

ПРОЕКТЫ НЕКОТОРЫХ СПЕЦИАЛИЗИРОВАННЫХ РЕАКТОРОВ – ОБЛУЧАТЕЛЕЙ

PROJECTS OF SOME SPECIALIZED REACTORS – IRRADIATORS

С. Н. Мухин М. А. Воинов, С. В. Воронцов, Л. Е. Довбыш, В. Ф. Колесов, В. В. Сажнов
S. N. Mukhin M. A. Voinov, S. V. Vorontsov, L. E. Dovbysh, V. F. Kolesov, V. V. Sazhov

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», Саров Нижегородской обл.

Russian Federal Nuclear Center – All-Russian Research Institute of Experimental Physics

В докладе рассматриваются проекты некоторых специализированных ядерных реакторов, которые являются продолжением развития идей по обновлению и усовершенствованию парка исследовательских ядерных реакторов ИЯРФ (ВНИИЭФ). Реализация таких проектов (облучательный комплекс на базе исследовательского реактора МИРТ – М, реактор «БИГР+ Умножающая система на тепловых нейтронах», бассейновый импульсный реактор) существенно расширяет возможности для исследования объектов ядерной энергетики и техники. Рассмотрены проекты гибридных ядерных установок на основе двухсекционных бустер – реакторов. Также в докладе описывается возможность производства органического топлива за счет применения биоядерных технологий.

Designs of some specialized nuclear reactors which are continuation of development of ideas on INRP (VNIIEF) exploratory nuclear reactors park updating and improvement are observed in the report. Implementation of such designs (irradiation complex on the basis of MIRT-M exploratory reactor, «BIGR + Multiplying system on thermal neutrons» reactor, pool pulsed reactor) essentially extends possibilities for nuclear power and technics installations research. Designs of hybrid nuclear reactors on the basis of two-section booster-reactors are presented. Also possibility of organic fuel manufacture at the expense of bionuclear technologies application is presented in the report.

В настоящее время необходимость решения широкого круга исследовательских задач области ядерной энергетики и техники требует технического перевооружения и модернизации экспериментальной базы отрасли. ИЯРФ располагает уникальным парком импульсных ядерных реакторов, позволяющим обеспечить облучение различных объектов нейтронным и гамма – излучением, параметры которого могут изменяться в широких пределах. При этом идеи, связанные с модернизацией и развитием экспериментальной базы ИЯРФ, выражались в разработке проектов испытательных и исследовательских комплексов, которые обеспечивали бы необходимые условия для решения поставленных задач. Обычно этими условиями являются: высокий уровень флюенса быстрых нейтронов ($\sim 1 \cdot 10^{16}$ см⁻² и более) и высокий уровень поглощенной дозы ($\sim 9 \cdot 10^4$ Гр и более) за импульс, температурные нагрузки, равномерность поля излучения, большой объём экспериментальных каналов, возможность работы исследовательского реактора в различных режимах (статический, импульсный, квазиимпульсный, комбинированный), простота и удобство загрузки объектов испытаний в облучательную полость и т. д.

Ниже представлены проекты и концепции, которые могли бы в будущем, будучи реализованными, обеспечить все необходимые условия испытаний.

Бассейновый импульсный реактор. При оценке характеристик данного типа реактора брали во внимание, что реактор должен работать в импульсном и статическом режимах, иметь возможность совмещать статический режим работы с последующим генерированием импульса делений. В целях упрощения (в организационном и техническом плане) создания проекта реактора необходимо было дополнительно обеспечить:

- повышение пассивной безопасности нового устройства по сравнению с таковой характеристикой у существующих реакторов ИЯРФ;
- использование топливного состава с отработанной технологией изготовления и испытанного в условиях работы импульсных реакторов;
- использование уранового топлива с обогащением не выше 20 % по ²³⁵U;
- слабое выгорания топлива, не требующее его замены в течение срока службы реактора (20–30) лет.

Общее устройство бассейнового реактора является «классическим» и представлено на рис. 1 [1].

Реактор имеет двухконтурную схему охлаждения. Циркуляционный насос первого контура обеспечивает прокачку воды бассейна через теплообменник. Рабочей средой второго контура может быть либо вода, либо фреон. Тепло из второго контура передается окружающей среде. В первом контуре предусмотрены петля фильтрации и деминерализации воды, а также петля контроля качества воды.

Топливом реактора является материал, состоящий из спрессованной гомогенной смеси двуокиси урана и графита. Плотность материала составляет $\sim 2,9 \text{ г/см}^3$. Для диапазона температур порядка 1000°C удельная изобарная теплоемкость материала топлива $\sim 370 \text{ Дж/кг}\cdot^\circ\text{K}$. Температуропроводность $\sim 0,2 \cdot 10^{-4} \text{ м}^2/\text{с}$, а теплопроводность, соответственно $\sim 20 \text{ Вт/м}\cdot^\circ\text{K}$. Отношение числа атомов углерода к числу атомов урана составляет 16 : 1 [1].

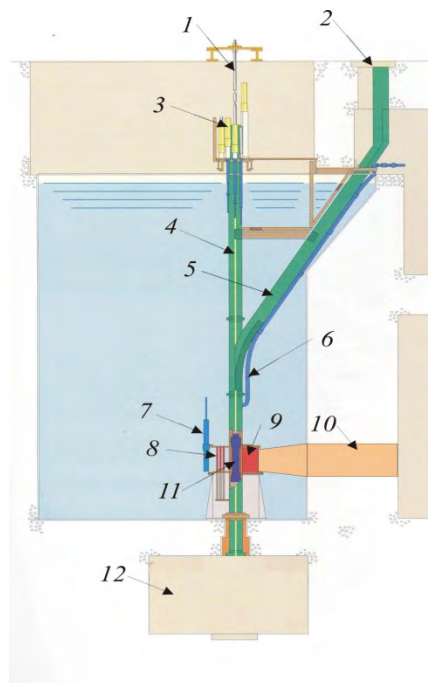


Рис. 1. Схема устройства реактора: 1 – устройство загрузки, 2 – окно загрузки наклонного канала, 3 – механизмы перемещения регулирующих стержней, 4 – колодец центрального канала, 5 – наклонный канал, 6 – канал перемещения внешнего нейтронного источника, 7 – детекторы системы управления, 8 – механизм загрузки ТВЭЛ, 9 – активная зона реактора, 10 – боковой канал вывода излучений, 11 – центральный канал для облучений, 12 – помещение под реактором

ТВЭЛ составлен из цилиндрических топливных брикетов высотой 5 см, наружным диаметром 7 см. Брикеты имеют осевое отверстие диаметром 1 см. Обогащение топлива 20 % по ^{235}U . Каждый топливный брикет удерживается специальной опорой, работоспособной при температурах $\sim 1000^\circ\text{C}$, изготовленной, например, из молибдена. Опора и топливные брикеты помещены в оболочку из нержавеющей стали. Наружный диаметр оболочки составляет ~ 8 см. Толщина оболочки 0,2 см. Внутри оболочки сверху и снизу имеются графитовые вставки высотой 10 см, играющие роль торцевых отражателей нейтронов. Свободный внутренний объем топливного элемента может заполняться инертным газом, давление и вид которого определяют совокупностью теплотехнических и нейтронно-физических требований, предъявляемых к ТВЭЛ. Высота столба топлива 80 см, вес 8,75 кг. Полная масса топлива в реакторе $\sim 630 \text{ кг}$ [1].

