый	23-25	40	0,1

К мероприятиям по оздоровлению воздушной среды в производственном помещении относятся: правильная организация вентиляции и кондиционирования воздуха, отопление помещений. Вентиляция может осуществляться естественным и механическим путём. В помещение должны подаваться следующие объёмы наружного воздуха: при объёме помещения до 20 м³ на человека не менее 30 м³ в час на человека; при объёме помещения более 40 м³ на человека и отсутствии выделения вредных веществ допускается естественная вентиляция.

Система отопления должна обеспечивать достаточное, постоянное и равномерное нагревание воздуха. В помещениях с повышенными требованиями к чистоте воздуха должно использоваться водяное отопление. Параметры микроклимата в используемой лаборатории регулируются системой центрального отопления, и имеют следующие

значения: влажность – 40%, скорость движения воздуха – 0,1 м/с, температура летом –20-25 ° С, зимой –13-15 ° С. В лаборатории осуществляется естественная вентиляция. Воздух поступает и удаляется через щели, окна, двери. Основным недостатком такой вентиляции в том, что приточный воздух поступает в помещение без предварительной очистки и нагревания.

Шум и вибрация ухудшают условия труда, оказывают вредное воздействие на организм человека, а именно, на органы слуха и на весь организм через центральную нервную систему. В результате этого ослабляется внимание, ухудшается память, снижается реакция, увеличивается число ошибок при работе. Шум может создаваться работающим оборудованием, установками кондиционирования воздуха, осветительными приборами дневного света, а также проникать извне. При выполнении работы на ПЭВМ уровень шума на рабочем месте не должен превышать 50 дБ.

Экран и системные блоки производят электромагнитное излучение. Основная его часть происходит от системного блока и видеокабеля. Согласно напряженность электромагнитного поля на расстоянии 50 см вокруг экрана по электрической составляющей должна быть не более:

- в диапазоне частот 5Гц-2кГц – 25В/м;
- в диапазоне частот 2кГц-400кГц – 2,5В/м.

Плотность магнитного потока должна быть не более:

- в диапазоне частот 5Гц-2кГц – 250нТл;
- в диапазоне частот 2кГц-400кГц – 25нТл.

Существуют следующие способы защиты от ЭМП:

- увеличение расстояния от источника (экран должен находиться на расстоянии не менее 50 см от пользователя);
- применение при экранных фильтрах, специальных экранов и других средств индивидуальной защиты.

При работе с компьютером источником ионизирующего излучения является дисплей. Под влиянием ионизирующего излучения в организме может

происходить нарушение нормальной свертываемости крови, увеличение хрупкости кровеносных сосудов, снижение иммунитета и др. Доза облучения при расстоянии до дисплея 20 см составляет 50 мкбэр/час. По нормам конструкция ЭВМ должна обеспечивать мощность экспозиционной дозы рентгеновского излучения в любой точке на расстоянии 0,05 м от экрана не более 100 мкР/час.

Утомляемость органов зрения может быть связана как с недостаточной освещенностью, так и с чрезмерной освещенностью, а также с неправильным направлением света.

4.3. Радиационная безопасность

4.3.1. Источник ИИ

Работа выполнялась в циклотронной лаборатории, где получают ускоренные ионы лёгких элементов до высокой энергии, которые при столкновении с мишенью образуют повышенный уровень ионизирующего излучения – нейтроны, гамма-лучи с высокой энергией. также радиоактивные материалы. Повышенный уровень излучения может оставаться в течение некоторого времени после выключения циклотрона при проведении наших экспериментов, когда мы ускоряли ионы дейтрона до энергии 13,6 МэВ и сбрасывали их на бериллиевую мишень для получения быстрых нейтронов по реакции $Be^9(d, n)$.

4.3.2. Воздействие ИИ на организм

Энергия, излучаемая радиоактивными веществами, поглощается окружающей средой. Поглощенная энергия от различных видов ионизирующих излучений вызывает ионизацию атомов и молекул вещества, в результате чего молекулы и клетки ткани разрушаются. Ионизация является одним из основных звеньев в биологическом действии излучений.

