

ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ АМЕРИЦИЕВОГО РЕАКТОРА ДЛЯ НЕЙТРОННОЙ ТЕРАПИИ. РЕАКТОР «МАРС»

В.А. Левченко*, В.А. Белугин**, Ю.А. Казанский***,
Е.С. Матусевич***, И. Ронен****, Ю.С. Юрьев**, И.П. Балакин*,
С.Л. Дорохович*, Ю.А. Кураченко***, А.В. Левченко***,
А.А. Уваров*

* *Экспериментальный научный и методический центр «Моделирующие системы», г. Обнинск*

** *ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

*** *Обнинский государственный технический университет атомной энергетики, г. Обнинск*

**** *Университет Бен-Гурион, Израиль*

Рассматривается реактор с топливом на основе ^{242m}Am для нейтронной терапии. Общие требования к медицинскому реактору, который предполагается разместить на территории клиники, следующие: тепловая мощность не выше 10 кВт, плотность потока нейтронов в месте расположения пациента не менее 1.10^9 н/см²с, отношение дозовых нагрузок по гамма-излучению и нейтронам не более 0.2.

В статье дано описание конструкции реактора, основных нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик и системы управления реактором. Реактор получил название МАРС (медицинский америциевый реактор солевой).

Реактор представляет собой цилиндрический объем, в котором помещено топливо - водный раствор $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$ и теплоноситель - вода. Топливо и теплоноситель конструктивно разделены между собой. Теплосъем осуществляется путем естественной циркуляции. Система управляющих стержней расположена в бериллиевом отражателе.

Масса америция (100% ^{242m}Am) составляет около 19 г, что обеспечивает в холодном состоянии реактора $K_{эфф} = 1.02$.

При выбранной конструкции реактора температура топлива не превышает 80°C, а максимальная температура воды в контуре естественной циркуляции не превышает 60°C.

Пучок нейтронов выводится с торца активной зоны реактора. Для формирования и фильтрации пучка нейтронов, для снижения потока гамма-излучения используется фильтр. Плотность потока нейтронов на выходе пучка составляет 3.10^9 н/см²с.

ВВЕДЕНИЕ

Нейтронная терапия онкологических заболеваний предъявляет специфические требования к физическим параметрам пучков нейтронов (см. табл. 1). В настоящее время для нейтронной терапии используют многоцелевые исследовательские реакторы, приспособлявая к их возможностям медицинские пучки нейтронов [1].

Представляется целесообразным создание одноцелевого медицинского реактора с пучком нейтронов заданных параметров как специального медицинского инструмента, расположенного непосредственно в клинике. Необходимость создания специализированного медицинского реактора обсуждалась на японско-российском семинаре [2].

Требования к специализированной реакторной установке достаточно очевидны: дешевизна, внутренняя безопасность и отсутствие возможности использования делящегося материала в качестве сырья для ядерного оружия.

Эти требования реализуются при условии, если мощность реактора W и масса топлива m минимальны, а поток нейтронов F , требуемых параметров, максимальный, т.е. конструкция реактора и топливо должны быть такими, чтобы отношение F/W было наибольшим.

Реактор должен работать в старт-стопном режиме. Единственная функция установки - выдавать пучок нейтронов заданных параметров. Желательно иметь минимальный эксплуатационный персонал.

Для иллюстрации требований к характеристикам медицинских пучков рассмотрим один из вариантов нейтронной терапии - нейтронозахватный. Не вдаваясь в медицинские подробности методов лечения, отметим сам принцип. В ткань опухоли вводится фармпрепарат, содержащий изотоп ^{10}B , который имеет высокое сечение поглощения нейтронов, затем опухоль облучается нейтронами. При поглощении нейтрона в реакции (n,α) образуются две короткопробежные заряженные частицы, и энергия, выделяемая в реакции, поглощается локально воздействуя на опухолевую ткань.

Оптимальная энергия нейтронов для нейтронозахватной терапии лежит в интервале от 1 до 10^4 эВ. При таких энергиях нейтронов нет чрезмерного облучения кожных покровов, что неизбежно в случае тепловых нейтронов. Кроме того, значительная часть нейтронов, диффундируя в район опухоли, успевает замедлиться и с большой вероятностью вступает в реакцию (n,α) .

Желательно иметь малую долю быстрых нейтронов. Доза, создаваемая быстрыми нейтронами в результате упругого рассеяния на ядрах водорода, является фоновой и реализуется в здоровых тканях. Интенсивность пучка нейтронов в выбранном интервале энергий должна быть не менее $10^9 \text{ н/см}^2 \text{ с}$, с тем, чтобы время облучения пациента не превышало 1 часа.

