

ПОДКРИТИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ ДЛЯ НЕЙТРОН-ЗАХВАТНОЙ ТЕРАПИИ

Ю.А. Кураченко, Ю.А. Казанский, Е.С. Матусевич

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



Рассмотрен новый класс установок для нейтронной (в том числе и для нейтрон-захватной) терапии, основанный на «подсветке» глубоко подкритических систем заряженными частицами высоких энергий. Выделены две наиболее перспективные «поджигающие» реакции и соответственно два варианта подкритической системы. Выполнена оптимизация блока вывода пучка по критериям для нейтрон-захватной терапии. Наряду с формированием и исследованием характеристик поля излучения на выходе пучка предложены композиции защиты от излучений и получена мощность энерговыделения в установке в целом и в ее компонентах. Показана безопасность и простота предложенных установок.

ВВЕДЕНИЕ

В терапии онкологических заболеваний используют (наряду с другими радиологическими методами) внешние пучки излучения. При этом возникает естественное требование достижения наибольшего терапевтического эффекта, который определяется как отношение поглощенной дозы в опухоли к максимальной дозе в здоровой ткани. При глубоких залеганиях опухоли наиболее эффективными являются пучки протонов и нейтронов. Для протонов (и других тяжелых заряженных частиц) высокое значение терапевтического эффекта достигается за счет того, что большая часть энергии выделяется в конце пробега. Варьируя энергию протонов, можно обеспечить длину пробега (и максимум энерговыделения) соответствующей глубине залегания опухоли. При применении нейтронных пучков можно получить более значительный терапевтический эффект (вплоть до 5–6, [1]) при использовании технологии нейтрон-захватной терапии.

До недавнего времени для терапии онкологических заболеваний использовались практически исключительно пучки исследовательских реакторов. В качестве альтернативы в последние годы развиваются проекты специализированных медицинских реакторов высокой безопасности, которые предполагается размещать в непосредственной близости к клинике (см., например, [2]).

Большая степень радиационной и ядерной безопасности может быть достигнута при использовании глубоко подкритических систем, которые облучаются заряженными частицами для генерации нейтронов. При рассмотрении реакций с непосредственным выходом нейтронов (в частности, нейтронных генераторов) оказалось, что существующие установки не обеспечивают необходимой интенсивности пучка нейтронов. При выполнении данной работы было рассмотрено не-

сколько реакций с заряженными частицами (протонами и дейтонами). Вне конкуренции оказались реакция ${}^9\text{Be}(d,n){}^{10}\text{B}$ при энергии дейтонов $8\div 20$ МэВ и реакция «скалывания», в которой протоны с энергией 230 МэВ падают внутрь цилиндрической мишени из обедненного (0.2% по ${}^{235}\text{U}$) урана.

Эти реакции имеют еще и то преимущество, что соответствующие ускорители уже используются в медицинских целях. Так, для получения β^+ -активных радионуклидов широко используются малогабаритные циклотроны, ускоряющие протоны или дейтоны до энергий 8–12 МэВ и циклотроны на несколько большие энергии. Токи ускоренных частиц в них могут достигать 1–2 мА при облучении внутренней мишени и нескольких сотен мкА выведенного пучка. Для лучевой терапии с использованием пучков протонов с энергией 150–250 МэВ применяются существующие ускорители разных типов. Кроме того, такие ускорители в настоящее время строятся специально для медицинских приложений [3]. Токи ускоренных частиц в ускорителях циклического типа достигают 0.5 мкА, а в линейных укорителях в сотни раз больше. Можно полагать, что в ближайшие годы многие крупные онкологические центры будут иметь такие ускорители.

Представляется целесообразным рассмотреть возможность использования гибридных систем ускоритель–размножающая нейтроны подкритическая система (ПКС) для формирования пучков нейтронов с характеристиками, удовлетворяющими требованиям нейтрон-захватной терапии. При этом предполагается, что такая система будет «занимать» пучок в течение не более 1–2% времени, а если пучок достаточно интенсивный, то отщеплять от него небольшую часть.

В качестве размножителей для ускорителей двух типов в настоящей работе рассмотрены ПКС с $k_{\text{eff}} \leq 0.90$. Основанием выбора именно такой глубокой подкритичности являются минимальные требования к управляющим системам и системам безопасности для данного значения k_{eff} . В частности, каналы контроля плотности потока нейтронов могут использоваться только при загрузке активной зоны ядерным топливом и при модификации ПКС, сопровождающейся загрузкой (перегрузкой) ядерного топлива, а при последующей эксплуатации ПКС каналы контроля плотности потока нейтронов могут отсутствовать ([4], п. 2.2.2.14). Что касается системы безопасности, то для ПКС с $k_{\text{eff}} \leq 0.90$ СУЗ может отсутствовать, если в проекте ПКС обеспечено и в Отчете по обоснованию безопасности показано, что при любых нарушениях нормальной эксплуатации для подкритической сборки $k_{\text{eff}}^{\text{max}} < 1$ (там же, п. 2.3.1.2).