Известно, что 2/3 общего состава ткани человека составляет вода и углерод. Вода под действием излучения расщепляется на водород «Н» и гидроксильную группу «ОН», которые либо непосредственно, либо через цепь вторичных превращений, образуют продукты с высокой химической активностью: гидратный окисел «НО₂» и перекись водорода «Н₂О₂». Эти соединения взаимодействуют с молекулами органического вещества ткани,

окисляя и разрушая их (ткани).

В результате воздействия радиации нарушается нормальное течение биохимических процессов и обмен веществ в организме. В зависимости от величины поглощенной дозы излучения а также от индивидуальных особенностей организма, вызванные изменения могут быть обратимыми или необратимыми. При небольших дозах поражённая ткань восстанавливает свою функциональную деятельность, но большие дозы при длительном воздействии могут вызвать необратимые поражения отдельных органов или всего организма.

Любой вид ионизирующих излучений вызывает биологические изменения в организме как при внешнем облучении (источник находится вне организма), так и при внутреннем облучении (источник – внутри организма).

Биологический эффект излучения зависит от величины суммарной дозы и времени воздействия, от вида радиации, размеров облучаемой поверхности и индивидуальных особенностей организма.

При однократном облучении всего тела человека возможны следующие биологические нарушения в зависимости от суммарной поглощенной дозы излучения :

0 – 25 рад (0,25 Гр) – видимых нарушений нет,

25 – 50 рад (0,25 – 0,5 Гр) – возможны изменения в крови,

50 – 100 рад (0,5 – 1 Гр) – изменения в крови, нарушение трудоспособности,

100 – 200 рад (1 – 2 Гр) – нарушение нормального состояния возможна потеря трудоспособности,

200 – 400 рад (2 – 4 Гр) – потеря трудоспособности и возможен смертельный исход,

400 – 500 рад (4 – 5 Гр) – смертельные случаи составляют 50%,

600 рад (6 Гр) и более – смертельные случаи составляют 100%.

Поглощенная доза излучения, вызывающая поражение отдельных частей тела, а затем смерть превышает смертельную поглощенную дозу облучения всего тела.

Смертельные поглощенные дозы для отдельных частей тела :

голова	–	2000 рад (20 Гр) ,
нижняя часть живота	–	3000 рад (30 Гр),
верхняя часть живота	–	5000 рад (50 Гр),
грудная клетка	–	10000 рад (100 Гр),
конечности	–	20000 рад (200 Гр)

Важным фактором при воздействии излучения на организм является время облучения. С увеличением мощности дозы поражающее действие излучения возрастает. Чем более дробно излучение по времени, тем меньше его поражающее действие.

Биологическая эффективность каждого вида излучения находится в зависимости от удельной ионизации. Наружное облучение альфа, а также бета – частицами менее опасно, так как они имеют небольшую величину пробега в ткани и не достигают кровеносных и других внутренних органов. При внешнем облучении необходимо учитывать гамма и нейтронное облучение, которые проникают в ткань на большую глубину и разрушают ее.

Степень поражения организма зависит от размеров облученной поверхности – с уменьшением облучаемой поверхности уменьшается и биологический эффект. Так при облучении гамма – квантами поглощенной дозой 450 рад (4,5 Гр) участка тела площадью 6 кв.см. заметного поражения организма не наблюдается, а при облучении такой же дозой всего тела было отмечено 50% смертельных случаев.

4.3.3. Нормы радиационной безопасности НРБ – 99/2009

НРБ-99/2009, применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного или природного происхождения. Нормы распространяются на следующие виды воздействия ионизирующего излучения на человека :

- в условиях нормальной эксплуатации техногенных источников излучения;
- в результате радиационной аварии;
- от природных источников излучения;

– при медицинском облучении.

