

УДК 621.039; 621.039.5; 621.039.7; 621.384.64

# Электроядерные установки и проблемы ядерной энергетики

*Дано подробное освещение темы электроядерных установок, рассматриваемых в качестве действенного средства решения важных проблем ядерной энергетики. Статья написана по материалам монографии В. Ф. Колесова «Электроядерные установки и проблемы ядерной энергетики», изданной в РФЯЦ-ВНИИЭФ в конце 2013 г.*

**В. Ф. Колесов**

Электроядерная установка (ЭЛЯУ) – это комплекс ускорителя протонов, подкритического ядерного реактора, называемого бланкетом, и генерирующей нейтроны мишени. В статье приведен краткий обзор темы электроядерных установок, рассматриваемых в качестве действенного средства решения важных проблем ядерной энергетики. Представлены разработанные в разных странах концепции и проекты ЭЛЯУ, эксперименты по обоснованию их принципов действия и управления, результаты отработки требуемых для ЭЛЯУ протонных ускорителей и мишеней. Прослежена история становления и развития идей ЭЛЯУ и трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов. Статья написана по материалам монографии В. Ф. Колесова «Электроядерные установки и проблемы ядерной энергетики», изданной в РФЯЦ-ВНИИЭФ в конце 2013 г. [1].

## *1. Проблемы ядерной энергетики*

Начиная с середины 20-го века энергия деления ядер стала важным фактором мировой цивилизации. К 1975 г. суммарная мощность АЭС в мире составила 80 ГВт. В те годы предполагали, что к началу 21-го века АЭС займут лидирующее положение в производстве электроэнергии. Но в последующие десятилетия темпы строительства новых электростанций, вопреки ожиданиям, резко снизились. В аргументации противники ядерной энергетики делали упор на то, что ядерные реакторы не свободны от возможных взрывных аварий и функционирование их сопряжено с накоплением больших количеств радиоактивных отходов, в том числе и с очень большими периодами полураспада. Уже тогда говорилось также о повышенном риске распространения делящихся материалов и ядерного оружия. На снижение темпов строительства новых АЭС повлияло также осознание ограниченности ядерного топлива, поскольку в действующих реакторах сжигается преимущественно  $^{235}\text{U}$ , содержание которого в природном уране составляет лишь 0,7 %.

Однако после двух десятилетий стагнации наметились пути преодоления указанных проблем и рисков. С разработкой более совершенных реакторов и более трезвой оценкой ресурса ядерного топлива ядерная энергетика постепенно вновь обрела твердую опору. Под давлением факторов парникового эффекта и близкого исчерпания запасов органического топлива период стагнации сменился периодом хотя и умеренного, но довольно устойчивого роста количества АЭС и производимой ими электроэнергии (рис. 1).

Сказанное, однако, не означает, что провозглашенные лозунги об угрозах человечеству со стороны ядерной энергетики, оказались несостоятельными или уже преодолены. За одним исключением, эти лозунги не утратили своей актуальности. Остался в силе и тезис об опасности отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Временные хранилища радиоактивных отходов предназначены для использования в течение десятков или сотен лет. Но отходы содержат и радиоактивные ядра, преимущественно ядра актинидов Pu, Np, Am и Cm с периодами полураспада в десятки и сотни тысяч лет.

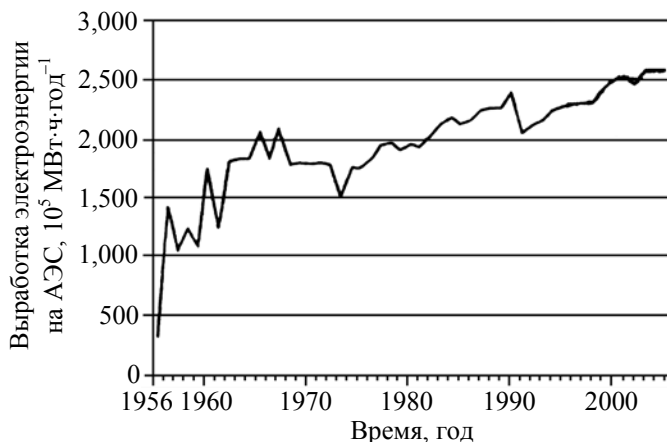


Рис. 1. Мировая выработка электроэнергии на АЭС (данные на конец 2006 г.)

В целях избавления от долгоживущих радионуклидов должны применяться или окончательное их захоронение в глубинных слоях горных пород, или захоронение в таком же хранилище после переработки с помощью трансмутации. Трансмутация – это преобразование долгоживущих радионуклидов посредством ядерных реакций в стабильные или короткоживущие ядра. При использовании трансмутации ядерных отходов проблема их долговременного хранения, по существу, снимается. Например, при 99 %-ном извлечении Np, Am и Cm время достижения ядерными отходами уровня активности исходного урана снижается с 200000 лет до 400 лет (рис. 2) [2].