Таблица 1

Основные требования к медицинскому реактору как нейтронному источнику для нейтрон-захватной терапии

№	Наименование	Значение
1.	Плотность потока эпитепловых нейтронов F , $\text{н/см}^2 \cdot \text{с}$	$>1 \cdot 10^9$
2.	Доза быстрых нейтронов на эпитепловой нейтрон D_n , $\text{Гр.см}^2/\text{н}$	$<2 \cdot 10^{-13}$
3.	Доза гамма – излучения на эпитепловой нейтрон D_γ , $\text{Гр.см}^2/\text{н}$	$<2 \cdot 10^{-13}$
4.	Отношение тока к потоку J/F	$>0,7$

Конструкции фильтра и коллиматора пучка нейтронов должны обеспечить минимально возможную дозу гамма-излучения и дозу, создаваемую быстрыми нейтронами. Основные требования к пучку нейтронов реакторной установки, выработанные медицинским сообществом [1], представлены в табл. 1.

КОНЦЕПТУАЛЬНАЯ СХЕМА РЕАКТОРА

В работах [3,4] предложено использовать в качестве делящегося нуклида ^{242m}Am .

Америций ^{242m}Am (период полураспада 152 года) имеет наибольшее из доступных делящихся ядер сечение деления в тепловой области, сравнительно низкое сечение радиационного захвата ($\alpha \approx 0.17$), число нейтронов на акт деления $\nu = 3.25$, что позволяет реализовать реактор малых размеров и получить максимальное отношение плотности потока нейтронов в пучке к мощности реактора.

Как показано в [4], для цилиндрического реактора с гомогенной зоной с топливом в виде водного раствора $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$ оптимум между критической массой, потоком нейтронов на выходе фильтра (Al_2O_3) и геометрическими размерами зоны находится при соотношении высоты реактора к его диаметру (H/D), равном 0,3 для $D \approx 21$ см и $H \approx 6,3$ см. При этом необходимо около 20 г чистого ^{242m}Am и для достижения требуемой плотности потока нейтронов в пучке нужна мощность 10 кВт.

Использование в реакторе ^{242m}Am имеет преимущества по сравнению с урановым топливом, поскольку отношение F/W для америция превышает аналогичное отношение для урана, и кроме того, количество используемого ^{242m}Am в сотни раз меньше количества необходимого урана.

^{242m}Am может быть получен при облучении нейтронами ^{241}Am , который, в свою очередь, появляется в результате β -распада ядер Pu^{241} (период полураспада 13.2 года). В отработавшем топливе тепловых реакторов всегда есть плутоний, в котором доля изотопа Pu^{241} на уровне 10%.

Получение чистого ^{242m}Am в количествах десятков грамм пока только обсуждается, но поскольку ^{241}Am доступен в больших количествах (в одной тонне отработавшего топлива реактора ВВЭР-1000 через 10 лет после выгрузки содержится около 0.5 кг ^{241}Am), то получение ^{242m}Am возможно при организации специального производства по облучению ^{241}Am в реакторе. Надо отметить, что в любом реакторе и при любом времени облучения отношение концентраций $^{242m}\text{Am} / ^{241}\text{Am}$ намного меньше единицы. Так при облучении ^{241}Am в тепловом реакторе отношение $^{242m}\text{Am} / ^{241}\text{Am}$ может достигать 0.01, а при облучении в быстром реакторе это отношение вырастает до 0.09. Для реактора малого объема с америциевым топливом, как показали расчеты (рис. 3), отношение $^{242m}\text{Am} / ^{241}\text{Am}$ должно быть не менее 0.5. Для достижения такого высокого содержания изотопа ^{242m}Am необходимо применять технологию изотопного обогащения. Для получения одного грамма америция с 50% содержанием ^{242m}Am потребуется 100 г облученного в тепловом реакторе ^{241}Am . Для выделения такого количества ^{241}Am необходимо переработать 200 кг выдержанного в течение 10 лет отработавшего топлива.

Выбор топливной композиции – это основной вопрос, с которым нужно определиться в будущем: гетерогенная (твэлы) или гомогенная активная зона.

Предварительно исследовались оба варианта, от простой гомогенной зоны – водный раствор $\text{Am}_2(\text{SO}_4)_3$ с добавкой CuSO_4 для рекомбинации радиолизного газа [4], и более сложного, гомогенной смеси ^{242m}Am в матрице с $\text{ZrH}_{1.8}$, до гетерогенной твэльной конструкции с различными диаметром твэлов и шагом решетки. В общей сложности сделаны оценки более чем для 20 вариантов композиций топлива в активной зоне при сохранении ее геометрических размеров. В данной статье рассматривается вариант реактора с жидкосолевым топливом.

КОНСТРУКЦИЯ РЕАКТОРА

Принципиальная схема реакторной установки приведена на рис. 1.