Требования Норм и Правил не распространяются на источники излучения, создающие при любых условиях обращения с ними:

– индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв;

– индивидуальную годовую эквивалентную дозу в коже не более 50 мЗв и в хрусталике не более 15 мЗв;

– коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел.Зв, либо когда при коллективной дозе более 1 чел.Зв по принципу оптимизации показывает нецелесообразность снижения коллективной дозы.

Требования Норм и Правил не распространяются также на космическое излучение на поверхности Земли и внутреннее облучение человека, создаваемое природным калием, на которые практически невозможно влиять.

Перечень и порядок освобождения источников ионизирующего излучения от радиационного контроля устанавливается санитарными правилами.

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются два класса нормативов:

– основные пределы доз (ПД), приведенные в табл.4.3;

– допустимые уровни монофакторного воздействия (для одного радионуклида, пути поступления или одного вида внешнего облучения), являющиеся производными от основных пределов доз: пределы годового поступления (ПГП), допустимые среднегодовые объемные активности (ДОВА), среднегодовые удельные активности (ДУА) и другие;

Таблица 4.3 – Основные пределы доз

Нормируемые величины*	Пределы доз	
	персонал (группа А)**	население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза*** коже**** кистях и стопах	150 мЗв 500 мЗв 500 мЗв	15 мЗв 50 мЗв 50 мЗв
<p>Примечания:</p> <p>* Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам.</p> <p>** Основные пределы доз, как и все остальные допустимые уровни воздействия персонала группы Б, равны 1/4 значений для персонала группы А. Далее в тексте все нормативные значения для категории "персонал" приводятся только для группы А.</p> <p>*** Относится к дозе на глубине 300 мг/см .</p> <p>**** Относится к среднему по площади в 1 см значению в базальном слое кожи толщиной 5 мг/см под покровным слоем толщиной 5 мг/см . На ладонях толщина покровного слоя - 40 мг/см . Указанным пределом допускается облучение всей кожи человека при условии, что в пределах усреднённого облучения любого 1 см площади кожи этот предел не будет превышен. Предел дозы при облучении кожи лица обеспечивает непревышение предела дозы на хрусталик от бета-частиц.</p>		

4.3.4. Виды источников ИИ

Источник ионизирующего излучения – радиоактивное вещество или устройство, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение, на которые распространяется действие настоящих Норм и Правил.

Источник излучения природный – источник ионизирующего излучения природного происхождения, на который распространяется действие настоящих Норм и Правил

Источник излучения техногенный – источник ионизирующего излучения специально созданный для его полезного применения или

являющийся побочным продуктом этой деятельности.

Источник радионуклидный закрытый – источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нём радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан.

Источник радионуклидный открытый – источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нём радионуклидов в окружающую среду. К открытым источникам ИИ относится и циклотрон.

4.3.5. Требования радиационной безопасности при работе на циклотроне

Допуск к работе:

- К работе на циклотроне допускаются лица:
 - а) не моложе 18 лет,
 - б) прошедшие медицинский осмотр,
 - в) сдавшие экзамен по радиационной безопасности.,
 - г) получившие инструктаж на рабочем месте с росписью в специальном журнале,
 - д) получившие дозиметры.
- К работе на пучках циклотрона допускаются только те экспериментаторы, которые имеют допуск службы РБ, дозиметры, спецодежду. Допуск к работе осуществляет начальник смены циклотрона.
- Все сотрудники, постоянно работающие в лаборатории ПРВ, ежегодно проходят медицинский осмотр.
- Сдача экзамена по правилам работы с р/а веществами и другими источниками ионизирующих излучений проводится не реже одного раза в год, инструктаж на рабочем месте – один раз в квартал.

Ведение экспериментов на циклотроне.

Перед началом эксперимента заказчик обязан:

получить допуск к работе в службе РБ и передать его начальнику смены для размещения в сменном журнале;

иметь индивидуальный дозиметр и предъявить его по требованию начальника смены; письменно или устно оговорить особые режимы работы ускорителя, не приводящие к перегрузке ускорителя и большим потерям

пучка.