Активной зона составлена из ~ 72 тепловыделяющих элементов, расположенных в квадратной решетке с шагом 10 см. Пространство между ТВЭЛ заполнено водой. Высота топливного элемента вместе с торцевыми отражателями 100 см. В центре имеется сквозной вертикальный сухой канал. Сечение канала 30 см \times 30 см. Толщина стальной стенки канала 0,3 см. Максимальные размеры горизонтального сечения активной зоны 90 см \times 90 см.

Управление реактором может осуществляться за счет вывода из активной зоны поглощающих стержней, содержащих тетра карбид бора B_4C , обогащенный изотопом B^{10} . Диаметр стержней 3,6 см, длина 100 см, плотность карбида бора $\sim 1,5 \text{ г/см}^3$.

Следует отметить, что критичность подобной активной зоны относительно слабо зависит от наличия дополнительных или отсутствия нескольких существующих внутренних тепловыделяющих элементов вблизи центрального канала активной зоны. В условиях, когда гашение определяется преимущественно эффектом Доплера, связанного с увеличением температуры нагрева топлива, и слабо зависит от изменения плотности материала АЗ, возможно создание установки с изменяемой геометрией центрального канала и соответственно параметрами излучений в этой области. Размеры центрального канала в поперечном сечении в зависимости от целей эксперимента могут быть как уменьшены, так и увеличены, что приведет к соответствующему увеличению или уменьшению уровня радиационного воздействия. Параметры импульса делений реактора не изменятся. Однако подобное возможно при условии, что удастся подобрать такое положение регулирующих стержней в АЗ, при котором их эффективность слабо меняется по отношению к изменению геометрии активной зоны.

Вывод реактора в статический режим работы из заглушенного состояния осуществляется последовательным подъемом групп стержней аварийной защиты и стержней регулирования. Импульс осуществляется за счет быстрого вывода из АЗ группы импульсных стержней в момент работы реактора на статическом уровне мощности. При этом температура топлива имеет ограничение $\sim 1350 \text{ }^\circ\text{C}$ [2]. При быстрой передаче тепла, запасенного в ТВЭЛ при генерировании импульса делений, воде возможно быстрое образование большого количества пара. Это может быть предотвращено за счет затягивания во времени процессов передачи тепла. Сравнительно большой диаметр ТВЭЛ и теплофизические характеристики топлива приводят к тому, что процесс отвода тепла от топлива в воду после импульса растягивается во времени на величину сотен секунд.

Основные характеристики излучений предлагаемого реактора, в зависимости от режима работы, приведены в таблице 1 [1].

Таблица 1

Характеристики излучений бассейнового импульсного реактора

Параметр	Импульсный режим с самогашением	Стационарный режим
Длительность процесса	40 мс	20 часов
Мощность, Вт	$6 \cdot 10^9$	$3 \cdot 10^5$
Энерговыведение, МДж	250	$2 \cdot 10^4$
Флюенс нейтронов в полости, см^{-2}	$2 \cdot 10^{15}$ ($1 \cdot 10^{15}$ для $E_n > 0,1 \text{ МэВ}$)	$2 \cdot 10^{17}$ ($1 \cdot 10^{17}$ для $E_n > 0,1 \text{ МэВ}$)
Доза гамма-излучения в полости, Гр	$1 \cdot 10^4$	$4 \cdot 10^6$

Реакторная установка «БИГР+Умножающая система на тепловых нейтронах». Реактор БИГР относится к классу аperiodических импульсных реакторов (АИР)[4]. При ширине импульса на половине высоты $\sim 2 \cdot 10^{-3}$ с реактор обладает рекордными для быстрых АИР значениями флюенса нейтронов в доступных для облучений объемах [2]:

$\sim 1 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ в центральном канале диаметром $\sim 10 \text{ см}$, высотой $\sim 55 \text{ см}$;

$\sim 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$ на внешней поверхности активной зоны (АЗ) диаметром $\sim 70 \text{ см}$.

Возможность проведения работ по облучению объектов у боковой поверхности АЗ БИГР существенно расширяет возможности реактора, т.к. значительно снимает ограничение на размеры и количество дополнительных устройств (размножители, петлевые устройства и т.д.) по сравнению с реакторами, использующими для облучения только внутренние каналы. С целью расширения возможностей реактора БИГР в части испытания большими флюенсами топлива АЭС предлагается оснастить реактор транспортабельной подкритической ядерной сборкой, способной обеспечивать облучение испытываемых образцов в полости диаметром от 15 до 30 см, высотой 100 см при флюенсе нейтронов до $1 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ с показателем неравномерности, не превышающим 10 % [5].

На модернизированном реакторе БИГР предполагается проводить исследования поведения отдельных твэлов и сборок в условиях, моделирующих различные аварийные ситуации в АЗ

энергетических реакторов. В основном предполагается исследовать реактивные аварии (RIA - Reactivity Initiated Accident).

Во ВНИИЭФ на протяжении ряда лет уже ведутся исследования поведения топлива в условиях, моделирующих реактивную аварию. Эксперименты проводятся в ампульных устройствах при отсутствии течения воды и без её нагрева. Недостатком существующей экспериментальной установки на базе реактора БИГР является отсутствие петлевого устройства и недостаточная величина энерговывода в топливо. В настоящее время максимальная величина энерговывода составляет $\sim 1,5\text{--}2$ кДж/г для топлива с обогащением 4,4 %. Этого достаточно для определения:

- порогов нарушения целостности твэлов с выгоранием до 40–60 МВт·сут./кг и порогов фрагментации твэлов со свежим топливом в экспериментах с длительностью импульса $\tau_{1/2} \sim 2\text{--}10$ мс;

- порогов нарушения целостности твэлов с выгоранием до $\sim 20\text{--}40$ МВт·сут./кг в экспериментах с длительностью импульса $\tau_{1/2} \sim 500\text{--}1000$ мс.

Для проведения исследований в интересах лицензирования топлива необходимо:

1. Повышение энерговывода в несколько раз для обеспечения исследований порогов нарушения целостности и фрагментации твэлов с выгоранием до 60–70 МВт·сут./кг в импульсах шириной до 2–3 секунд, моделирования процессов выхода на рабочий режим и деградации АЗ за счет остаточного энерговыделения после осушения АЗ.

2. Увеличение длины топливной части твэла, прогреваемой в экспериментах, до 70–90 см.

3. Создание петлевого устройства (ПУ), обеспечивающего необходимые параметры теплоносителя при моделировании аварийных ситуаций.

Таким образом, модернизация реактора БИГР путем оснащения его умножающей системой и петлевым устройством позволит обеспечить проведение экспериментов для обоснования в полном объеме лицензионных критериев для аварийных ситуаций типа RIA.