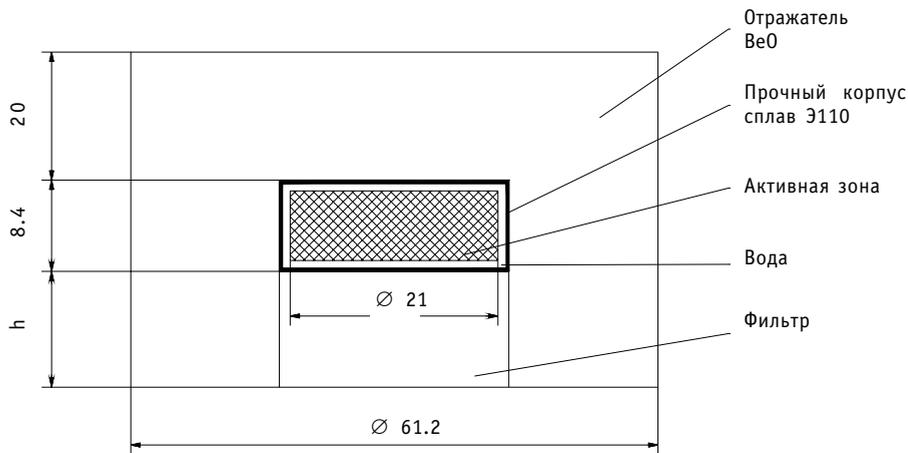


Рис. 1. Принципиальная схема реактора (размеры в см)

Активная зона размещена в стакане из окиси бериллия, который является отражателем. Один торец открыт, и на нем размещается фильтр нейтронного пучка. Геометрические параметры отражателя и активной зоны предложены в [4] для реактора с циркуляцией топлива. Для предлагаемой конструкции (без циркуляции топлива) была найдена оптимальная высота стакана h . С этой целью проведены расчеты по влиянию высоты стакана на эффективный коэффициент размножения. Для расчетов использовалась программа MCNP [5], и активная зона реактора считалась однородной. Результаты расчетов показаны на рис. 2. Видно, что скорость роста эффективности отражателя падает при увеличении высоты стакана h .

Высота стакана отражателя принята равной двойной высоте активной зоны. Такое решение незначительно ухудшает параметры пучка нейтронов на выходе из фильтра, но дает возможность существенно увеличить запас реактивности (либо снизить загрузку топлива).

Зависимость критической массы от степени обогащения топлива по ^{242}Am представлена на рис. 3. Расчет выполнен по двумерной диффузионной программе с использованием системы констант – БНАБ-78 (26 групп) [6] в условиях вышеописанной геометрии. Из графика следует, что до обогащения 75% масса америдия существенно зависит от обогащения (при обогащении 50% требуемая масса топлива втрое превышает массу топлива при обогащении 75%). Однако при изменении обогащения от 75 до 100% требуемая масса топлива уменьшается все-

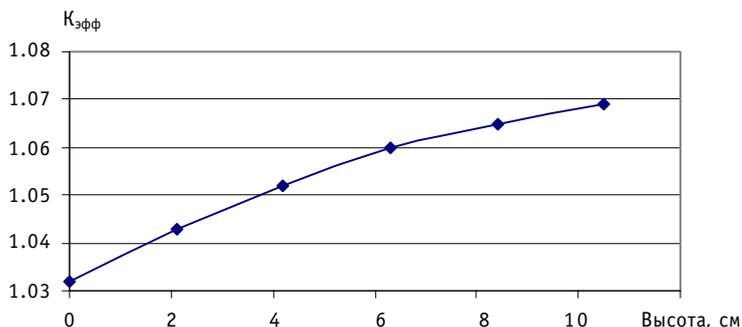


Рис. 2. Зависимость $K_{эфф}$ от высоты бериллиевого стакана h

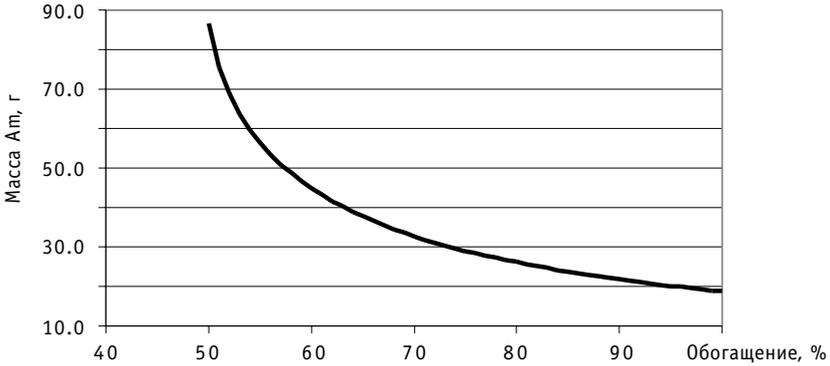


Рис. 3. Зависимость критической массы америция от обогащения при неизменной геометрии

го в 1.5 раза. Предварительные оценки показали, что с учетом заданного объема активной зоны и растворимости соли $Am_2(SO_4)_3$ в воде необходимо обогащение выше 50%. Верхняя оценка обогащения зависит от стоимости америция в функции обогащения.