Установка экспериментаторами дополнительного оборудования на узлы ускорителя должна согласовываться с руководителем лаборатории.

Новые конструкции, мишени, коллиматоры могут быть установлены на циклотроне с разрешения начальника службы центрального управления циклотрона.

Все мишени, установленные заказчиком, должны иметь датчики пучка для настройки и замера полного тока. Чертеж или полный наглядный эскиз мишени с датчиками пучка должен быть представлен заказчиком, согласован с руководителем лаборатории РВ и храниться в сменном журнале циклотрона.

Форма пучка на мишени, максимальная плотность и площадь расфокусировки пучка должны быть заранее согласованы с руководством лаборатории, утверждены и записаны в сменном журнале циклотрона.

Включение циклотрона на излучение производится только по командам, подаваемым на пульт экспериментаторами или по предварительному согласованию с начальником смены.

Для безопасности работ нач. смены перед включением циклотрона должен убедиться, что все люди покинули помещение 123 и 132 залов, а двери закрыты, блокировки в рабочем положении. При включении ВЧ. генератора должно загореться световое табло «Циклотрон работает» и включиться звуковой сигнал.

При работе циклотрона экспериментаторы и персонал обслуживания должны находиться в пультовой циклотрона и в физических пультовых.

При входе в зал экспериментатор должен предупредить начальника смены о характере проводимых работ на установке.

Перед входом в 123 и 132 залы экспериментаторы должны убедиться в наличии работы приточно–вытяжной вентиляции (табло «Вентиляция включена» горит). В случае отсутствия в залах вентиляции работы в залах проводить запрещается.

Вынос приборов, активных деталей и облучённых образцов из 123 и 132 залов допускается только с разрешения службы РБ.

После окончания эксперимента заказчик обязан:
расписаться в журнале регистрации и выдачи облученных образцов;
сообщить начальнику смены полученную дозу для записи в сменном журнале.

Все работы по фокусировке, проводке пучка проводить только с протонным пучком и, если возможно, с наименьшей интенсивностью.

В качестве материала подложек для образцов при облучении следует отдавать предпочтение алюминию.

4.3.6 Защита от ионизирующего излучения при работе с закрытыми источниками

Защита от внешнего облучения при работе с р/а веществами достигается путём установления необходимого расстояния от источника излучения (защита расстоянием), сокращения времени работы (защита временем) или применения защитных средств – экранов.

Следует отметить, что «защита временем» требует сокращения времени облучения за счет четкого выполнения всех операций работы с р/а веществами, а «защита расстоянием» связана с необходимостью применения приспособлений для дистанционного захвата и механических манипуляторов.

В тех случаях, когда «защита временем» и «защита расстоянием» не могут обеспечить безопасных условий работы, необходимо применять защитные экраны.

Толщина защитного экрана определяется величиной активности источника, энергией частиц и квантов излучения, расстоянием от источника излучения, временем работы с излучающим веществом и поглощающими свойствами применяемого материала.

Указанные свойства защиты должны обеспечивать создание таких условий работы, при которых исключалось бы воздействие на организм доз облучения, превышающих основные пределы доз.

4.4.Электробезопасность

Электрические установки представляют для человека большую

потенциальную опасность, которая усугубляется тем, что органы чувств человека не могут на расстоянии обнаружить наличие электрического напряжения на оборудовании.

В зависимости от условий в помещении опасность поражения человека электрическим током увеличивается или уменьшается. Не следует работать с ЭВМ в условиях повышенной влажности (относительная влажность воздуха длительно превышает 75%), высокой температуры (более 35° С), наличии токопроводящей пыли, токопроводящих полов и возможности одновременного прикосновения к имеющим соединение с землёй металлическим элементам и металлическим корпусом электрооборудования. Оператор ЭВМ работает с электроприборами: компьютером (дисплей, системный блок и т.д.) и периферийными устройствами. Существует опасность электропоражения в следующих случаях:

- при непосредственном прикосновении к токоведущим частям во время ремонта ЭВМ;
- при прикосновении к нетоковедущим частям, оказавшимся под напряжением (в случае нарушения изоляции токоведущих частей ЭВМ);
- при прикосновении с полом, стенами, оказавшимися под напряжением;
- при коротком замыкании в высоковольтных блоках: блоке питания и блоке дисплейной развёртки.