Задача определения характеристик ПКС для нейтрон-захватной терапии (НЗТ) будет рассмотрена в соответствии со следующими требованиями:

- $k_{\text{eff}}^{\text{max}} \leq 0.90$ для ПКС как при всех режимах эксплуатации, так и в случае аварии;
- коллимационная система¹ для вывода пучка нейтронов оптимизируется по совокупности требований, с учетом как требований собственно к пучку для НЗТ, так и требований защиты персонала и пациента, условиям теплосъема и т.д.

РАСЧЕТНЫЙ АППАРАТ

Основным расчетным аппаратом являлись программы семейства MCNP [5], включая версию MCNPX [6]. Эти программы вне конкуренции для данного класса задач транспорта излучений: относительно небольшие оптические толщины рассматриваемых композиций позволяют получать все необходимые функционалы поля излучений непосредственно в расчете методом Монте-Карло, без применения сложных расчетных технологий [7]. Для повышения надежности результатов эти про-

¹ Коллимационная система (КС) включает собственно коллиматор, модификатор спектра и, при необходимости, гамма-фильтр для подавления гамма-излучения пучка.

граммы применялись как независимо, так и «в цепочке» MCNPX → MCNP. В последнем случае энергоугловые характеристики источника нейтронов для рассматриваемых реакций получались с помощью программы MCNPX (транспорт излучений с учетом заряженных частиц) и далее эти характеристики источника задавались в программе MCNP (транспорт нейтронов, фотонов и электронов).

Расчеты выполнялись посредством многократного пересчета композиций варьируемого состава для определения оптимальных характеристик с периодическим возвращением к расчету получившейся системы на критичность. Такой подход обусловлен чувствительностью k_{eff} к конфигурации и составу материалов как активной зоны (АЗ), так и коллимационной системы, а также фронтальной защиты (рис. 1).

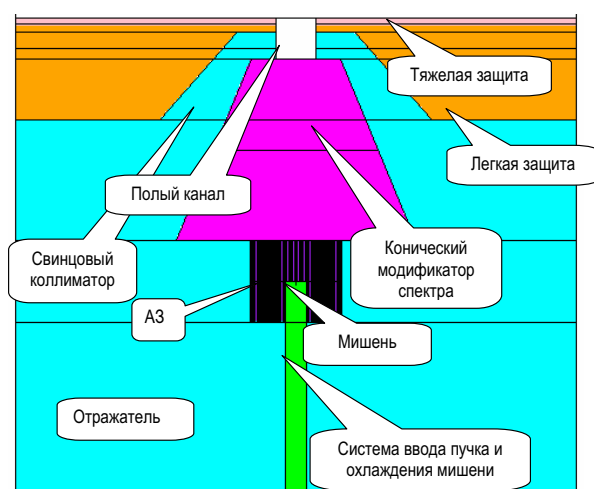


Рис. 1. Осевое сечение расчетной модели типичной цилиндрической ПКС

ОСНОВНЫЕ КОМПОНЕНТЫ ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ

Этими компонентами являются (рис. 1):

- АЗ с отражателем;
- мишень с системой ввода пучка и системой охлаждения;
- фронтальная защита с коллимационной системой.

В качестве материалов АЗ (топливо, замедлитель) рассмотрены различные варианты гомогенных и гетерогенных композиций. Было также рассмотрено большое количество вариантов ПКС и «поджигающих» реакций. В качестве материалов мишени рассмотрены как легкие элементы (литий, бериллий), так и тяжелые (вольфрам, свинец, обедненный уран). Для отражателя из практически всего трех «претендентов»: никель, железо (сталь) и свинец, наилучшим оказался свинец.

По совокупности свойств материалов, степени выполнения теплотехнических, технологических и других требований, а также по степени выполнения требований к нейтронным пучкам для НЗТ [1], наилучшими из исследованных вариантов оказались, как уже отмечалось выше, два «полярных»: 1) ПКС на реакции ${}^9\text{Be}(d,n){}^{10}\text{B}$ и 2) ПКС на реакции «скалывания» для протонов и мишени из обедненного урана.

Кратко опишем основные компоненты оптимальных ПКС.