Испытательный комплекс «Реактор БИГР + Умножающая система на тепловых нейтронах» (комплекс «БИГР + УСТ») представляет собой двухсекционный реактор, т.е. установку, составленную из двух геометрически или материально выделенных, но нейтронно-связанных активных зон (АЗ). УСТ представляет собой подкритическую сборку (ПС), оснащенную органами регулирования. Комплекс «БИГР + УСТ» должен работать в импульсном и квазистатическом режимах.

Установка УСТ представляет собой ядерную подкритическую сборку, установленную на подвижную дистанционно управляемую платформу (рис. 2, рис. 3).

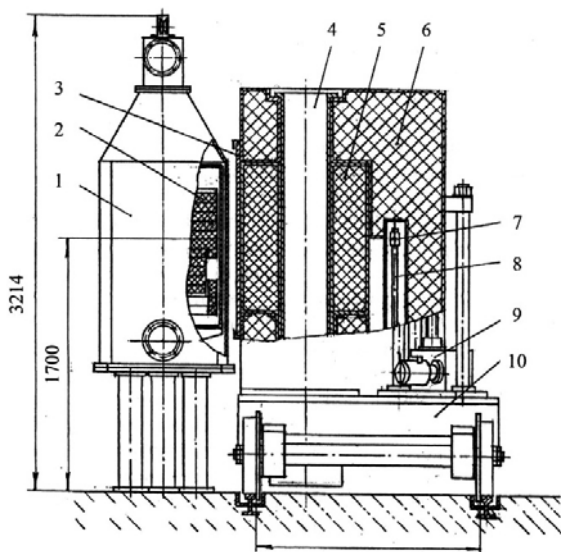


Рис. 2. Схема размещения УСТ около АЗ реактора БИГР: 1 – реактор БИГР; 2 – активная зона БИГР; 3 – борный экран УСТ; 4 – экспериментальный канал УСТ; 5 – активная зона УСТ; 6 – отражатель графитовый; 7 – нейтронный источник; 8 – механизм нейтронного источника; 9 – привод регулирующего блока (РБ); 10 – платформа УСТ

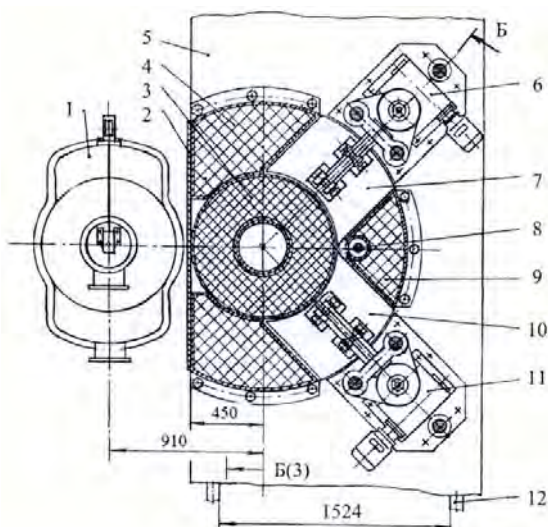


Рис. 3. Горизонтальный разрез АЗ УСТ: 1 – реактор БИГР; 2 – борный экран УСТ; 3 – активная зона УСТ; 4, 9 – отражатель графитовый; 5 – платформа УСТ; 6, 11 – привод РБ; 7 – регулирующий блок РБ – 1; 8 – источник нейтронов; 10 – регулирующий блок РБ – 2; 12 – рельсы

АЗ УСТ имеет форму полого цилиндра с наружным диаметром 86 см, внутренним 32 см и высотой 100 см. Предполагается также, что АЗ будет собрана из шестигранных блоков топливного материала размерами 60–70 мм под «ключ» и высотой 70–100 мм. В качестве топлива намечалось использовать гомогенной смеси диоксида урана с обогащением 90 % по изотопу ^{235}U с графитом. Отношение числа ядер С к числу ядер U в смеси (С/U) принималось равным 2200 или 4000. Выбор топливной композиции на основе графитовой матрицы был обусловлен её хорошей термостойкостью (обеспечивается работоспособность активной зоны при температурах до $\sim 1000^\circ\text{C}$), приемлемыми теплофизическими, ядерными и прочностными свойствами.

В целях создания защиты топлива от окисления, сохранения конфигурации и защиты от механических воздействий, предотвращения выхода в окружающее пространство продуктов деления блоки АЗ УСТ заключались в защитный чехол из нержавеющей стали.

В целях регулирования уровня подкритичности сборки и надежного заглушения её в периоды пребывания в отстойнике в УСТ были предусмотрены два регулирующих блока (РБ-1 и РБ-2), представляющие собой призматические фрагменты графитового отражателя, размещенные в удаленной от БИГР области.

Следует добавить, что в результате более поздних расчетов вариантов УСТ оптимальной в отношении достижимого в полости флюенса нейтронов, габаритов сборки и массы топлива, стоимости и управляемости всей установкой является сборка с АЗ из уран – графитового материала с равным 2000 отношением числа ядер С и ^{235}U , высотой 100 см, полостью диаметром 15 см и графитовым отражателем толщиной 50 см [5]. Эта сборка характеризуется:

- практически однородным радиальным распределением флюенса нейтронов в полости (не превышающим 10 %);
- спектром нейтронов, содержащим $\sim 8\%$ тепловых нейтронов и $\sim 30\%$ нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ;
- внешним радиусом активной зоны 38,5 см;
- загрузкой в АЗ урана 90 %-ного обогащения по ^{235}U 8,28 кг,
- флюенсом нейтронов до $1,3 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ и длительностью ≥ 90 мс в полости.

Петлевая установка, входящая в комплекс, представляет собой сложный гидро- и тепло-технический комплекс устройств, позволяющий исследовать поведение тепловыделяющих сборок (ТВС), и получать представительные (в т. ч. сравнительные) результаты по характеристикам отечественного и зарубежного топлива в режимах проектных аварий. На их основе вырабатываются критерии, характеризующие переход проектных аварий в запроектные, т.е. связанные с разрушением твэла. В состав оборудования петлевой установки входят следующие устройства: экспериментальный канал, главный циркуляционный насос, компенсатор давления, мощный электронагреватель для нагрева теплоносителя в петле и поддержания его при заданной температуре, система охлаждения, байпас экспериментального канала (который оснащен отсечным и регулирующим клапанами для моделирования спада расхода в экспериментальном канале при имитации обесточивания АЭС), вспомогательные системы для осуществления залива и сброса теплоносителя из петли после экспериментов, система очистки и дезактивации петли, система контроля (герметичности, тепловых нагрузок, паросодержания и давления в канале), система контроля мощности по нейтронному потоку.

При этом предполагается регистрировать следующие параметры теплоносителя (воды): температура (до 350°C), давления (до $2 \cdot 10^7$ Па), скорости прокачки (до 10 м/с), а также необходима регистрация температуры оболочки твэлов (до 80 точек), давления внутри оболочек твэлов (до 20 точек), наличия парообразования.