Использование топлива в виде водного раствора соли $Am_2(SO_4)_3$ с добавкой $CuSO_4$, предложенного в [4], представляется технологичным. Однако техническое решение снятия тепла рассматривается не за счет циркуляции топлива, как это предлагалось в [4], а за счет циркуляции воды в каналах внутри активной зоны. Дело в том, что использование циркуляции топлива требует увеличения его массы и представляется опасным с позиции образования вторичной критической массы. Принципиальная схема активной зоны показана на рис 4.

Топливо локализовано в системе параллельно расположенных пустотелых дисков, соединенных между собой каналами для залива и удаления топлива, образующих систему пластинчатых твэлов. Таким способом реализуется первый барьер безопасности реакторной установки. Прочный корпус с контуром циркуляции теплоносителя образуют второй барьер безопасности. В свою очередь, реактор с контуром циркуляции и системой регулирования заключены в прочный корпус, который образует третий барьер безопасности.

Теплосъем осуществляется водой, циркулирующей в межтвэльном пространстве

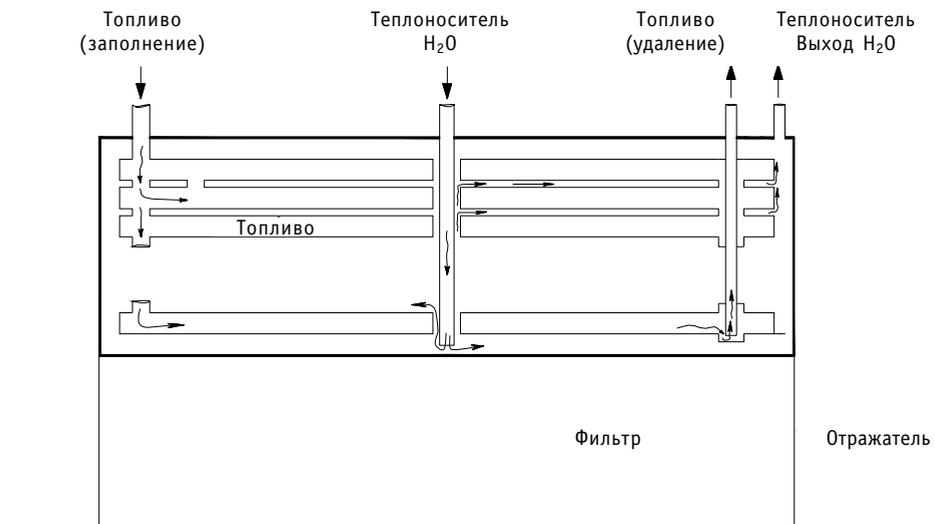


Рис. 4. Принципиальная схема активной зоны

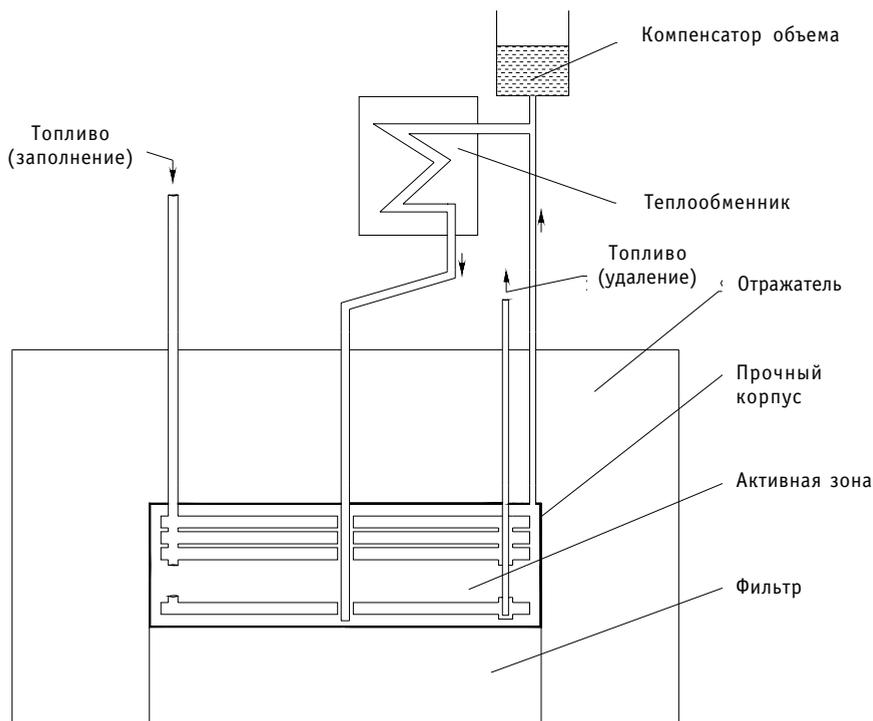


Рис. 5. Принципиальная схема реакторной установки

на основе естественной циркуляции.