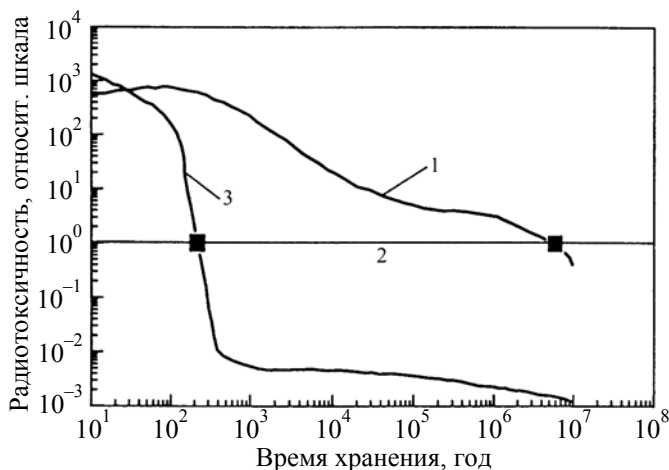


Рис. 2. Зависимость от времени радиотоксичности двух основных компонентов ядерных отходов для ОЯТ реактора с водой под давлением (PWR): 1 – актиниды; 2 – исходная урановая руда; 3 – продукты деления

Трансмутация ТУЭ осуществляется, главным образом, за счет реакций  $(n, f)$  с выходом новых нейтронов и выделением энергии, которая, в принципе, может быть полезно использована. Если вести речь только о младших актинидах, то их трансмутация в тепловом реакторе с обычным, относительно невысоким уровнем плотности потока нейтронов сопряжена с возникновением значительного количества новых трансурановых нуклидов. Процесс трансмутации в этом случае весьма длителен и требует заметных затрат нейтронов. Расчеты и эксперименты указывают на предпочтительность использования для трансмутации младших актинидов (МА) быстрых реакторов и бланкетов. Реакторы на быстрых нейтронах позволяют реализовать расширенное воспроизводство плутония и замкнутый ядерный топливный цикл. Они же способны эффективно трансмутировать младшие актиниды.

Глубинное захоронение ОЯТ в прежние десятилетия рассматривалось как вполне приемлемый для практического внедрения способ избавления от радиоактивных отходов. В США, например, в этих целях на полигоне Невада построено глубинное хранилище Юкка Маунтин, предельное статусное заполнение которого составляет 70 тысяч тонн ОЯТ.

С годами, однако, в отношении безопасности и целесообразности этого способа обращения с ОЯТ возникло и все более усиливалось сомнение. Утвердилось мнение, что в долгосрочном плане нельзя исключить проявления сейсмической активности, поступления грунтовых вод даже в сухие сейчас соляные шахты, распространения радиоактивности этими водами и облечения сверх допустимого уровня населения не только близлежащих, но и отдаленных районов [3].

Таким образом, в настоящее время трансмутация рассматривается как совершенно необходимое и единственное средство избавления от долгоживущей радиоактивности. Функцию трансмутатора, как отмечалось выше, могут осуществлять критические быстрые реакторы. В качестве трансмутаторов долгоживущих МА критическим реакторам, однако, свойственны существенные недостатки. Введение в их активные зоны больших количеств плутония и младших актинидов драматически сказывается на их безопасности. Констатируется, что масса вводимых в активную зону быстрых реакторов плутония и младших актинидов не должна превышать 3–5 % полной массы актинидов.

В свете сказанного в аспекте трансмутации долгоживущих МА особую значимость приобретают электроядерные установки (ЭЛЯУ).

## ***2. ЭЛЯУ. Концепции и проекты ЭЛЯУ, разработанные в 1990 – 2012 гг.***

**Электроядерные установки.** ЭЛЯУ представляют собой комплекс ускорителя протонов, подкритического ядерного реактора, называемого бланкетом, и генерирующей нейтроны мишени. Ускоритель в комплексе генерирует пучок протонов энергией  $\sim 1$  ГэВ, мощностью  $\sim 10$  МВт. Пучок протонов бомбардирует мишень и генерирует нейтроны в результате ядерных реакций расщепления. Каждый протон производит 20–30 нейтронов. Поток нейтронов из мишени поступает в бланкет и, вызывая деления в уране или в ядрах трансурановых элементов, размножается и генерирует энергию (рис. 3). ЭЛЯУ трактуются как новый класс ядерно-энергетических установок 21-го века.

Преимущества ЭЛЯУ в сравнении с традиционными критическими ядерными реакторами заключаются в следующем:

- полной свободе от взрывных аварий;
- более оперативном управлении цепной реакцией путем быстрого изменения мощности ускорителя;
- большей доле избыточных нейтронов.