Облучательный комплекс на базе многоцелевого исследовательского реактора на тепловых нейтронах МИРТ-М. Для исследований в интересах повышения безопасности ядерной энергетики ВНИИЭФ совместно с НИКИЭТ на основе опыта работы с реактором БИГР был разработан проект более мощного импульсного реактора МИРТ-М [6]. Компонировка облучательного комплекса на основе реактора МИРТ-М (предлагаемый проект облучательного комплекса на основе реактора БИГР фактически является прототипом облучательного комплекса на основе реактора МИРТ-М), параметры облучения (энергия за импульс до $E = 10000$ МДж, флюенс нейтронов на боковой поверхности до $7 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$, в центральном канале до $7 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$), работа в различных режимах (импульсный, серии импульсов, статический, комплексный), наличие как внутреннего экспериментального канала, так и большого облучательного объёма у поверхности АЗ, даёт возможность обеспечить проведение практически всех исследований топлива в авариях типа RIA и

многих экспериментов типа LOCA для энергетических реакторов при длительности нагружения от 100 мс до ≥ 1000 сек [6].

Многоцелевой импульсный графитовый реактор на тепловых нейтронах (МИРТ-М) и соответствующее оснащение комплекса для радиационных испытаний размещаются в отдельном здании. Реактор размещается в проеме стены, разделяющей экспериментальные залы 1 и 2 (рис. 4). Механизмы управления органами регулирования реактивности расположены в помещении над реактором, за биологической защитой. Подвижная биологическая защита (защитные двери) обеспечивает возможность нахождения персонала в залах, когда реактор находится в заглушенном состоянии. Набор подвижных конверторов, располагаемых у боковой излучающей поверхности АЗ или около облучаемого объекта, позволяет трансформировать собственное излучение АЗ в сторону смягчения или ужесточения спектра нейтронов, а также изменить соотношение между нейтронной и γ -компонентой в излучении реактора. Транспортные тележки с дистанционным управлением обеспечивают доставку исследуемых изделий к боковой излучающей поверхности реактора. Загрузочные устройства центрального (ЦЭК) и периферийных каналов размещаются в помещении механизмов над реактором. Существует версия компоновки реактора, где загрузка ЦЭК возможна и из подвального помещения под реактором.

Корпус реактора представляет собой цилиндрический сосуд с приварным плоским дном и плоской крышкой, герметизирующей корпус с помощью фланцевого соединения и с заваркой герметизирующего уса.

Корпус реактора снаружи окружен кожухом, который служит дополнительной оболочкой для локализации утечек продуктов деления при разгерметизации корпуса, а также обеспечивает продувку охлаждающего воздуха в зазорах между корпусом и кожухом. В центре кладки графитового отражателя (поз. 2 рис. 4) устанавливается центральный экспериментальный канал диаметром 380 мм. Торцевые отражатели АЗ выполняются из графитовых блоков (графит марки ГР-280 с плотностью 1,70 г/см³ или реакторный графит марки ГРП-2 с плотностью 1,85 г/см³).

Активная зона реактора МИРТ-М набирается из отдельных призматических твэлов, центрируемых относительно гнезд в торцевых отражателях и относительно друг друга в смежных слоях. Каждый слой содержит 240 твэлов. Количество слоев – 20, общее количество твэлов в АЗ – 4800 штук. Геометрические размеры твэлов – шестигранник под ключ 120 мм, высота 100 мм. Масса ²³⁵U в АЗ составляет 20 кг. Обогащение урана по изотопу ²³⁵U – 90 %. Для выравнивания энерговыделения по АЗ и получения большего выхода нейтронов с боковой поверхности при заданном полном энерговыделении, концентрация урана возрастает от центра к периферии. Схема реактора МИРТ-М представлена на рис. 4.

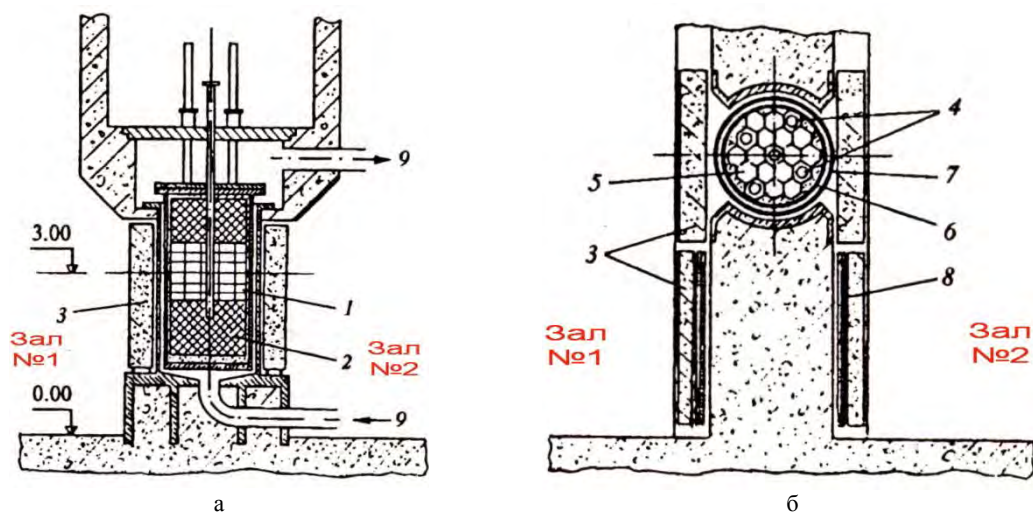


Рис. 4. Схема реактора МИРТ-М в вертикальном (а) и горизонтальном (б) разрезах: 1 – АЗ реактора МИРТ; 2 – графитовый отражатель; 3 – защитная дверь; 4 – стержни управления; 5 – ТВС; 6 – корпус; 7 – кожух; 8 – конвертор; 9 – воздушное охлаждение

Основные характеристики реактора МИРТ-М приведены в табл. 2.

Основные характеристики реактора МИРТ-М

1.	Энерговыведение за импульс	$3,5 \cdot 10^{20}$ дел., (10000 МДж)
2.	Полуширина самогасящегося импульса с максимальным энерговыведением	45 мс
3.	Ширина «столика» в режиме генерации импульса на запаздывающих нейтронах с максимальным энерговыведением	1-1000 с
4.	Флюенс нейтронов на поверхности корпуса реактора (в максимальном импульсе)	$7 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$
5.	Флюенс невозмущенных потоков нейтронов в центральном экспериментальном канале	$7 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$
6.	Доза мгновенного γ -излучения у поверхности корпуса (в максимальном импульсе)	$2 \cdot 10^3 \text{ Гр}$
7.	Загрузка ^{235}U	20 кг
8.	Обогащение топлива по ^{235}U	90 %
9.	Скважность между импульсами – не более	72 часа
10.	Размеры активной зоны: – диаметр – высота	2000 мм 2000 мм

Основными задачами облучательного комплекса являются:

– исследование процессов, протекающих в ядерных реакторах в эксплуатационных, переходных и аварийных режимах, с помощью моделей, максимально приближенных к натурным, для обоснования работоспособности и обеспечения безопасности существующих и проектируемых АЭС;

– отработка робототехники, применяемой в составе оборудования для ликвидации последствий ядерных аварий и работы в зонах повышенного нейтронного и γ -фона;

– исследования в области фундаментальной науки.