Эскиз основных систем реакторной установки приведен на рис.5.

При заданной номинальной мощности 10 кВт энергонапряженность активной зоны составляет 5 кВт/л, и для обеспечения естественной циркуляции необходимо иметь развитую поверхность теплосъема. Количество пластин-твэлов и их толщина определялись требованиями критичности и теплосъема.

Чертеж конструкции реакторной установки дан на рис.6.

Основная деталь конструкции реактора - корпус. Внутренний диаметр корпуса 220 мм, высота внутреннего пространства 73,5 мм, толщина боковой стенки корпуса 3 мм, а нижнего конусного днища 5 мм. Сверху корпус закрыт плоской крышкой. Толщина крышки, как и нижнего днища, равна 5 мм. Крышка соединена с корпусом фланцевым соединением с металлической прокладкой.

Внутри корпуса расположено 11 полых конусных дисков. Диски образованы мембранами толщиной 0,2 мм, которые сварены по торцам. Толщина диска по внешнему размеру 3,92 мм. Внутренний размер полости диска соответственно равен 3,52 мм.

Между дисками предусмотрен зазор 2 мм для циркуляции теплоносителя.

Для обеспечения жесткости мембран и, следовательно, сохранения расстояний между дисками и сохранения внутренних размеров дисков мембраны имеют выдавки высотой 1 мм в наружную сторону и 1,76 мм во внутреннюю сторону. Количество выдавок и шаг выбираются из условия обеспечения жесткости мембран на возможный случай перепада давлений на мембране.

В верхний диск вварена трубка для подвода топлива во внутренние полости дисков. Для отвода топлива служит трубка, которая проходит через все диски до дна нижнего диска. Слив топлива из полостей дисков осуществляется через отводящую топливо трубку путем подачи сжатого газа в подводящую трубку.

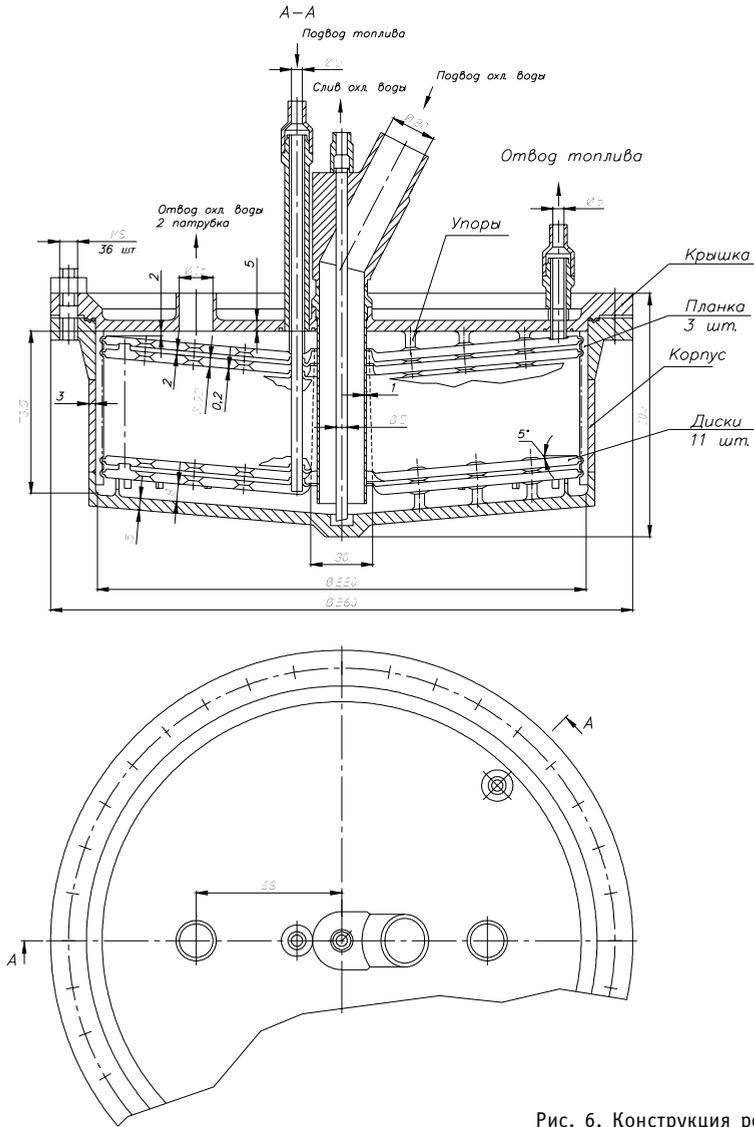


Рис. 6. Конструкция реактора

В центре крышки сварена труба, внутренним диаметром 20 мм, которая служит для подвода охлаждающей воды внутрь корпуса. Для отвода воды на крышке предусмотрено два отверстия диаметром 15 мм. В центре подводящей трубы расположена трубка $\varnothing 5$ мм, которая служит для дренажа (слива) охлаждающей воды перед разборкой корпуса. Для равномерной подачи охлаждающей воды в щели между дисками внутренний диаметр дисков выполнен различным - от 30 мм в нижнем диске, до 23 мм в верхнем диске.