Для электроядерных установок, поскольку они заведомо глубоко подкритичны, эффект Доплера, пустотный коэффициент реактивности и эффективная доля запаздывающих нейтронов

не имеют решающего значения. Если в критических реакторах масса вводимых в активную зону плутония и младших актинидов не должна превышать 3–5 %, то ЭЛЯУ могут успешно работать целиком на плутонии и младших актинидах и эффективно выжигать их. ЭЛЯУ с blanketом на быстрых нейтронах – это, по-существу, безальтернативный инструмент реализации трансмутации.

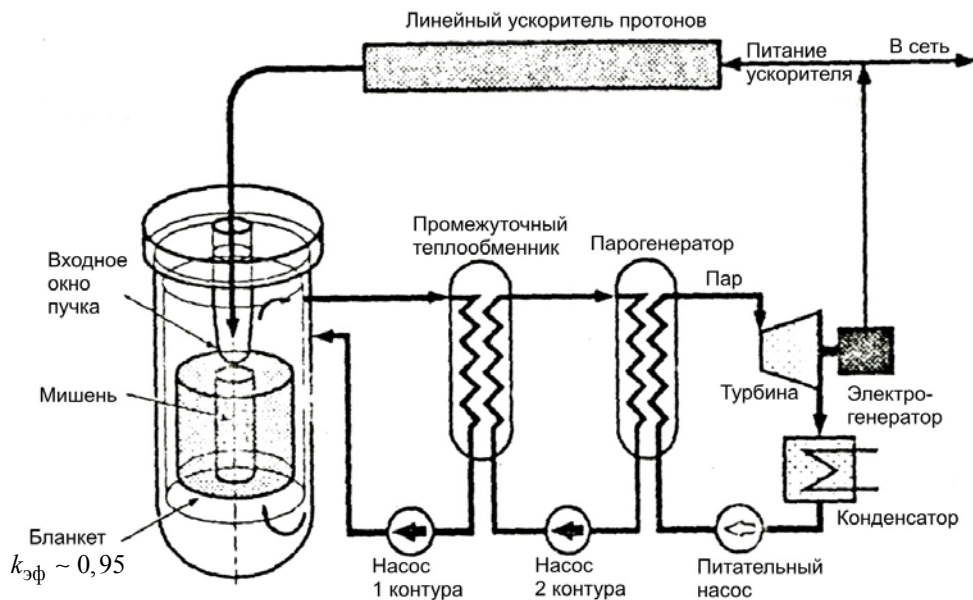


Рис. 3. Схематическое представление электроядерной установки [4]

Укажем три основных назначения ЭЛЯУ:

- 1) трансмутация ядерных отходов с попутным производством энергии;
- 2) производство энергии;
- 3) производство делящихся материалов.

На современном этапе развития ядерной энергетики использование ЭЛЯУ для трансмутации долгоживущих младших актинидов и продуктов деления считается приоритетным. Но ЭЛЯУ могут оказаться востребованными и при решении других проблем ядерной энергетики. Они, например, могут обеспечить наработку плутония и урана-233 на этапе интенсивного ввода в энергетику быстрых реакторов.

Идея электроядерных установок возникла в конце 40-х гг. прошлого века. Первым специалистом, основательно разрабатывавшим эту идею, называют канадского ученого У. Люиса. К началу 1990-х гг. во многих странах возникла новая волна интереса к ЭЛЯУ. К этому времени более настоятельной виделась проблема ликвидации радиоактивных отходов и становились все более очевидными неоспоримые потенциальные достоинства ЭЛЯУ как эффективного средства выжигания и трансмутации плутония и долгоживущих младших актинидов.

Начало возрождению интереса к ЭЛЯУ положили К. Фурукава (Япония), Ч. Боуман (США) и К. Руббиа (Европа, ЦЕРН). В течение 1990-х гг. и первого десятилетия текущего столетия работы по ЭЛЯУ велись с большой интенсивностью не только в названных странах и организациях, но и в России, Франции, Италии, Бельгии и ряде других стран. Наиболее масштабные и многообещающие разработки типа программы ATW (ЛАНЛ, США) и проекта «Усилитель энергии» (ЦЕРН), правда, пока еще не реализованы, но более локальные программы и проекты по созданию экспериментальных макетов ЭЛЯУ, их blanketов и высоконапряженных мишеней, по развитию расчетных методов завершены или ведутся вполне успешно.

**Концепция АТW.** В 1990-х гг. исследования по разработке ЭЛЯУ наиболее интенсивно велись в Лос-Аламосской национальной лаборатории США под руководством Чарльза Боумана. Эти исследования базировались на действующем в ЛАНЛ самом мощном в те годы линейном ускорителе протонов и проектном тепловом blankets на расплаве фторидных солей:  $\text{LiF}$ ,  $\text{BeF}_2$  или  $\text{NaF-ZrF}_4$ . По замыслу, основное назначение ЭЛЯУ ЛАНЛ заключалось в сжигании оружейного плутония, а также плутония и младших актинидов из отходов ядерной энергетики. Соответствующая этим исследованиям программа получила название АТW (Accelerator transmutation of waste) [3].