Наиболее сложным и многоплановым является первое направление. Исследования предполагается проводить в центральном канале реактора и вблизи его боковой поверхности.

Центральный канал диаметром 38 см позволяет разместить в нём ТВС ВВЭР в защитном корпусе и проводить с ней петлевые испытания. Флюенс нейтронов в центральном канале составляет $(7-8) \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$, что достаточно для моделирования работы ТВС в номинальном режиме в течение 1000 с. Максимальный энерговод в топливо с 4 % обогащением в центральном канале достигает 30 кДж/г, что с запасом хватает для любых исследований свойств топлива и реакторных материалов, процессов плавления ТВС и твэлов.

Основную часть исследований предполагается проводить вблизи боковой поверхности реактора. Благодаря отсутствию отражателя в этой зоне можно размещать крупногабаритные узлы с характерными размерами до 3,5 м, диагностическое и измерительное оборудование. Полный флюенс нейтронов составляет $(7-8) \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}$, а при использовании дополнительного блока отражателя-размножителя до $(2-4) \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$. Энерговыведение в топливе для одиночного твэла ВВЭР составляет при таком флюенсе $(10-20) \text{ кДж/г}$, что обеспечивает возможность испытания как облучённого, так и необлучённого топлива и доведения его до разрушения в условиях, соответствующих гипотетическим авариям со временем нарастания мощности от 50 мс до десятков секунд.

Реактор позволяет проводить длительные испытания в режиме стационарной мощности N до 100 кВт, при этом плотность потока нейтронов составляет $7 \cdot 10^{11}$ и $(1-3) \cdot 10^{11} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}$ в центральном канале и вблизи боковой поверхности реактора, соответственно.

Кроме того, реактор позволяет реализовать гибридный режим работы, в котором сочетаются стационарный и импульсный режимы. Стационарный+импульсный – для моделирования развития аварии при старте из номинального режима работы энергетических реакторов. Импульсный+стационарный – для моделирования процесса расплавления топлива при аварии и последующего длинного «хвоста» остаточного энерговыведения.

Для реализации возможностей реактора, обеспечения информативности экспериментов, гарантирования безопасности и надёжности работы установка должна быть оснащена соответствующим оборудованием:

– ампульными устройствами и «петлями» для подачи теплоносителей различного типа (газ, вода, натрий и т. д.), обеспечивающими необходимые уровни температур, давлений и скоро-

стей течения на испытуемых твэлах и ТВС, а также гарантирующими локализацию топлива в случае разрушения топливных элементов;

- герметичными устройствами для сброса расплава топлива при исследовании его взаимодействия с корпусом реактора и бетоном;

- измерительными средствами, в том числе годоскопом, для визуализации динамики испытуемых топливных элементов и расплава топлива, системами дистанционного контроля, комплексом компьютерной обработки поступающей информации, системами радиационного и экологического контроля.

Проекты двухсекционных (гибридных) ядерных установок. Двух- и многосекционные реакторы, начиная с 50-х годов, являются объектом исследования во многих работах в разных странах. Ранее основной упор в этих работах делался на обеспечение гарантий безопасности энергетических реакторов с расширенным воспроизводством топлива. Рассматривались сдвоенные системы быстрого реактора и тепловой подкритической сборки. Обсуждались и многосекционные системы в виде комбинации ядерного реактора и ряда подкритическихборок с вентильной (преимущественно односторонней) нейтронной связью между секциями [3].

С конца 60-х во ВНИИЭФ стали проводиться работы по связанным реакторам применительно к аperiодическим импульсным реакторам (АИР). Создание глубоко вентильной нейтронной связи между секциями, как показано в работе [7], значительно снижает длительность импульса излучения (один из первостепенных параметров для АИР). Как вариант реализации данной концепции был рассмотрен идеализированный сферически-симметричный бустер-реактор, представленный на рис. 5 [7].

На основе этого предложения в 1980-1981 гг. был разработан проект двухсекционного бустер-реактора «Каскад» (БР-К) (рис. 6) [2,7,8,9]. Для апробации элементов концептуального проекта БР-К и проведения различных облучательных экспериментов в 1995 г. была введена в эксплуатацию многоцелевая ядерно-физическая установка БР-К1 (бустер реактор «Каскад» – вариант 1).

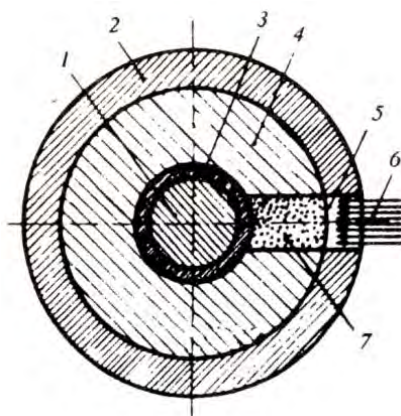


Рис. 5. Геометрия идеализированного сферически-симметричного двухсекционного бустер-реактора: 1 – секция из нептуния ^{237}Np ; 2 – секция из сплава урана с молибденом; 3 – титановый корпус; 4 – слой вольфрама; 5 – цилиндрический канал; 6 – пучок тормозного излучения от ускорителя; 7 – замедлитель нейтронов типа ^6LiH

В отличие от идеализированных вариантов двухсекционного бустер-реактора в конструкции БР-К в максимальной степени учтены требования, диктуемые стремлением по возможности повысить флюенс нейтронов и дозу γ -излучения за импульс в местах расположения облучаемых образцов и увеличить объемы мест облучения, а также требования повышения удобства работы на установке и облегчения доступа к местам размещения образцов. БР-К является реакторной установкой с двумя связанными цилиндрическими АЗ. В этой установке АЗ из сплава ^{237}Np с галлием (АЗ1) расположена в полости внешней АЗ, выполненной из сплава урана с молибденом (АЗ2). АЗ1 и АЗ2 разделены слоем вольфрама, в котором энергия нейтронов, перемещающихся из одной АЗ в другую, в основном сбрасывается ниже порога деления, и, таким образом, нейтроны, рожденные в АЗ2 и попавшие в АЗ1, в подавляющем большинстве случаев не принимают участия в поддержании цепной реакции в последней [2].