Материал корпуса, мембран и центральной трубки - циркониевый сплав с 1% ниобия.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРИ НОМИНАЛЬНОЙ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА

Теплогидравлические характеристики реактора были рассчитаны с использованием программы расчета естественной конвекции раствора топлива в твэлах и

Таблица 2

Теплогидравлические характеристики реактора МАРС

№	Наименование	Значение
1.	Средняя плотность потока тепла на поверхности твэлов, кВт/м ²	13
2.	Максимальная плотность потока тепла на поверхности твэлов, кВт/м ²	17
3.	Массовый расход теплоносителя через реактор, кг/с	0.075
4.	Средняя скорость теплоносителя в центральной трубке реактора, м/с	0.24
5.	Средняя температура топлива в середине твэла, °С	79
6.	Максимальная температура топлива в середине твэла, °С	88
7.	Средняя температура на внешней поверхности твэла, °С	66
8.	Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	30
9.	Средняя температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	63
10.	Максимальная температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	66

теплоносителя в контуре циркуляции при мощности реактора 10 кВт. Результаты приведены в табл. 2.

СИСТЕМА СТЕРЖНЕЙ УПРАВЛЕНИЯ РЕАКТОРОМ И КОЭФФИЦИЕНТЫ РЕАКТИВНОСТИ

Схема управления и защиты реакторной установки имеет шесть поглощающих стержней, расположенных равномерно в отражателе вокруг активной зоны со смещением в 60° (рис. 7).

Диаметр стержней управления 1 см. Стержни составные: нижняя часть – бериллий, верхняя часть – карбид бора. Стержни выполняют функции аварийной защиты, компенсаторов выгорания и регулирования. Значение $K_{эфф}$ и вносимая реактивность в зависимости от положения стержней представлены в табл. 3. Нулевая точка отсчета – верхняя граница отражателя. При нулевой точке отсчета нижняя граница поглотителя стержня находится на уровне верхнего отражателя (см. рис 7). Стержни идентичны и эффективность их одинакова. Расчеты проводились методом Монте-Карло [5]: рассчитывались значения $K_{эфф}$ при различных

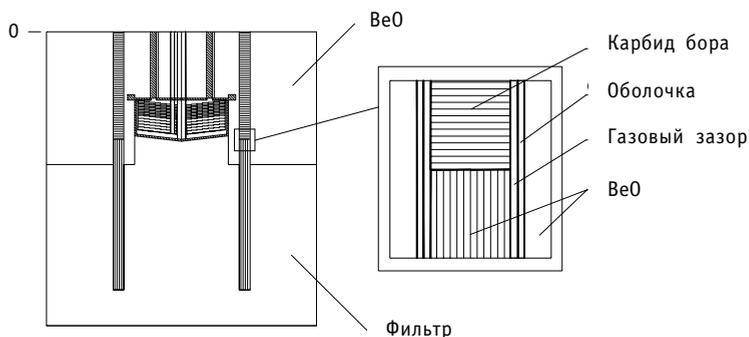


Рис. 7. Схема расположения органов управления реакторной установкой

Таблица 3

Значения $K_{эфф}$ в зависимости от положения СУЗ и вносимая реактивность

Положение СУЗ	$K_{эфф}$	Реактивность %ΔК/К
СУЗ на отметке -29 см	0.979	- 4.22
СУЗ на отметке -20 см	1.004	- 1.52
СУЗ на отметке -10 см	1.019 ₅	- 0.14
СУЗ на отметке 0 см (верхнее положение)	1.021	0

положениях стержней относительно активной зоны реальной конструкции. Вносимая стержнями реактивность определялась из полученных в расчетах значений $K_{эфф}$. Статистическая погрешность расчета значений $K_{эфф}$ составляет ±0.002. Статистическая погрешность в реактивности составляет ±0.0025.

Управление реактором имеет особенность, заключающуюся в том, что при нагреве топлива до номинальной температуры в силу объемного расширения воды часть ее вытесняется в компенсатор объема. Объем жидко-солевого топлива при разогреве из холодного в горячее состояние увеличится на 2.5%. Но такое же в процентном соотношении количество топлива будет вытеснено из активной зоны, обеспечивая тем самым сильную отрицательную обратную связь по реактивности. При остывании точно такое же количество воды и топлива возвращается в активную зону, обеспечивая ввод положительной реактивности, равной ββ, что недопустимо. Эта особенность учтена конструкционным решением – последняя топливная пластина имеет дополнительный свободный объем в 2.4% от общего объема топлива и исполняет роль компенсатора.