Типичный вариант blankets установки АТW представляет собой сборку на тепловых нейтронах с графитовым замедлителем и носителем топлива в виде расплавленной соли  $\text{NaF-ZrF}_4$ . Коэффициент размножения нейтронов  $k_{\text{эф}}$  в blankets принимается равным 0,96, тепловая мощность – 750 МВт.

Соль  $\text{NaF-ZrF}_4$  содержит актинидное топливо и продукты деления. Все ингредиенты соли переводятся во фтористые соединения. Соль  $\text{NaF-ZrF}_4$  вместе с солями актинидов и продуктов деления периодически или непрерывно, в зависимости от типа конструкции установки, прогоняется через каналы в графите. Нейтроны расщепления генерируются пучком протонов в свинцовой или ториевой мишени, размещенной в центре.

К разработке проекта АТW широко привлекались специалисты многих организаций США и других стран, в частности, значительный вклад в разработку проекта внесли исследования, выполненные в России по линии контрактов с Международным научно-технологическим центром.

**«Усилитель энергии» К. Руббиа.** Как полагает К. Руббиа, главными критериями ядерной энергетики должны быть:

- 1) исключительно высокий уровень внутренне присущей безопасности;
- 2) минимальное производство долгоживущих радиоактивных отходов (ДРАО), исключающее необходимость их геологического захоронения;
- 3) высокая сопротивляемость диверсиям и тайному распространению ядерных материалов;
- 4) более эффективное использование доступного природного ядерного топлива без необходимости изотопного разделения.

Предложенный К. Руббиа концептуальный проект «Усилителя энергии» (УЭ) имеет целью подтверждение реализуемости этих критериев. Первичным топливом в УЭ является природный торий. Он полностью сжигается в УЭ в итоге ряда циклов. Сжигаются и актиниды, генерируемые при работе УЭ. По расходованию природного материала УЭ примерно в 250 раз эффективнее нынешних легководных реакторов, базирующихся на открытом топливном цикле. В качестве теплоносителя в УЭ используется расплавленный природный свинец. Важной особенностью проекта является использование в нем для отвода производимого в АЗ тепла исключительно лишь естественной конвекции.

Концепция Усилителя энергии К. Руббиа и возглавляемой им группы (или концепция ЦЕРН) получила широкую известность в мире [5]. Имеется много убежденных приверженцев этой концепции. Концепция УЭ вызвала к жизни ряд больших экспериментальных программ, имеющих целью подтверждение научной и технической осуществимости ЭЛЯУ. Это такие исследовательские предприятия, как программы экспериментов FEAT, MUSE, TRADE, посвященные изучению нейтронных и динамических характеристик ЭЛЯУ.

**Проекты ЭЛЯУ XADS.** Министры Франции, Италии и Испании по вопросам ядерных исследований образовали техническую рабочую группу, которая обосновала необходимость проектирования и испытания в действии, в целях последующего создания промышленного трансмутатора, достаточно мощной установки XADS (Experimental Accelerator-Driven System). Эта задача

была провозглашена также Европейским ядерно-энергетическим объединением. По замыслу, установка XADS, будучи мощной предшественницей промышленных ЭЛЯУ, должна была осветить критические аспекты таких систем и, прежде всего, продемонстрировать реалистичность самой идеи создания ЭЛЯУ. Предполагалось, что в процессе выполнения указанной программы будут разработаны проекты трех установок и развернуты работы по реализации этих проектов. Имелась в виду разработка [6]:

- проекта XADS мощностью 80 МВт, охлаждаемой свинцово-висмутовой эвтектикой (Итальянская LBE-XADS, Проект А);

- проекта XADS мощностью 80 МВт, охлаждаемой гелием при давлении 6 МПа (Проект В);

- проекта XADS MYRRHA мощностью 50 МВт, охлаждаемой свинцово-висмутовой эвтектикой (Проект С). ЭЛЯУ MYRRHA включает в себя ускоритель протонов с энергией 350 или 600 МэВ и током пучка 5 или 2,5 мА соответственно, мишень из свинцово-висмутовой эвтектики и подкритический реактор бассейнового типа на быстрых нейтронах. Мишень размещается в центре АЗ реактора. Охлаждение реактора и мишени осуществляется отдельными контурами эвтектики. Активная зона реактора составлена стержнями из МОХ-топлива, обычными для быстрых реакторов. Топливо содержит 30 % плутония и 70 % обедненного урана.