Мероприятия по обеспечению электробезопасности электроустановок:

- отключение напряжения с токоведущих частей, на которых или вблизи которых будет проводиться работа, и принятие мер по обеспечению невозможности подачи напряжения к месту работы;
 - вывешивание плакатов, указывающих место работы;
 - заземление корпусов всех установок через нулевой провод;
 - покрытие металлических поверхностей инструментов надёжной изоляцией;
- недоступность токоведущих частей аппаратуры (заключение в корпуса электропоражающих элементов, заключение в корпус токоведущих частей).

4.5. Пожарная и взрывная безопасность

Оценка пожарной безопасности помещения. В зависимости от характеристики используемых в производстве веществ и их количества, по пожарной и взрывной опасности помещения подразделяются на категории А, Б, В, Г, Д. Так как помещение по степени пожаровзрывоопасности относится к категории В, т.е. к помещениям с твердыми сгорающими веществами, необходимо предусмотреть ряд профилактических мероприятий.

Возможные причины загорания:

- неисправность токоведущих частей установок;
- работа с открытой электроаппаратурой;
- короткие замыкания в блоке питания;
- несоблюдение правил пожарной безопасности;
- наличие горючих компонентов: документы, двери, столы, изоляция кабелей и т.п.

Мероприятия по пожарной профилактике разделяются на: организационные, технические, эксплуатационные и режимные.

Организационные мероприятия предусматривают правильную эксплуатацию оборудования, правильное содержание зданий и территорий, противопожарный инструктаж рабочих и служащих, обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности, издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации.

К техническим мероприятиям относятся: соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения, правильное размещение оборудования.

К режимным мероприятиям относятся, установление правил организации работ, и соблюдение противопожарных мер. Для предупреждения возникновения пожара от коротких замыканий, перегрузок и т. д. необходимо соблюдение следующих правил пожарной безопасности:

- исключение образования горючей среды (герметизация оборудования, контроль воздушной среды, рабочая и аварийная вентиляция);
- применение при строительстве и отделке зданий негорюемых или трудно сгораемых материалов;
- правильная эксплуатация оборудования (правильное включение оборудования в сеть электрического питания, контроль нагрева оборудования);
- правильное содержание зданий и территорий (исключение образования источника воспламенения – предупреждение самовозгорания веществ, ограничение огневых работ);
- обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности;
- издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации;
- соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения;
- правильное размещение оборудования;
- своевременный профилактический осмотр, ремонт и испытание оборудования.

При возникновении аварийной ситуации необходимо:

4. Сообщить руководителю;
5. Позвонить в аварийную службу;
6. Принять меры в соответствии с инструкцией.

Заключение

Результаты могут быть сформированы следующим образом:

1- Результаты экспериментов и расчетов показали, что максимальный поток нейтронов в Ве мишени наблюдается под углами 0° и 180° относительно направления пучка дейтронов, а минимум в 90° и 270° . Этот результат согласуется как с теоретически ожидаемыми и некоторыми экспериментальными и смоделированными результатами.

Неожиданное наблюдение потоков нейтронов, обнаруженных фольгами Al и Fe в переднем и заднем направлениях относительно мишени без существования какой-либо цели на своем пути, можно объяснить столкновениями между пучком дейтронов и воздухом (O_2 , N_2 ... и т. Д.), Кроме того, эти результаты можно объяснить взаимодействием ядер дейтронов с некоторыми материалами расположенных где-то в канале пучка.