Были рассчитаны коэффициенты реактивности с использованием метода Монте-Карло [5]; при этом детально моделировалась конструкция активной зоны реактора. Результаты расчетов приведены в табл. 4. Полученные результаты – это разностные значения рассчитанных $K_{эфф}$ при различных значениях мощности, температуре топлива и температуре теплоносителя. Расчеты потребовали значительного времени, чтобы статистическая погрешность в значениях $K_{эфф}$ не превышала 0.04%.

ФОРМИРОВАНИЕ ПУЧКА НЕЙТРОНОВ

Формирование медицинского пучка – сложная оптимизационная задача. Основные требования (табл. 1) в реальности должны быть существенно дополнены. Так, максимальная плотность потока эпитепловых нейтронов должна быть окончательно обеспечена на ограниченном операционном поле. Окружающие операционное поле ткани должны при этом подвергаться минимальному воздействию как нейтронного, так и гамма-излучения. Из этого определяющего требования («максимум воздействия при минимуме ущерба») следуют, по крайней мере, два принципиальных момента.

Таблица 4

Коэффициенты реактивности

Наименование	Значение
Коэффициент реактивности по температуре топлива, 1/°C	-1.8·10 ⁻⁵
Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя, 1/°C	-6.0·10 ⁻⁵
Мощностной коэффициент реактивности, 1/кВт	-2.4·10 ⁻⁴

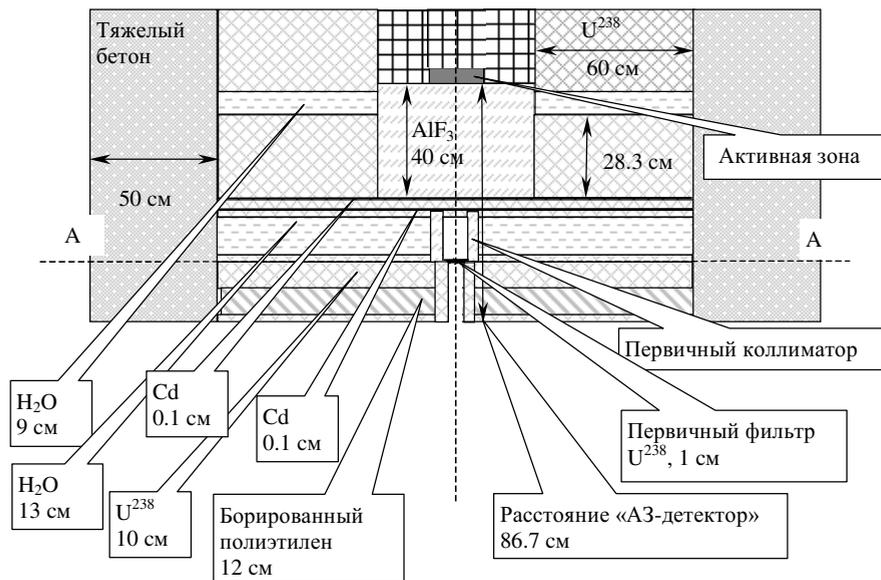


Рис. 8. Осевое сечение цилиндрической защиты и коллиматора

- Поскольку источник компактный, необходимо максимально приблизить к нему операционное поле. Следовательно, окружающая защита должна обладать минимальными размерами. При данных условиях основной задачей становится проблема снижения генерации и подавление вторичного гамма-излучения.

- Далее, формирование пучка естественным образом получается двухэтапным: а) получение максимальной интенсивности заданного спектрального состава и б) коллимация пучка в соответствии с размерами и формой операционного поля.

На первом этапе должна быть обеспечена максимальная светосила пучка, что предполагает максимальный его диаметр. На втором этапе формируется «пятно»