Из трех установок проекта XADS на сегодняшний день наиболее обоснована и конструктивно разработана установка MYRRHA (Multipurpose hybrid research reactor for high-tech application). Работы по этой ЭЛЯУ проводятся еще с 1998 г. в Институте перспективных ядерных систем при Бельгийском центре ядерных исследований (SCK-CEN) в г. Мол, Бельгия. В ходе этих работ SCK-CEN вступил в партнерство с сорока организациями, представляющими различные области промышленности и науки. Согласно плану ввод установки в эксплуатацию состоится в 2020 г.

**Другие концепции трансмутации ДРАО и разработки ЭЛЯУ.** Разработки концепций трансмутации и ЭЛЯУ ведутся во многих странах. Большой активностью в этой области отмечены позиции Франции и, до недавнего времени, Японии – стран с широким внедрением в экономику ядерной энергии. Во Франции эти исследования проводятся в рамках программы SPIN, в Японии – программы OMEGA.

Во Франции в качестве стартового варианта таких работ на базе реактора MASURCA была собрана модель ЭЛЯУ нулевой мощности [7]. Во Франции же разработан концептуальный проект указанной выше газоохлаждаемой ЭЛЯУ XADS [6].

В Японии (JAERI) выдвинут проект ЭЛЯУ с бассейновым blanketом на быстрых нейтронах, загружаемым топливом в виде монокристаллов младших актинидов и Pu. Состав топлива – 60 % MA + 40 % Pu, начальное содержание MA в активной зоне равно 2,5 т. За год эта ЭЛЯУ способна выжигать через посредство реакции деления 250 кг MA. Это количество MA равно их разработке в течение года десятью АЭС с легководными реакторами мощностью 1 ГВт (эл.).

Работы в области ЭЛЯУ и трансмутации долгоживущих MA и ПД проводятся также в Германии, Италии, Испании, Бельгии, России и ряде других стран.

В Германии такие исследования ведутся, главным образом, в Исследовательском центре Карлсруэ. Совместным предприятием PSI (Швейцария), CEA (Франция) и Исследовательского центра Карлсруэ (Германия), а также ядерных центров CNRS (Франция), ENEA (Италия), JAERI (Япония) и SCK-CEN (Бельгия) явилась разработка мишени расщепления MEGAPIE. Конечная цель этого предприятия – спроектировать, построить, эксплуатировать и затем снять с эксплуатации мишень из расплавленной Pb-Bi эвтектики, предназначенную для осуществления реакций расщепления при мощности пучка протонов 1 МВт. Работы в рамках этого проекта велись с мая 1992 г. и к настоящему времени полностью завершены.

**Российские разработки в области ЭЛЯУ.** В настоящее время ядерная энергетика России, как и всего мира, использует тепловые реакторы и технологии открытого топливного цикла. Основными российской стратегии развития ядерной энергетики в первой половине 21-го века объяв-

лены двойное увеличение объема вырабатываемой энергии и осуществление замкнутого ядерного топливного цикла.

Хотя государственной программы разработки электроядерных установок в России нет и в стратегии развития ядерной энергетики страны на первую половину 21-го века эти установки даже не упоминаются, тем не менее в ряде институтов и объединениях институтов России такие работы ведутся.

Эскизно-концептуальные проекты различных вариантов электроядерных установок стали появляться в России, начиная уже с 60-х гг. прошлого века. Выдвигались эти проекты энтузиастами, преимущественно в институтах, располагавших протонными ускорителями. Поначалу это были даже не концептуальные проекты, а просто обсуждения преимуществ управляемых внешними источниками нейтронов подкритических реакторов, реалистичности создания требуемых для них ускорителей, мишеней и бланкетов, а также предложения о монтаже макетов или демонстрационных моделей ЭЛЯУ на базе имеющихся ускорителей и исследовательских реакторов. Позднее стали разрабатываться уже настоящие проекты, и не только концептуальные, но и материально прописанные.

В Физико-энергетическом институте (г. Обнинск) в 2003 г. был создан концептуальный проект опытно-промышленного прототипа ЭЛЯУ, предназначенного для трансмутации младших актинидов [8]. Заложенные в проект энергия протонов, мощность протонного пучка и тепловая мощность бланкета равнялись 500–700 МэВ, 2–3 МВт и 100 МВт соответственно. В качестве материала мишени и теплоносителя бланкета была выбрана свинцово-висмутовая эвтектика.

Прототипом мишени для установки был намечен мишенный комплекс МК-1 мощностью 1 МВт, разработанный в ФЭИ по международному контракту для ускорителя LANSCE Лос-Аламосской национальной лаборатории США.