Активная зона и отражатель

Радиальное сечение типичной активной зоны ПКС представлено на рис. 2. Окончательно было выбрано гетерогенное расположение топлива и фиксированные

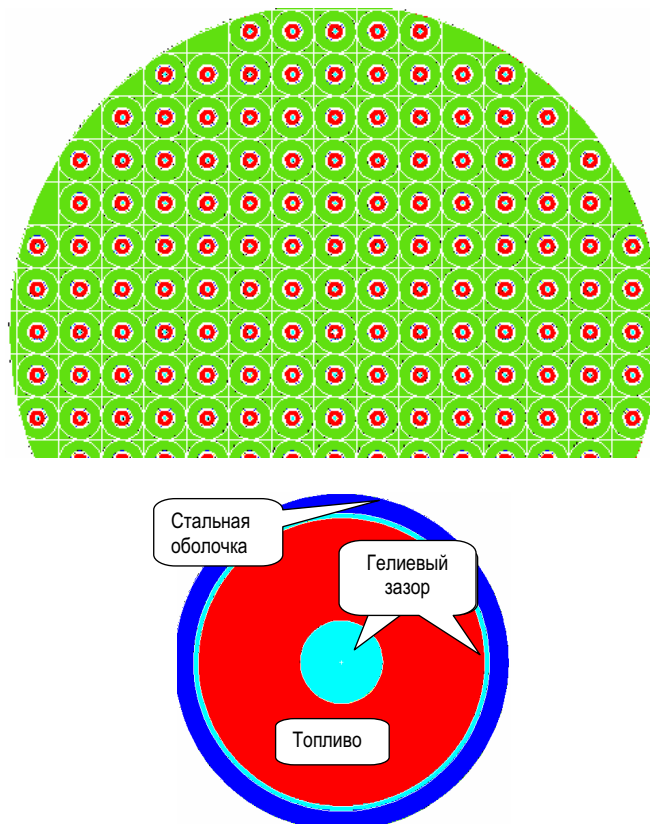


Рис. 2. Радиальное сечение АЗ (первый вариант ПКС) и твэл

характеристики твэлов. Прототипом твэла является укороченный твэл реактора БН-600. В табл. 1 представлены основные характеристики АЗ для двух оптимальных вариантов.

Схема ввода пучка, представленная на рис. 1, соответствует первому варианту ПКС. Схема ввода пучка протонов для второго варианта приведена на рис. 3.

Материал замедлителя выбран из соображений экономии нейтронов и достаточной теплопроводности. Предполагается, что отвод тепла с топливной матрицы обеспечивается теплопроводностью, что требует отсутствия зазоров между поверхностью твэла и замедлителем и хорошей теплопроводности материала матрицы.

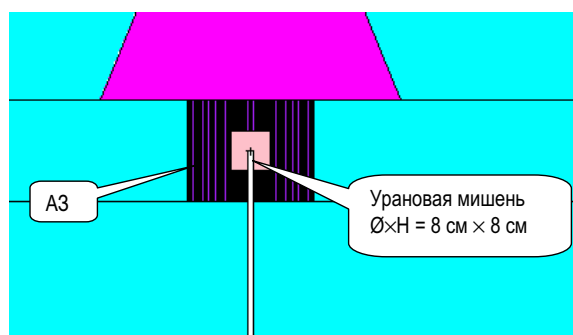


Рис. 3. Организация ввода пучка протонов для 2-го варианта ПКС (расчетная модель ПКС показана не полностью)

Таблица 1

Характеристики активных зон двух вариантов оптимальных ПКС

Топливо		UO ₂
Обогащение		17% по ²³⁵ U
Загрузка	Первый вариант:	1.535 кг ²³⁵ U
	Второй вариант:	1.818 кг ²³⁵ U
Замедлитель		ZrH _{1.8} , плотность 5.74 г/см ³
Объем активной зоны	Первый вариант:	8.31 дм ³
	Второй вариант:	9.81 дм ³
Высота АЗ		20 см
Радиус АЗ	Первый вариант:	11.5 см
	Второй вариант:	12.5 см
Количество твэл	Первый вариант:	168 шт. длиной 20 см 9 шт. длиной 10 см
	Второй вариант:	192 шт. длиной 20 см 41 шт. длиной 6 см
Твэл	Внешний диаметр	0.69 см
	Толщина оболочки	0.04 см
	Внутренний диаметр топлива	0.085 см
	Внешний диаметр топлива	0.295 см
Шаг решетки		1.50 см
k_{eff}	Первый вариант:	0.89463±0.00026
	Второй вариант:	0.90014±0.00026
Средняя энергия нейтрона, вызывающего деление	Первый вариант:	64.49 кэВ
	Второй вариант:	93.76 кэВ

Свинцовый отражатель больших габаритов (и соответственно массы) необходим для минимизации утечки нейтронов при их малом поглощении. Следует отметить, что для ускорения расчетов в качестве защиты рассматривалась только фронтальная. Боковая и тыльная защита при таких габаритах отражателя не оказывает никакого влияния на характеристики ПКС, поэтому ее конфигурация и состав могут быть получены в дополнительных независимых расчетах.