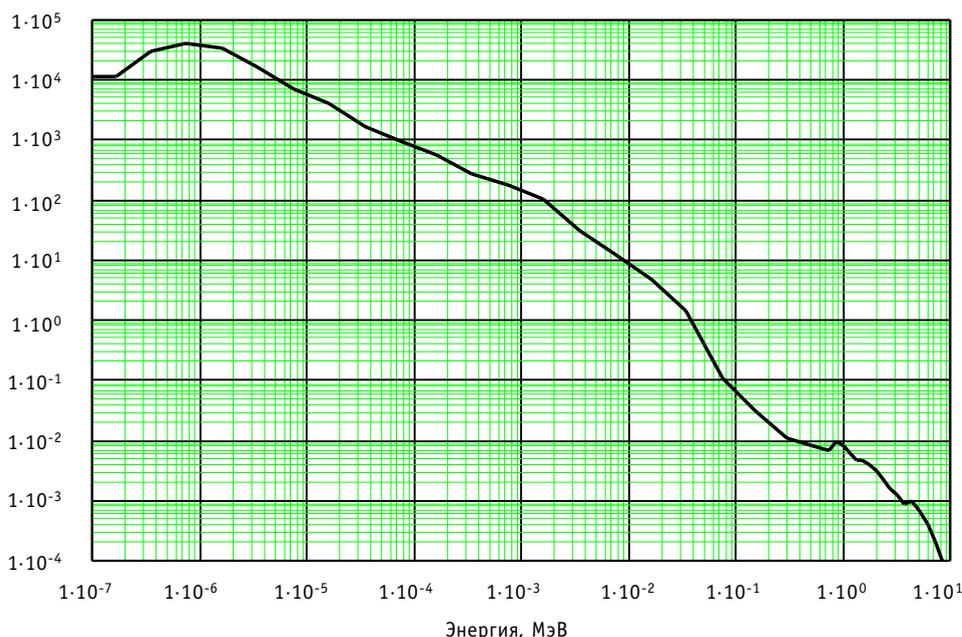


Рис. 9. Спектральное распределение тока утечки на поверхности А – А

меньшего размера. Если же коллимировать пучок сразу от источника (т.е. с поверхности реактора), интенсивность в месте облучения будет совершенно ничтожной.

При анализе возможностей медицинского пучка реактора МАРС рассмотрено несколько десятков различных вариантов защиты и коллиматора. Вычисления проводились с помощью программ MCNP [5] и КАСКАД [7] с использованием библиотеки БНАБ [8]. На рис. 8 представлен один из оптимальных вариантов.

Защита реактора выполнена из обедненного урана. За фильтром $AlF_3 + Cd + U + Cd$ и первичным фильтром (U) и коллиматором, на поверхности А – А достигнуты следующие характеристики при мощности реактора 10 кВт: $J = 2.1 \cdot 10^9$, $F = 3.1 \cdot 10^9$, $J/F = 0.7$. Эти данные соответствуют требованиям к пучку нейтронов (см. табл.1). Дозы быстрых нейтронов и гамма-излучения, нормированные на эпитепловой нейтрон оказались в несколько раз выше требуемых, поэтому необходима коррекция состава фильтра.

Спектральное распределение тока нейтронов на поверхности А – А обогащено нейтронами требуемых энергий и показано на рис. 9.

Дальнейшая коллимация а) формирует операционное поле и б) снижает дозу облучения окружающих тканей при сохранении требуемых характеристик нейтронного пучка. Естественно, при этом плотность потока F на операционном поле меньше, чем после первичной коллимации. Степень этой потери интенсивности определится формой операционного поля и тактикой облучения (возможным фракционированием и т.п.).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные расчетные исследования и конструкторские проработки показали принципиальную возможность построения реактора с использованием топлива в виде водного раствора $Am_2(SO_4)_3$, удовлетворяющего сформулированным требованиям. Показана возможность низких температур в рабочем состоянии при использовании естественной циркуляции теплоносителя.

На следующем этапе работы планируется изучение переходных процессов и рассмотрение алгоритмов быстрого вывода реактора на мощность и быстрого останова.

Литература

1. IAEA, VIENNA, 2001, IAEA – TECDOC – 1223, ISSN N 1011-4289, Current status of neutron capture therapy, May 2001.
2. Tsyb A.F. et al. Development of Neutron Therapy Treatment. The 5th Japan-Russian Symposium on Radiation Safety. Tokyo, 26-27 August, 1997.
3. Ronen Y., Leibson M.J. Nuclear Science Engineering, 99, 278 (1988).
4. Ronen Y., Aboudy M., Regev O. Nuclear Science Engineering, 138, 295-304 (2001).
5. Judith F. Briesmeister MCNP (A General Monte Carlo N-Particle Transport Code) User's Manual, Los Alamos National Laboratory Report, LA-13709-M, Version 4CUC 700 (April 10, 2000).
6. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев Н.Н., Цыбуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоатомиздат, 1981.
7. Voloschenko A.M., Shwetsov A.V. The KASKAD-1 Two-Dimensional Discrete Ordinates Nodal Transport Code/Proceedings of International Topical Meeting on Advances in Mathematics, Computations and Reactor Physics. Pittsburgh, USA, April 28 - May 2, 1991. - V. 5. - P. 30.3 4-1.
8. ABBN-90: Multigroup Constant Set for Calculation of Neutron and Photon Radiation Fields and Functionals, Including the CONSYST2 Program / ORNL, RSICC DATA LIBRARY COLLECTION DLC-182, September 1995.

Поступила в редакцию 17.07.2003