В России проводилась теоретическая проработка концептуальных схем ЭЛЯУ на тепловых нейтронах с очень высоким, более  $1 \cdot 10^{15}$ , уровнем плотности потока нейтронов в бланкете [9]. Активные зоны этих ЭЛЯУ представлены раствором топливных актинидов в тяжелой воде. Из расчетов следует, что ЭЛЯУ с бланкетом на тяжеловодном актинидном растворе обладает великолепными свойствами в отношении трансмутации и выжигания трансурановых элементов. По своим трансмутационным свойствам эта установка значительно превосходит ЭЛЯУ с бланкетами на быстрых нейтронах. Тем не менее сам проект такой установки построен на зыбком основании. Очень серьезным, возможно, непреодолимым препятствием на пути ее реализации неизбежно выступит эффект интенсивного радиолиза воды под действием осколков деления.

В «Курчатовском институте» был предложен ряд схем ЭЛЯУ с бланкетами на основе расплавленных фторидов [4]. Их авторы преследовали цель обсуждения широкого набора бланкетов с их различными свойствами и возможными областями применений. Основное внимание при этом уделялось оценке предельно достижимых характеристик расплавленно-солевых бланкетов с быстрым спектром нейтронов. В России систематические исследования в жидкосолевых реакторах (ЖСР) были начаты в 1976 г. «Курчатовский институт» стал базовой организацией по этой проблеме.

С 90-х гг. прошлого века в Институте теоретической и экспериментальной физики (ИТЭФ, г. Москва), позднее – с участием Опытного-конструкторского бюро машиностроения (ФГУП ОКБМ, г. Нижний Новгород), проектируется и строится электроядерный нейтронный генератор (ЭЛЯНГ), представляющий собой комплекс в составе бланкета и внешнего источника нейтронов в виде ускорителя протонов и мишени из бериллия.

Еще одним вариантом лабораторной электроядерной установки с тепловой мощностью ~5 МВт может стать ЭЛЯУ, действующая на основе линейного ускорителя протонов в Институте ядерных исследований РАН.

**Концепция электроядерных установок с бланкетами каскадного типа.** Как уже говорилось, идея электроядерных установок возникла еще в начале 50-х гг. прошлого века. Тем не менее реализованных на практике полномасштабных ЭЛЯУ до сих пор нет. Одно из основных препятствий на пути их реализации заключается в слишком высоких требованиях к мощности ускорителя и мишени.

Смягчение остроты указанных требований может быть достигнуто на основе использования концепции каскадных реакторов, т. е. двухсекционных реакторов с односторонней нейтронной связью секций. Как было показано в 1990-х гг., использование в ЭЛЯУ бланкета каскадного типа предоставляет возможность десятикратного снижения мощности ускорителя и, соответственно, мишени.

Первое упоминание о реакторных системах каскадного типа содержится в работе американского ученого Л. Борста (1957 г.). Идея каскадных реакторов возродилась во ВНИИЭФ (г. Саров, Россия) в конце 1970-х гг. в связи с поиском и разработкой конструкций аperiодических импульсных реакторов с возможно более короткими импульсами. В 1979 г. было показано, что значительного укорочения длительности импульса в реакторе можно достичь, применяя системы каскадного типа. Одновременно был предложен способ осуществления односторонней нейтронной связи секций, который заключается в использовании в одной из секций  $^{237}\text{Np}$  – порогово делящегося вещества [10].

Первые расчеты параметров каскадной электроядерной установки были выполнены на примере проектной ЭЛЯУ, разработанной в ЛАНЛ (США) в рамках темы АТW, с бланкетом на расплавленных фторидах плутония и мишенью из тория. В качестве показателя эффективности проектного и каскадного бланкетов принималось число делений в плутонии на 1 протон от ускорителя.

Из этих расчетов следовало, что при полной подкритичности ЭЛЯУ 5 % ( $k_{эф} = 0,95$ ) замена ториевой мишени нептуниевой, т. е. переход к варианту ректора каскадного типа, предоставляет возможность 10-кратного повышения эффективности бланкета, а при полной подкритичности 1 % ( $k_{эф} = 0,99$ ) – 26-кратного.

В последующие годы появился целый ряд концептуальных проектов ЭЛЯУ с каскадными бланкетами, основанными на использовании как нептуния, так и разделительной стенки из поглотителя тепловых нейтронов.

### **3. Развернутые эксперименты по обоснованию принципов действия и управления ЭЛЯУ**

За последние два десятилетия выполнены масштабные эксперименты по обоснованию принципов действия и управления ЭЛЯУ. Эти работы проводились институтами разных стран или кооперациями институтов при участии больших контингентов научных и инженерных специалистов, с привлечением значительных материальных и финансовых средств. В результате была получена ценная экспериментальная информация, подтверждающая теоретические заключения относительно принципов действия и управления ЭЛЯУ и эффективности этих установок в качестве трансмутаторов ДРАО.