2- Экспериментальные работы были проведены наряду с симуляциями с кодами MCNP и RACE4 для оценки спектров нейтронов, потоков и скоростей дозы для различных размеров полей облучения. Величина нейтронного потока из источника Ве и мощность дозы хорошо согласуются с данными опубликованными в литературе.

Потоки нейтронов и мощности поглощенной дозы различаются в зависимости от поля облучения коллиматора. Экспериментальные и значения MCNP очень близки друг к другу для большей апертуры коллиматора и немного отличаются для меньших. Значение дозы поглощенной дозы уменьшается на 10% между коллиматорами $8,5 \times 8,5 \text{ см}^2$ и $4,5 \times 4,5 \text{ см}^2$ по данным экспериментов и на 25%, по данным расчетов по коду MCNP. Поток нейтронов, рассчитанный по MCNP, меньше измеренных значений в области энергий между 1 МэВ и 6 МэВ. Это может привести к улучшению коллимации поля

облучения увеличения доли пучка нейтронов, доставляемого пациенту.

3- Как показано в результатах расчетов, мы можем увеличить мощность дозы нейтронов, изменив геометрию внутреннего слоя коллиматора, а также мы можем улучшить его ещё дополнительно за счет добавления в коллиматор слоя свинцового металла (Pb) с определенной толщиной. Это приводит к увеличению потока нейтронов примерно на 67%. За счет этого мы можем уменьшить ток ускоренных ионов дейтронов или можем уменьшить время экспозиции пациента на 67%.

Мы считаем, что мы можем использовать этот подход и для других источников нейтронов, таких как ядерные реакторы, где имеется много каналов облучения, используемых для облучения материалов, для исследований или промышленных целей. Если это применимо, это будет очень полезно.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- [1] IAEA-TECDOC-992, "Nuclear data for neutron therapy: status and future needs", December 1997, pg. 12.
- [2] Catterall, M. 1976. Br. J. Radial. 49: 203-5.
- [3] M. Bamberg, M. Molls and H. Sack, *Radioonkologie, Band II: Klinik*, W. Zuckschwerdt-Verlag, Germering/München (2009).
- [4] T. Kroc, *Status of the fast neutron therapy at the Northern Illinois University Institute for neutron Therapy at Fermilab*, in *Neutrons for Therapy*, Cape Town, South Africa, 12 October 2009.
- [5] J.K. Rockhill and G.E. Laramore, *Neutron Radiotherapy*, in *Clinical Radiation Oncology*, 3rd edition, L.L. Gunderson and J.E. Tepper eds., Elsevier Churchill Livingstone, Philadelphia, PA, U.S.A. (2011).
- [6] M. Snyder, M.C. Joiner, A. Konski, T. Bossenberger and J. Burmeister, *Dose escalation in prostate cancer using intensity modulated neutron radiotherapy*, *Radiother. Oncol.* 99 (2011) 201.
- [7] E.A. de Kock, *Pencil beam convolution model for fast-dose calculations in uncharged particle radiation treatment planning*, *Radiat. Phys. Chem.* 71 (2004) 967.
- [8] L.I. Musabaeva, V.A. Lisin, Zh.A. Zhogina and V.V. Velikaya, *Results of Neutron and Neutron-Photon Therapy for Malignant Tumors*, in *Neutrons for Therapy*, Cape Town, South Africa, 12 October 2009.
- [9] A.V. Vazhenin and G.N. Rykovanov, *The Urals Center of Neutron Therapy: History, methodology and results* (in Russian), Russian Academy of Medical Sciences, Moscow (2008).
- [10] F.M. Wagner et al., *The Munich fission neutron therapy facility MEDAPP at FRM II*, *Strahlenther Onkologie*, 12 (2008) 643.
- [11] C. J. Parnell, Brit J. Radiology 44 (1971), p. 612.
- [12] A. Pinkerton, J. P. Mamacos, and J. S. Laughlin, Radiology 96 (1970), p. 131.
- [13] E. Tochilin and G. D. Kohler, Health Physics 1 (1958), p.332.
- [14] A. J. Allen, J. F. Nechaj, K-H. Sun, and B. Jennings, Phys. Rev. 81(1951), p. 536.
- [15] R. Booth and H. H. Barschall, Nuc. Inst, and Meth. 99_ (1972), p. 1.
- [16] C. J. Parnell, G. D. Oliver, Jr., P. R. Alraond, and J. B. Smathers, Phys. Med. and Biol. 17_ (1972), p. 429.