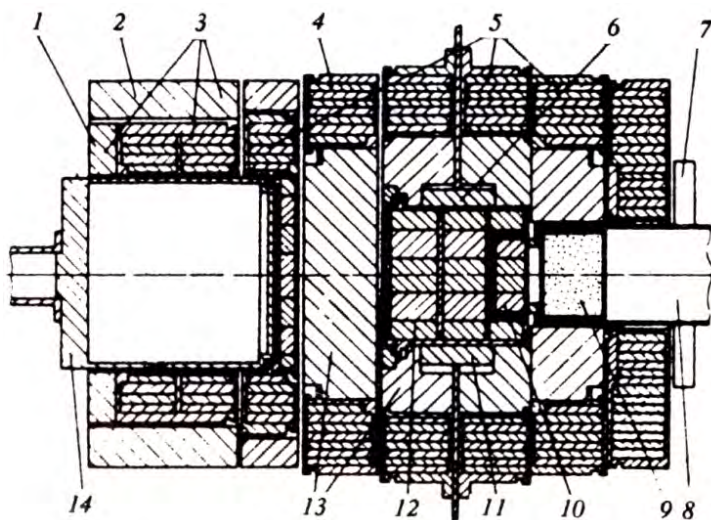


Рис. 6. Вид БР-К в осевом разрезе: 1 – отражатель нейтронов; 2 – регулирующий блок А32 (РБ-2); 3 – подвижный блок А32 (ПБ-2); 4 – аварийный блок (АБ); 5 – неподвижные блоки А32 (НБ-2); 6 – регулирующий блок А31 (РБ-1); 7 – стоп блок (СБ) и импульсный блок (ИБ-2); 8 – канал для проводки тормозного излучения; 9 – замедлитель нейтронов типа ${}^6\text{LiH}$; 10 – подвижный блок А31 (ПБ-1); 11 – импульсный блок А31 (ИБ1); 12 – неподвижный блок А31 (НБ-1); 13 – массив вольфрама; 14 – контейнер для облучаемых образцов

Для проводки тормозного излучения от ускорителя к А31 во внешних слоях реактора создан цилиндрический канал в области вольфрамового слоя заполненный замедлителем нейтронов типа ${}^6\text{LiH}$ (или бериллия), хорошо пропускающим тормозное излучение.

Установка БР-К при совместной работе с сильноточным линейным ускорителем электронов могла бы формировать импульсы делений с максимальным энерговыделением 120 МДж, длительностью 1–300 мкс и флюенсом нейтронов $1 \cdot 10^{14}$ – $2,2 \cdot 10^{15}$ см^{-2} (в цилиндрической полости (рис. 6) для образцов диаметром и глубиной ~ 35 см). На внешней боковой поверхности могут быть реализованы флюенсы нейтронов $(5\text{--}6) \cdot 10^{14}$ см^{-2} [2].

В целях генерирования сравнительно широких импульсов делений с длительностью ≤ 300 мкс БР-К может переводиться в режимы односекционного бустера или односекционного импульсного реактора. В этих режимах А31 поддерживается в глубоко подкритическом состоянии, и генерирование импульса производится в А32, как в односекционной системе.

Одним из возможных направлений развития двух- и многосекционных реакторов является создание гибридных ядерных энергетических установок (ЯЭУ). В этом варианте ЯЭУ ядерный реактор работает в режиме усиления нейтронного потока от внешнего задающего источника нейтронов – нейтронного генератора (НГ) с управляемой мощностью. Изменяя интенсивность потока нейтронов от НГ, можно управлять мощностью всей энергосистемы без риска перехода через критическое состояние, что исключает вероятность возникновения реактивных аварий в таком реакторе [10].

Для получения коммерчески привлекательной энергетики с уровнем мощности ~ 1 ГВт потребуются НГ с выходом нейтронов 10^{18} – 10^{19} н/с, что в настоящее время еще не достижимо, хотя активные попытки в этом направлении предпринимаются. Требования к мощности НГ можно снизить в 5–10 и более раз, если использовать принцип каскадного умножения нейтронов.

Наиболее ясной физически представляется выдвинутая ВНИИЭФ концепция двухкаскадного бланкета, в котором первый каскад содержит только пороговый делящийся материал – ${}^{237}\text{Np}$ (А3 набрана из ТВЭЛ стерженькового типа), а второй каскад представляет собой классическую активную зону, работающую на тепловых нейтронах с топливом из ${}^{235}\text{U}$ или ${}^{239}\text{Pu}$ [9].

Этим достигается отсутствие нейтронного влияния второго энергетического каскада, работающего на тепловых нейтронах, на первый, деления в котором могут происходить только на быстрых нейтронах с энергией более 0,4 МэВ.

В качестве базовой установки в макете двухкаскадного бланкета предлагается использовать действующий во ВНИИЭФ линейный ускоритель электронов ЛУ-50 на энергию 60 МэВ, который оборудован специальной мишенью, выход фотонейтронов с которой может быть доведен до 10^{14} н/с (при частоте повторения импульсов от 1 Гц до 2000 Гц). Ускоритель рассчитан на непре-

рывную многочасовую работу в режиме генерации нейтронных импульсов с различной амплитудой и частотой повторения [9].

В качестве конкретной реализации макета двухсекционного бланкета предлагается комбинация внешнего каскада в виде малогабаритного водо-водяного реактора АБВ мощностью 50 МВт разработки ОКБМ и внутреннего каскада в виде цилиндрической подкритической сборки из двуокиси нептуния. Выбор водо-водяного реактора АБВ в качестве внешнего каскада макета определяется возможностью его размещения в мишенной комнате ускорителя ЛУ-50, его разработанностью и сравнительно несложной приспособляемостью к рассматриваемой задаче.

Принцип работы двухкаскадного подкритического энергетического бланкета заключается в следующем. Высокоэнергетичный пучок электронов ЛУ 50 из помещения ускорительного зала через защитное устройство проходит в специальное мишенное помещение, где располагается двухкаскадный бланкет. Излучение ускорителя носит импульсный характер (частота повторения импульсов от 1 Гц до 2000 Гц). После вакуумного канала системы разводки (поз.б рис. 7) пучок ускоренных электронов через воздушный канал, сделанный в защитной стенке второго каскада, попадает на мишенное устройство, в котором энергия электронов преобразуется в тормозное и нейтронное излучение. При этом, практически, вся энергия электронного пучка выделяется в виде тепла в рабочем материале мишени и отводится теплоносителем.

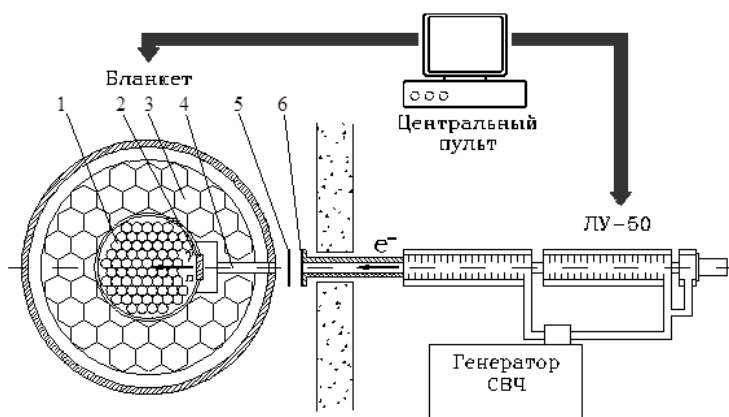


Рис. 7. Блок-схема комплекса: 1 – активная зона первого каскада с газовым охлаждением; 2 – мишенное устройство; 3 – активная зона второго каскада; 4 – воздушный канал; 5 – диафрагма; 6 – выводное устройство ускорителя

Под действием тормозного излучения в АЗ нептуниевой сборки появляются нейтроны. Эти нейтроны и нейтроны, рожденные в устройстве преобразования, умножаются за счет процесса деления ядер нептуния в первом каскаде и попадают во второй каскад, где вызывают деление ядер урана и выработку за счет этого основной части тепловой энергии. Блок-схема комплекса представлена на рис. 7.