**Эксперимент по определению выхода энергии в мишенях (эксперимент FEAT).** Уже существовавшая подкритическая сборка из природного урана и водяного замедлителя облучалась пучками протонов при энергии частиц от 600 МэВ до 2,75 ГэВ. В результате эксперимента было найдено, что в разумном согласии с расчетами значения величины  $G$  (величина  $G$  является отношением энергии, произведенной в сборке, к энергии, поставляемой пучком протонов), существу, постоянны при энергиях протонов выше 1 ГэВ и равны  $29 \pm 2$ . При энергиях ниже 1 ГэВ



значения  $G$  несколько понижаются. Получено также, что для расчета значений  $G$  при других  $k_{эф}$  можно использовать формулу

$$G = G_0 / (1 - k_{эф}).$$

Параметр  $G_0$ , названный эффективностью реакции расщепления, получен равным  $3,1 \pm 0,4$ . Из формулы следовало, что при  $k_{эф} = 0,95$  энергетический выход  $G$  равняется  $62 \pm 8$ .

**Эксперименты на лабораторных устройствах «Энергия плюс трансмутация» и «ГАММА-2».** Эксперименты примерно той же направленности, но с более широким охватом явлений, связанных с нейтронами расщепления и ядерной трансмутацией, проводились в ОИЯИ (г. Дубна) на лабораторных устройствах под названием «Энергия плюс трансмутация» (ЭПТ) и «ГАММА-2». На установке ЭПТ успешно выполнялись также эксперименты по исследованию трансмутации и выжигания долгоживущих МА и продуктов деления. Экспериментам ОИЯИ на устройстве ЭПТ предшествовали выполненные в том же институте многие экспериментальные и теоретические работы по определению пространственно-энергетических распределений и выходов нейтронов в мишенях из разных материалов.

**Программа экспериментов MUSE [7].** Эксперименты MUSE выполнялась на критической сборке MASURCA в Исследовательском центре Кадараши, Франция. Эта программа посвящалась исследованиям физических свойств ЭЛЯУ и процессов трансмутации в них долгоживущих МА и продуктов деления.

Эксперименты на установке проводились при малой, на уровне не выше 5 кВт, тепловой мощности, практически в отсутствие температурных реактивных эффектов. Эксперимент MUSE-1 стартовал в 1995 г., затем последовали MUSE-2, MUSE-3. В более поздних экспериментах MUSE-4, целиком базирующихся на использовании нейтронов с энергией 2,67 или 14 МэВ, было выполнено изучение характеристик подкритических систем с постепенно возрастающим уровнем подкритичности.

Важными задачами эксперимента MUSE-4 были испытание методов определения подкритичности сборок, предсказание ценности внешнего источника нейтронов и надежная оценка спектральных изменений, производимых гетерогенностями в центральных зонах, такими как свинец, труба проводки пучка протонов и т. п.

**Программа экспериментов TRADE [11].** В европейском путеводителе по части демонстрации ЭЛЯУ указано, что комплексная работа компонентов ЭЛЯУ будет осуществляться в новом устройстве с инновативными, за исключением топлива, характеристиками. Лицензирование такого устройства может столкнуться с затруднениями, связанными с отсутствием аналогичных экспериментов на устройстве с заметным уровнем мощности.

К. Руббиа предложил провести указанного типа эксперимент в ENEA, Касацция, Италия, на действующем бассейновом реакторе TRIGA мощностью 1 МВт (тепл.). Проект этого эксперимента, названного TRADE, базировался на связи реактора TRIGA в подкритической конфигурации с усовершенствованным протонным циклотроном.

В экспериментах TRADE, в частности, сравнивались возможности различных методик измерения реактивности. Были подтверждены хорошие свойства и заведомая применимость для калибровок реактивности ЭЛЯУ методик отношения площадей и сброса источника. Методики сброса стержня и размножения источника не проявили удовлетворительных свойств и рекомендованы к исключению из списка перспективных измерителей глубоких подкритичностей в ЭЛЯУ.

*Электроядерные установки ПСД и ЯЛИНА.* С конца 90-х гг. прошлого века в ОИЯИ, г. Дубна, ведется работа по созданию на базе протонного пучка фазотрона с энергией 660 МэВ электроядерной установки ПСД (Подкритическая сборка в Дубне) с тепловой мощностью порядка 20–30 кВт. Основные параметры установки ПСД определяются характеристиками ускорителя ОИЯИ «Фазотрон» и выбором в качестве топливного элемента стандартного твэла реактора БН-600. Предполагается, что установка ПСД предоставит достоверную экспериментальную информацию, способную послужить опорой для обоснования безопасности промышленных ЭЛЯУ, определения их мощности и отработки узлов сопряжения blankets ЭЛЯУ с ускорителем.

С конца 90-х гг. прошлого века близкие к экспериментам MUSE исследования стали проводить в Объединенном институте ядерно-энергетических исследований (г. Минск, Белоруссия). В целях проведения этих работ была построена реакторная установка Ялина. В первоначальной конфигурации Ялина имела большое сходство с реактором MASURCA. В заметно измененной современной конструкции установки Ялина содержатся зона с быстрым и зона с тепловым спектром нейтронов. В этой конструкции предусмотрено использование принципа каскадных реакторов.