Существенной стадией расчета является выведение ПКС в целом на подкритичность $k_{eff} \leq 0.90$. Эта процедура осуществлялась многократными запусками программы для варьируемых значений радиуса АЗ (т.е. изменением утечки нейтронов из АЗ) и шага прямоугольной решетки (т.е. изменением загрузки и соотношения «топливо–замедлитель»). Вывод на $k_{eff} \leq 0.90$ является первым шагом последующей оптимизации КС и фронтальной защиты, после чего конфигурация АЗ вновь уточняется приведением k_{eff} к требуемому значению.

Мишень и ввод пучка

Для первого варианта ПКС предполагается, что энерговыделение в бериллиевой мишени будет сниматься циркулирующей в канале ввода пучка водой. Поэтому в расчетах предусмотрено наличие воды в канале. Плотность воды в канале ввода была дополнительным (третьим) параметром, варьируемым при выведении ПКС на

заданную подкритичность. В частности, для представляемого 1-го варианта (энергия дейтонов 16 МэВ, мощность энерговыделения 3.2 кВт при токе 200 мкА, выход нейтронов $0.748 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1}$) задана плотность воды в объеме канала, равная 1/8 плотности при нормальных условиях. Выбором расхода воды при реальном канале должен быть обеспечен отвод тепла, выделяющегося в мишени. Для выбранной энергии дейтонов и материала мишени габариты «бесконечной» (т.е. с полным поглощением дейтонов) мишени будут настолько малыми, что в расчетах транспорта нейтронов бериллиевая мишень не учитывается. Следует отметить, что при решении задачи для 1-го варианта применялся комбинированный подход: вначале по программе MCNPX получалось энергоугловое распределение нейтронов в реакции ${}^9\text{Be}(d,n){}^{10}\text{B}$, а затем рассчитывался транспорт нейтронов и фотонов по программе MCNP.

Для второго варианта ПКС предполагается ток протонов 0.5 мкА [3], что при «бесконечной» урановой мишени (рис. 3) в форме цилиндра приводит к суммарной мощности энерговыделения в мишени за счет ионизационных потерь первичного пучка и ядерных реакций ≈ 160 Вт. Такое энерговыделение при объеме металлической мишени 0.40 дм^3 и хорошем контакте с топливной матрицей вполне может быть отведено теплопроводностью материалов ПКС. Выход нейтронов при таких условиях $0.312 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1}$. Задача для 2-го варианта решалась с помощью только программы MCNPX, т.е. рассматривался совместный транспорт протонов, нейтронов и фотонов.

Фронтальная защита и коллимационные системы

Оптимальные коллимационные системы обоих вариантов оказались достаточно близкими между собой. Так, модификатор спектра (материал Fluental²) один и тот же, и представляет собой усеченный конус с половинным углом при вершине $\sim 22.6^\circ$, причем вершина конуса находится на высоте 82 см от центра АЗ. Толщина слоя Fluental 45 см. Различие двух вариантов состоит в том, что полая часть канала вывода для второго варианта на 5 см длиннее. Такая конфигурация стала возможной, поскольку ПКС на протонах (2-й вариант) в целом мощнее. Увеличение полой части канала, несколько уменьшившее поток нейтронов на выходе, позволило уменьшить более высокие в случае 2-го варианта дозы вблизи выхода (т.к. увеличилась толщина защиты и расстояние от АЗ) и, кроме того, несколько улучшилась направленность нейтронов. Окончательно база (расстояние от поверхности АЗ до выхода канала) составила 55 и 60 см для 1-го и 2-го вариантов соответственно.

Выбор материалов фронтальной защиты практически однозначен: минимум габаритов защиты в направлении пучка достигается при применении борированного полиэтилена и обедненного урана, что было показано ранее [2]. В данном случае оказалось возможным ограничиться малой толщиной тяжелой защиты (2 см, рис. 1), поскольку как первичное, так и более существенное вторичное гамма-излучение хорошо подавляется свинцовыми отражателем и коллиматором.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В табл. 2 и на рис. 4 представлены основные результаты, полученные для двух ПКС, в сопоставлении с данными для проектируемой медицинской реакторной установки (РУ) «МАРС» [2], один из каналов которой предназначен для НЗТ.