Ядерная лагуна. Целью предполагаемого проекта является расчетно-теоретическое и экспериментальное обоснование технологии создания искусственных условий для фотосинтеза микроводорослей при резонансной засветке хлорофилла радиолюминесцентным излучением ядерно-оптического преобразователя (ЯОК) и обогрева рабочей среды с использованием системы самокритических растворных реакторов-размножителей с уран-ториевым топливом [11].

Несмотря на высокую степень индустриализации общества, которой достигла цивилизация к концу XX века, «...ни один технический процесс не смог пока удовлетворительно воспроизвести, а тем более превзойти, уникальную процедуру использования солнечной энергии в фотосинтезе зеленых растений» [11], ответственную за создание на планете органического вещества, которое интенсивно расходуется.

В качестве альтернативного варианта по наработке необходимых для человечества ресурсов (нефть, гумус) предлагается использовать биомассу, генерируемой за счет энергии солнца или искусственных источников света.

Прогресса в генерации требуемого количества биомассы для производства искусственного топлива, альтернативного нефти, кормов и удобрений в будущем следует ожидать от биоинже-

нерии, которая должна создать новые технологии по выращиванию и переработке высокопродуктивных зеленых растений [11].

Особое место в растительном мире занимают простейшие одноклеточные организмы – микроводоросли, процесс размножения которых происходит делением клетки на две или более частей (у хлореллы на восемь), т.е. представляет собой цепной процесс, аналогичный делению урана в ядерном реакторе.

При благоприятных условиях и характерном периоде удвоения начальной массы, равном одним суткам [11], в течение одного месяца начальная масса возрастает в отношении:

$$\frac{M}{M_0} = e^{30} \cong 10^{12} \text{ раз}$$

Т. е. при начальной массе $M_0 = 10$ кг выход продукта достигнет значения ~ 10 млрд. тонн, которых достаточно, например, для замены ежегодно добываемой нефти на искусственное топливо. Известно, что в качестве жидкого топлива могут применяться спирты, получаемые ферментацией растительной биомассы (под биомассой понимают возобновляющееся органическое вещество, генерируемое растениями путем фотосинтеза) в коротком по времени (менее месяца) производственном цикле с высоким КПД, составляющим 30–50 %. Теплота сгорания нефти и спирта составляет 45 МДж/кг и 29 МДж/кг, соответственно.

В процессе реакции фотосинтеза новое органическое вещество создается, в основном, из углекислого газа и воды в присутствии света с плотностью $\sim 510^{-2}$ Вт/см² и тепла ~ 25 °С.

Оптимальные условия в естественной среде реализуются на мелководьях и в болотах (лагунах) [11], однако продуктивность в летнее время по выходу сухого вещества обычно не превышает 10–15 г/м²·сутки.

Среди одноклеточных водорослей особое место занимает хлорелла. Хлорелла с ее уникальными свойствами давно исследуется специалистами в области космической биологии в качестве основного фотосинтезирующего звена жизнеобеспечения экипажей космических кораблей в продолжительных полетах [11]. Человечество для обеспечения своего энергетического и экологического будущего, учитывая все возрастающую численность населения планеты, остро нуждается в освоении новой высокопроизводительной технологии по искусственному выращиванию простейших растительных организмов. При непрерывном выращивании хлореллы в полупромышленных условиях при солнечном освещении в течение 10 часов/сутки удалось достичь среднегодовой производительности 50 г/м²·сутки с возможностью ее увеличения по расчету до 150 г/м²·сутки [18, 19].

При высокой плотности биосуспензии выращивание микроводорослей возможно лишь в тонком слое, который пронизывается светом.

Для производства биомассы необходимо создание искусственного объемного источника света, распределенного по всей глубине установки – «лагуне высоких технологий» (рис.8), взамен естественного, действующего только с внешней поверхности. Это позволит в несколько раз увеличить рабочий объем и довести условный выход сухого вещества, отнесенный к внешней поверхности, до 1 кг/м² в сутки и более [11].

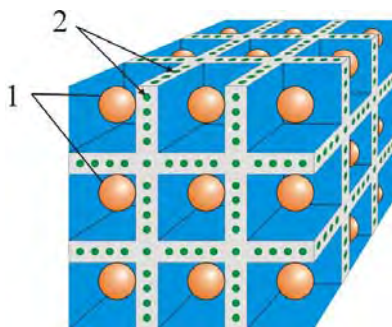


Рис. 8. Схематическое изображение биокомплекса на основе ядерных ламп (ЯЛ):
1 – решетка ЯЛ, 2 – трубопроводы с биосуспензией

Поглощение света хлорофиллом носит резонансный характер (рис.9) и происходит в области 380–740 нм. По этой причине плотность светового потока в «лагуне высоких технологий» может быть вдвое снижена по сравнению с природными условиями, благодаря использованию

селективного источника света на основе ядерно-оптического преобразователя – ядерной лампы (ЯЛ) (рис.10). И тогда требуемая плотность оптического излучения составляет величину $\sim 2,5 \cdot 10^{-2}$ Вт/см².

Необходимо обеспечить также подвод энергии ко всей массе рабочей среды для создания требуемой температуры на уровне 25°C.

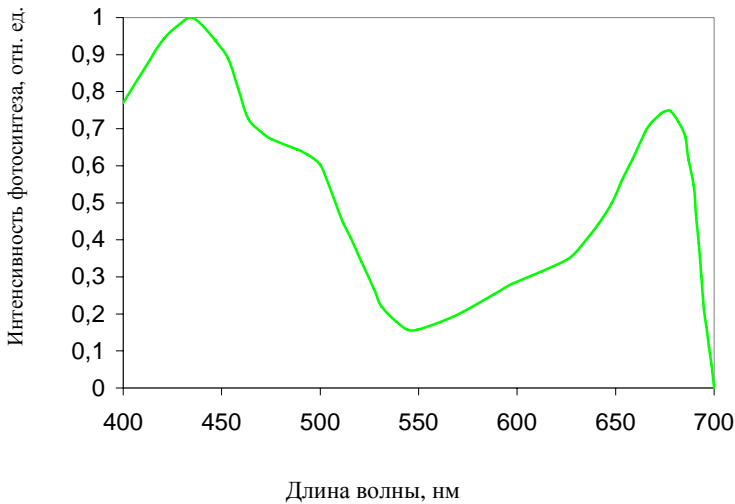


Рис. 9. Спектр действия фотосинтеза

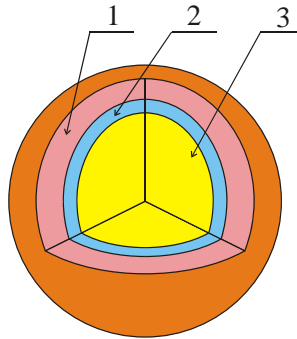


Рис. 10. Схематическое изображение реактора-конвертора: 1 – оболочка радиолуминесцентного конвертора; 2 – зона воспроизводства на растворе соли тория-232; 3 – активная зона на растворе соли урана-235