- [17] E. Bruninv and J. Crcmbeen, *Int. J. Appl. fed. and Isot.* 20 (1969), p. 255.
- [18] B. L. Coh-ji and C. E. Falk, *Phys. Rev.* 84_ (1951), p. 173.
- [19] G. W. Schweimar, *Nuc. Phys. A100* (1967) p. 537.
- [20] I. Heertje and A.H.W. Aten, Jr, *Physica* 30_ (1964), p. 978.
- [21] C. J. Parnell, B. C. Page, and M. A. Chaudhri, *3rit. J. Radiol.* 44, (1971), p. 63.
- [22] C. J. Parnell, *Brit. J. Radiol.* 45 (1972), p. 452.
- [23] J. F. Janni, Calculations of - Energy Loss, Range, Path length, Stragglng, Multiple Scattering, and the Probability of Inelastic Nuclear Collisions for 0.1 - to 1000 MeV Protons, Technical Report No. AFWL-TR 65-150, Clearinghouse for Federal Scientific and Technical Information, Springfield, Va. 1966.
- [24] C. F. Williamson, J-P. Boujot, and J. Picard, Tables of Range and Stopping Power of Chemical Elements for Charged Particles of Energy 0.5 to 500 MeV, CEA-R 3042, Clearinghouse for Federal Scientific and Technical Information, Springfield, Va., 1966.
- [25] Keith Allen Weaver (Ph.D. Thesis); Neutrons From Deuteron Bombardment of Light Nuclei, Lawrence Livermore Laboratory UCBL-51310, MS. Date: December 7, 1972.
- [26] Glenn E Knoll, *Radiation Detection and Measurement*, Third Edition, Copyright 0 2000 John Wiley & Sons, Inc.
- [27] K. H. Beckurts and K. Wirtz, *Neutron Physics*. Copyright 1964 by Springer-Verlag. New York.
- [28] L. Kuijpers et al., *Nucl. Instrum. Meth.* 144,215 (1977).
- [29] Leo, William R, *Techniques for Nuclear and Particle Physics Experiments A How-to Approach*, Springer-Verlag Berlin Heidelberg, copyright 1994.
- [30] Richard F, Meulders JP, Vynckier S, Octave-Prignot M, Possoz A, Wambersie A (1981) Present status of the treatment planning for d(50)-Be neutron beams and mixed schedules at "CYCLONE". *Strahlentherapie* 77 Suppl:178-184.
- [31] LONE, M. A, SANTRY, D. C., INGLIS, W. M., 1980, *Nucl. Instrum. Meth.*, 174,521.
- [32] Gabor L. Molnar, *Handbook of Prompt Gamma Activation Analysis with Neutron Beams* Edited by Chemical Research Centre, Budapest, Hungary, all Rights Reserved © 2004 Kluwer Academic Publishers.