Из представленных данных следует, что характеристики потока нейтронов на выходе каналов двух ПКС и канала РУ «МАРС» в целом достаточно близки. Несколько

² Металлокерамика, состав: 56% F, 43% Al, 1% LiF.

более «мягкий» спектр на выходе канала РУ «МАРС» обусловлен, во-первых, большей толщиной слоя модификатора спектра для РУ «МАРС» и, во-вторых, большей базой (~ 90 см vs 55–60 см). Последнее обстоятельство приводит к большей роли натекания замедлившихся быстрых нейтронов из коллиматора и защиты.

На рис. 5 представлен угловой спектр полного потока на выходе пучков, а также отношение «ток–поток», являющееся одним из критериев качества пучка для НЗТ «в воздухе» [1]. При желательном значении ≥ 0.7 все представленные каналы вполне удовлетворяют этому критерию.

При выполнении оптимизационных расчетов в соответствии с критериями качества пучка для НЗТ учитывалась необходимость обеспечения максимального радиального градиента на выходе пучка. Максимизация градиента имеет целью снижение дозовых нагрузок на пациента и на персонал при проведении сеансов терапии. Представление о величине этих дозовых нагрузок можно получить из рис. 6, на котором наряду с величиной мощности поглощенной дозы нейтронов и гам-

Таблица 2

Характеристики потока нейтронов (доля эпитепловых, быстрых и тепловых нейтронов, а также средняя энергия) на выходе каналов двух ПКС в сопоставлении с данными для РУ «МАРС»

	$\Phi_{tot},$ см ² с ⁻¹	$\Phi_{epi}/\Phi_{tot},$ %	$\Phi_{fast}/\Phi_{tot},$ %	$\Phi_{therm}/\Phi_{tot},$ %	$E^0_{aver},$ МэВ
Желательные значения	$\geq 1 \cdot 10^9$	~ 100	→ 0	→ 0	–
РУ «МАРС»	$0.945 \cdot 10^9$	81.6	13.5	4.9	0.0337
1-й вариант ПКС	$1.27 \cdot 10^9$	79.7	13.3	7.00	0.0480
2-й вариант ПКС	$1.12 \cdot 10^9$	77.5	15.0	7.50	0.0663

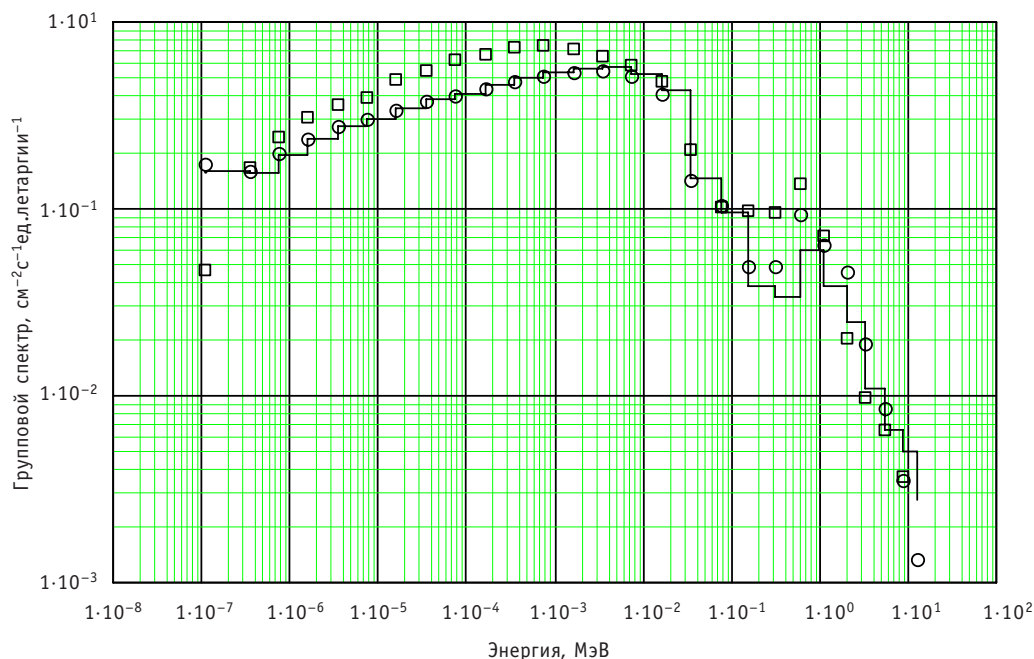


Рис. 4. Спектральные характеристики нейтронов на выходе каналов (каждый спектр нормирован на свою полную мощность потока): — 1-й вариант ПКС; ○○ — 2-й вариант ПКС; □□ — РУ «МАРС»