Для создания технологии искусственного выращивания фотосинтезирующих микроводорослей требуется независимый от Солнца источник энергии длительного действия. Масштаб времени, в течение которого должен действовать такой источник, должен быть сопоставим со временем эксплуатации природных ресурсов, например, нефти, т. е. составлять одно–два столетия. Таким независимым источником может быть в XXI веке только энергия деления урана в форме специализированного ядерного реактора – ядерной лампы, генерирующего радиолуминесцентное излучение требуемого спектра для эффективной засветки хлорофилла и низкотемпературное тепло ($\leq 100^\circ\text{C}$) для подогрева водной среды «лагуны». Так как запасов природного ^{235}U для эксплуатации современных ядерных установок большой мощности хватает на время не более 80 лет, необходимо вернуться к идеям 50-х годов, связанным с созданием реактора-размножителя на тепловых нейтронах с использованием уран–ториевого топлива в виде растворов солей урана–235 и тория 232.

Активная зона на водном растворе соли ^{235}U окружена зоной воспроизводства на водном растворе соли ^{232}Th , вокруг которой располагается оболочка радиолуминесцентного конвертора, представляющая собой либо твердый радиолуминофор, либо контейнер с прозрачной для оптического излучения внешней поверхностью, наполненный жидким или газообразным радиолумино-

фором, например, неоном. Активная зона реактора-размножителя является источником ядерных излучений и, одновременно, преобразователем энергии ядерных излучений в тепло. Конвертор-радиоломинофор, окружающий снаружи активную зону, преобразует энергию ядерных излучений в люминесцентное оптическое излучение. Конвертор возбуждается, главным образом, гамма-излучением.

Можно представить себе, что требуемое число ЯЛ размещаются в решетке с шагом 2 м внутри обширного искусственного водоема на глубине 3 м. По границам решетки на расстоянии 1 м от центра ЯЛ располагаются трубопроводы с биосуспензией. В этой геометрии создаются условия для всестороннего облучения биокультуры с плотностью светового потока не менее $\sim 2,5 \cdot 10^{-2}$ Вт/см², причем общая освещенная поверхность трубопроводов внутри бассейна на порядок превышает внешнюю поверхность водоема, освещаемую дневным светом.

Защитный слой воды толщиной 1 м между ЯЛ и трубопроводом с биокультурой снижает дозу гамма-излучения на его поверхности до значения менее 1 крад, что допустимо по современным воззрениям [11].

Опыт создания и эксплуатации небольших растворных реакторов «водоподогревателей» на ²³⁵U [11] в США, России, Франции свидетельствует об их высокой надежности и безопасности, если удельное энерговыделение и температура ограничены значениями ~ 2 кВт/л и 100 °С, соответственно. Подобный реактор типа ВИР действует во ВНИИЭФ на протяжении 50 лет и превосходно подходит для изучения характеристик и создания макетов радиоломинесцентных источников света – ядерных ламп, исследования генетической устойчивости культивируемых популяций микроводорослей, отработки технологии фотосинтеза при резонансной засветке хлорофилла радиоломинесцентными излучениями ядерно-оптического преобразователя.

Заключение

В докладе представлены проекты специализированных ядерных реакторов и комплексов, на базе которых возможно решение широкого круга исследовательских задач ядерной энергетики и техники. Рассмотрены физико-технические характеристики комплексов, конструкционные особенности реакторов и перечень необходимого для испытаний оборудования. Представленные комплексы МИРТ-М и «БИГР+УСТ» являются многоцелевыми, в том числе позволяют проводить практически все исследования топлива в авариях типа RIA и многие эксперименты типа LOCA для энергетических реакторов. В качестве расширения возможностей экспериментальной базы ИЯРФ предлагается проект по созданию реактора бассейнового типа. Затронута тема по результатам исследований двухсекционных ядерных реакторов во ВНИИЭФ, проводимых с середины XX века. Рассмотрена возможность реализации проекта биоядерной установки, позволяющей нарабатывать биомассу в искусственных условиях для её дальнейшей переработки в нуждах промышленной и сельскохозяйственной отрасли.

Список литературы

1. Воинов М. А. Оценка характеристик бассейнового импульсного реактора// Труды IV международной конференции «Физика лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы» (ЛЯН-ИР-2007) в 2-х томах. ГНЦ РФ – ФЭИ, Обнинск. 2009, Т. 2. С. 310. С. 619–625.
2. Колесов В. Ф. Аperiodические импульсные реакторы: монография в 2 т. Издание 2-е, переработанное и дополненное. г. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2007. С. 557.
3. Колесов В. Ф. Электроядерные установки и проблемы ядерной энергетики. Монография. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ». 2013.
4. Кувшинов М. И., Колесов В. Ф., Смирнов И. Г. Аperiodический импульсный реактор БИГР// ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки. 1988. Вып. 1. С. 3–12.
5. Колесов В. Ф., Хоружий В. Х., Воронцов С. В., Девяткин А. А., Кувшинов М. И., Сажнов В. В. Принципиальная конструкция и нейтронные параметры реакторной установки «БИГР + УФН-П»// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2012. Выпуск 3. С. 17–21.
6. Khariton Yu. B., Voinov A. M., Kolesov V. F. et al. Overview of VNIIEF pulsed reactors// Proc. Of the International Topical Meeting on physics, safety, and applications of pulse reactors held at Washington, D.C., November 13–17, 1994. P. 22–24.
7. Колесов В. Ф., Штарев С. К. Концепция связанных реакторов в аспекте её применения в импульсном реакторостроении // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1996. Выпуск 2. С. 30–32.

8. Павловский А. И., Малинкин А. А., Колесов В. Ф. и др. Двухсекционный бустер – реактор «Каскад» (БР-К)// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1992. Выпуск 3. С. 3–11.

9. Колесов В. Ф. Двухсекционные аperiodические импульсные реакторы (Обзор)//ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1995, Выпуск. 1 – 2. С. 25–182.

10. Воинов А. М., Воинов М. А., Воронцов С. В. и др. Расчетно – теоретическая и конструкторская проработка физического макета двухкаскадного blankets для электроядерного реактора // Сборник трудов второго научного семинара памяти В. П. Саранцева. г. Дубна. 1998. С. 69–76.

11. Воинов А. М., Воронцов С. В., Довбыш Л. Е., Ильяев Р. Е., Маршалкин В. Е., Пунин В. Т., Руднев А. В. Лагуна Высоких Технологий // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 2000. Выпуск 2/3. С. 91–94.