- [33] HUBBELL, J. H., 1982, Appl. Radiat. Isotopes, 33, 1269.
- [34] HUBBELL, J. H., SELTZER, S. M., 1995, Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy Absorption Coefficients 1 Kev to 20 MeV for Elements $Z = 1$ to 92 and 48 Additional Substances of Dosimetric Interest, Report NISTIR 5632 (Gaithersburg: Natl. Inst. Stds. & Tech.).
- [35] B. J. Mijnheer, L. J. Goodman, E. J. Hall, H. G. Menzel, C. J. Parnell, J. Rassow, P. Wootton; Journal of the International Commission on Radiation Units and Measurements, Report 45, Volume 23, Issue 2, 15 November 1989.
- [36] Parnell, C. J., Oliver, G. D., Almond, P. R., and Smathers, J. B., 1972, Phys. Med. Biol., 17, 429.
- [37] L. S. August., R. B. Theus, F. H. Attix., R. O. Bondelid., P. Shapiro and R. E. Surratt, fast neutron dose rate as a function of incident deuteron energy for $d+^9\text{Be}$, Phys. Med. Biol., 1973, vol. 18, no. 5, 641-647. 01973.
- [38] R. H. Howell, and H. H. Barschall, neutron dose rate for low energy deuterons on beryllium, Phys. Med. Biol., 1976, vol. 21, No. 4, 643-646. @ 1976.
- [39] Weaver, k. A., Anderson, J. D., Barschall, H. H., and Davis, J. C., 1973, Phys. Med. Biol., 18, 64.
- [40] https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-04-2647.pdf.
- [41] <http://lise.nscl.msu.edu/pace4>.
- [42] H.B. Ding and N.Y. Wang, Neutron Source Physics (Science Press, Beijing, 1984).
- [43] Reinhard Stock, Encyclopedia of Nuclear Physics and its Applications, ePDF ISBN: 978-3-527-64927-3 © 2013 WILEY-VCH Verlag GmbH & Co. KGaA, Boschstr. 12, 69469 Weinheim, Germany.
- [44] J.R. Smith: Physical Review, **95**, (1954) no.3.
- [45] J.OP.DE.BEECK: J. Radioanalytical chemistry, 1, (1968), 313.
- [46] Paul R. Chagnon and George E. Owen: physical review volume 101, number 6 march 15, 1956.
- [47] D. Chernikova et al: Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 746(2014)74–86.
- [48] S.T. Butler, Proc. Roy. Soc. (London) A208, 559 (1951).
- [49] A. B. Bhatia et al, Phil. Mag. 43, 4. 83 (1952).

- [50] H. Cember, T.E. Johnson, Introduction to Health Physics, fourth ed., McGraw–Hill, New York, 2009.
- [51] J.R. Lamarsh, A.J. Baratta, Introduction to Nuclear Engineering, third ed., Prentice Hall, New Jersey, 2001.
- [52] J.E. Turner, Atoms, Radiation, and Radiation Protection, third ed., Wiley-VCH, Weinheim, 2007.
- [53] International Commission on Radiological Protection (ICRP), Conversion coefficients for radiological protection quantities for external radiation exposures, ICRP Publication 116, Ann. ICRP vol. 40 (2010) pp. 1–257.
- [54] International Commission on Radiological Protection (ICRP), the 2007 recommendations of the international commission on radiological protection, ICRP Publication 103, Ann. ICRP vol. 37 (2007) pp. 1–332.
- [55] National Nuclear Data Center (NNDC), ENDF/B-VII.1, (USA-2011Web. 2011) <http://www.nndc.bnl.gov>
- [56] D. Halliday, R. Resnick, J.Walker, Fundamental of Physics, ninth ed., JohnWiley and Sons Inc., Missouri, 2011.
- [57] D. Shier, J. Butler, R. Lewis, Hole’s Human Anatomy and Physiology, twelfth ed., McGraw–Hill, New York, 2009.
- [58] G.J. Tortora, B. Derrickson, Principles of Anatomy and Physiology, twelfth ed., John Wiley and Sons Inc., New Jersey, 2009.
- [59] L. S. AUGUST, R. B. THEUS, F. H. ATTIX, R'. O. BONDELID, P. SHAPIRO, R. E. SURRATT and C. C. ROGERS, M.D., Fast Neutron Dose Rate as a Function of Incident Deuteron Energy for $D+^9\text{Be}$, PHYS. MED. BIOL., 1973, VOL.. 18, NO. 5, 641-647.
- [60] PARNELL C. J., OLIVER G. D., ALMOND P. R., and SMATHERJ S., B., 1972, Phys. Med. Biol., 17, 429.