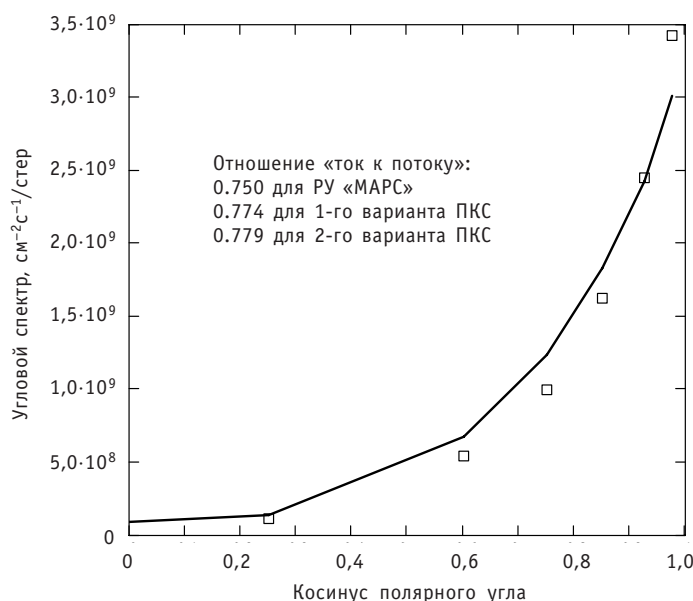


Рис. 5. Характеристики направленности пучка нейтронов: — — вариант 1; □□ — вариант 2

ма-излучения на выходе пучка представлены уровни повреждающих доз. Первый уровень соответствует первому детерминированному эффекту при локальном облучении кожи: возникновению эритемы (т.е. покраснению). Второй уровень соответствует более серьезному последствию лучевого ожога: возникновению волдыря. Оба критерия лучевого поражения выбраны в силу того, что именно поражения кожи наиболее характерны при лучевой терапии.

Из данных рис. 6 видно, что защита для пучка 2-го варианта ПКС менее эффективна, чем защита для пучка 1-го варианта. Но следует отметить, что, во-первых, в целом дозовые нагрузки для типичных времен экспозиции (≤ 1 ч) относительно

Таблица 3

Мощность энерговыделения в компонентах ПКС (Вт): n – нейтронная компонента, γ – компонента, обусловленная гамма-излучением, tot – суммарная величина

	Вариант 1*			Вариант 2*		
	n	γ	tot	n	γ	tot
Топливо	844**	14.8***	859	1090**	18.7***	1110
Оболочка ТВЭЛ	0.0630	1.37	1.43	0.0672	1.74	1.81
Замедлитель	21.3	21.0	42.3	25.7	26.3	52.0
АЗ в целом	865	37.2	902	1120	46.7	1170
Отражатель	0.820	19.6	20.4	1.04	22.3	23.3
Модификатор спектра	4.35	3.30	7.65	5.61	4.23	9.84
Легкая защита	2.62	0.219	2.84	3.49	0.306	3.80
Тяжелая защита	0.00804	0.0724	0.0804	0.0872	0.0642	0.151
Всего	873	60.4	933	1130	73.6	1200

*Энерговыделение в мишени не учитывается (см. «Мишень и ввод пучка»)

**Энергия деления полностью учтена

*** Гамма-излучение продуктов не учитывается

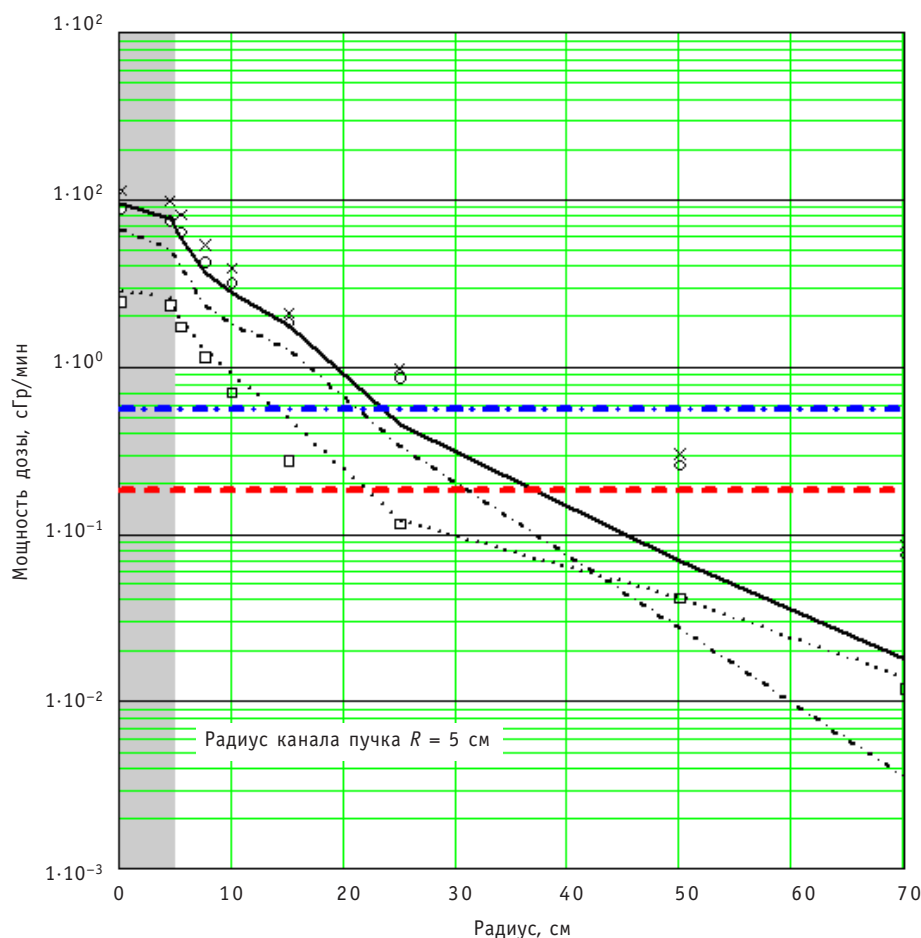


Рис. 6. Радиальное распределение мощности поглощенных доз для 2-х вариантов ПКС и уровни мощности повреждающих доз: - - - - - доза нейтронов (1 вар.); · · · · · доза γ -излучения (1 вар.); — полная доза (1 вар.); ○ ○ ○ — доза нейтронов (2 вар.); □ □ □ — доза γ -излучения (2 вар.); × × × — полная доза (2 вар.); — эритема после 1 ч облучения (появление через 2–3 недели); - - - - - волдырь после 1 ч облучения (появление через 15–25 сут);

невелики, и, во-вторых, существует целый арсенал профилактических и терапевтических средств для снижения тяжести последствий лучевого воздействия (вплоть до применения локальной защиты).

Представляет известный интерес полное и дифференциальное энерговыделение в ПКС в целом и в ее компонентах. Эти величины определяют возможность теплосъема посредством контактной теплопроводности. Данные об интегральной мощности энерговыделения, полученные непосредственно в расчетах по программам MCNP и MCNPX, приведены в табл. 3.

Данные табл. 3 свидетельствуют о возможности снятия энерговыделения теплопроводностью к внешней поверхности установки в предположении хорошего контакта всех компонентов. Металлокерамика модификатора спектра (Fluental) при хорошем контакте и малом энерговыделении также не является «узким местом». Отметим, что расчетная композиция ПКС, даже не включающая боковую и тыльную защиту, имеет достаточно большой объем ($\sim 2000 \text{ дм}^3$ при объеме собственно АЗ $\sim 10 \text{ дм}^3$) для хорошего «растекания» тепла и большую поверхность ($\sim 900 \text{ дм}^2$) для снятия тепла естественной циркуляцией воздуха.

Наконец, последствия любой радиационной аварии собственно ПКС (не рассматривая инциденты с первичным пучком) незначительны как для персонала, так и для населения. Это в свое время было показано для РУ «МАРС» [2], средняя мощность которой по сравнению со средней мощностью рассмотренных вариантов ПКС на порядок больше.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты исследований, часть которых приведена в данной работе, позволили предложить новый класс ядерно- и радиационно безопасных облучательных установок, которые могут быть применены, в частности, в нейтронной и нейтронзахватной терапии. Эти установки не нуждаются в СУЗ и других системах, свойственных реакторным установкам. При предполагаемом режиме работы 500 ч/год накопленная активность продуктов деления в АЗ мала, что обеспечивает радиационную безопасность персонала и населения при всех мыслимых авариях, вплоть до подрыва активной зоны.

Литература

1. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Критерии качества нейтронных пучков для лучевой терапии // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2008. – № 1. – С. 139-149.
2. Кураченко Ю.А., Казанский Ю.А., Левченко А.В., Матусевич Е.С. Вывод нейтронных пучков и защита медицинского реактора «МАРС» // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 4. – С. 36-48.
3. Stankovskiy A., Kerhoas-Cavata S., Ferrand R. et al. Monte Carlo simulation of a proton therapy beam line for head & neck tumour treatment/10-th International Conference «Safety of NPP and Personnel Training» (Obninsk, Russia. – 1-5 Oct. 2007).
4. Правила ядерной безопасности подкритических стенов ПБЯ ПКС-2005/Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Утверждены постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 4 мая 2005 г. – № 2.
5. MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. Volume I: Overview and Theory. Authors: X-5 Monte Carlo Team // LA-UR-03-1987. April 24, 2003.
6. MCNPX Users Manual Version 2.4.0. Authors: MCNPX Publishing Team // LA-CP-02-408. September 2002.
7. Кураченко Ю.А. Расчетные технологии для реакторных пучков медицинского назначения // Альманах клинической медицины. – Т. XVII. – Ч. 1. – М.: МОНИКИ, 2008. – С. 346-349.

Поступила в редакцию 11.07.2008

and power redistribution. A software algorithm was developed and implemented for on-line ${}^6\text{Li}$, ${}^3\text{H}$ and ${}^3\text{He}$ calculation in each beryllium block of the core. The algorithm enables a forecast of changes in ${}^6\text{Li}$, ${}^3\text{H}$, and ${}^3\text{He}$ concentrations during the reactor operation and shutdowns. The calculated concentrations of ${}^6\text{Li}$, and ${}^3\text{He}$ nuclei are used for calculating neutronic characteristics of the MIR reactor using the MCU and BERCLI codes.

УДК 621.039.526

Methods of Perturbation Theory in Calculations of Reactivity Effects \ A.M. Kuzmin, N.A. Pedan, D.N. Skorohodov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 12 titles.

The paper considers the numerical methods for determination of reactivity effects and their sensitivity factors to variations in technological parameters of nuclear reactors. The computational difficulties arising in use of these methods in numerical studies are also discussed. Capabilities of these methods are illustrated on examples of the problems related with influence of ${}^{232}\text{Th}$ on void reactivity effect and with evaluating the effect errors caused by nuclear data uncertainties for fast reactor loaded with nitride fuel.

УДК 621.039.52:615.849.1

Subcritical Systems for Neutron Capture Therapy \ Yu.A. Kurachenko, Yu.A. Kazansky, Eu.S. Matusevich; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 10 pages, 6 illustrations, 3 tables. – References, 7 titles.

New class of facilities for neutron, and especially for neutron capture therapy (NCT), based on the deep subcritical systems background irradiation by high energy charged particles is supposed. The most promising two of them are picked out. Optimization of the beam removal block is performed in accordance with the NCT quality criteria. Alongside with the outlet flux characteristics forming and studying, the proper shielding is calculated and optimized as well as heat release in subcritical systems and their constituents. Safety and simplicity of the proposed facilities are displayed.

УДК 621.039.51

Experiment-Calculated Activation Rate of Nickel Foils in the Reactor Hall of the BARS-6 Pulsed Reactor \ Yu.A. Kurachenko, Eu.S. Matusevich, Yu.A. Prokhorov, G.N. Fokin, P.A. Yakubov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 8 pages, 6 illustrations. – References, 4 titles.

A concise description of the BARS-6 pulse reactor designed for laser and medicobiologic studies is done. The input models of two reactor cores are outlines for the MCNP and KASKAD codes. The coincident fission rates received with these codes are presented. The experimental and calculated data on nickel foil activation in the ${}^{58}\text{Ni}$ (n,p) ${}^{58}\text{Co}$ reaction are compared for a set of 16 detectors placed in a distance from 0 to 190 cm above the core centers. A good coordination of these data is demonstrated. Fast neutron spectra in the nearest and uttermost detectors are presented. A conclusion of input models and calculation data adequacy is postulated.

УДК 621.039.54

The Neutron-Physical Analysis Of Perspective Fuel Cycles Of CANDU Reactors from Points of View of Natural Resources Utilization Effectiveness And Safety Indexes \ Min Min Soe, V.I. Naumov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnich zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of High Schools. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2008. – 9 pages, 5 tables. – References, 13 titles.

The paper addresses the topics of advanced fuel cycles in heavy water reactors CANDU types. The comparative analysis of some variants of perspective fuel cycles of CANDU type heavy water reactors from points of view of nuclear fuel utilization effectiveness and influence on safety indexes is carried out. The variants which are based on the usage of low-enriched uranium, mixed oxide (MOX) fuel, the combined fuel cycle on the basis of low-enriched uranium and thorium, and also a combined fuel cycle with a PWR reactors (DUPIC-technology) are considered. Changes of reactors properties, relating to the replacement of heavy water coolant by light water and an opportunity of reduction of need for