В результате экспериментов выяснилось, что в такой, как Ялина, гетерогенной системе оценки реактивности даже по методу Шестранда (методу площадей) могут отличаться в два раза в зависимости от места расположения детектора. В то же время показано, что значительную часть разброса результатов в методе Шестранда можно устранить путем применения двухточечной модели реакторной кинетики. По-существу, полной ликвидации разброса можно достичь введением корректирующих множителей, рассчитываемых по программе MCNP.

*Экспериментальное подтверждение теоретически предсказанных свойств каскадных реакторов.* Существенно отметить, что до 2003 г. за единичными исключениями почти все работы по каскадным системам были расчетно-теоретическими или проектными. Первые систематические эксперименты на моделях каскадных реакторов были проведены во ВНИИЭФ в течение 2003–2004 гг.

Были выполнены три серии экспериментов на подкритических уран-нептуниевых каскадных и соответствующих им односекционных моделях blankets [12]:

- 1) на компактных моделях из металлического нептуния-237 и урана-235 с использованием изотопного источника нейтронов, размещаемого в центре моделей;
- 2) на таких же моделях с использованием в качестве источника нейтронов ускорителя электронов ЛУ-50;
- 3) на моделях с первым каскадом из металлического нептуния-237 и вторым каскадом в виде гетерогенной композиции из таблеток урана-235 и фторидных соединений с использованием изотопного источника нейтронов.

В результате этих экспериментов получено, что в полном соответствии с данными расчетов и теоретическими представлениями каждая из рассмотренныхборок отличается значительным каскадным усилением чисел делений в объеме борок. Таким образом, указанные эксперименты подтвердили теоретические заключения о положительных свойствах каскадных blankets и эффективности нептуния-237 в качестве средства достижения односторонней связи секций.

#### 4. Отработка протонных ускорителей и мишеней

Уже на заре эпохи развития техники ускорителей стали возникать идеи крупномасштабного производства нейтронов с помощью инициированных заряженными частицами, например, протонами, каскада ядерных реакций расщепления (скальвания). Первоначальный интерес к электроядерному методу производства нейтронов был связан с проблемой наработки  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{233}\text{U}$  из  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ . В настоящее время круг приложений нейтронов расщепления значительно расширился

и включает в себя создание мощных исследовательских источников нейтронов, ЭЛЯУ и трансмутацию долгоживущих ядерных отходов.

Применительно к ЭЛЯУ наибольший интерес привлекают протоны в диапазоне энергий 0,8–1,5 ГэВ. Выход нейтронов при указанных энергиях в зависимости от материала мишени достигает уровня  $(2-5) \cdot 10^{11}$  Дж<sup>-1</sup>. При меньшей энергии эффективность производства нейтронов падает вследствие больших ионизационных потерь энергии протонами, а при большей энергии становятся слишком высокими затраты на ускоритель. Реализация полномасштабной, предназначенной для трансмутации ТУЭ и ПД электроядерной установки требует пучков протонов с током порядка или выше 10 мА.

Процесс рождения нейтронов в мишенях изучается в течение уже более полувека. Было выполнено очень большое число экспериментов на пучках протонов с энергией вплоть до 70 ГэВ. Наиболее систематически такие исследования проводились в ОИЯИ и ИТЭФ (Россия), LANL и BNL (США), Сакле и GANIL (Франция), CERN и PSI (Швейцария), КЕК (Япония) и Юлихе (Германия). Аналогичные работы интенсивно ведутся и в настоящее время. Как и ранее, основной акцент при этом падает на результаты измерения выходов нейтронов, их пространственно-энергетических и угловых распределений, зависимости этих характеристик от энергии и типа бомбардирующих частиц, а также от типа и размеров мишени.

Очень важным этапом на пути решения указанных вопросов явились разработка и практическая реализация мощной мишени MEGAPIE. Проект MEGAPIE стартовал в 1990-х гг. в целях конструирования, строительства и ввода в действие мишени из расплавленной свинцово-висмутовой эвтектики мощностью ~1 МВт, генерирующей нейтроны расщепления под воздействием пучка протонов с энергией 575 МэВ и током ~1,4 мА. В итоге разработки, пуска и пробной работы этой мишени на номинальной мощности 1 МВт получена информация, очень важная как для дальнейшего совершенствования мишеней, так и для осуществления реальных ЭЛЯУ.

## ***5. Методы расчетного моделирования ядерных и нейтронных процессов в бланкетах и мишенях ЭЛЯУ***

Подкритичность и неперенное присутствие в системе мощного источника нейтронов почти всецело определяют специфику физических свойств, теории и методов математического моделирования ЭЛЯУ. Если же говорить о мишенях ЭЛЯУ, то их специфика заключается в очень большой мощности, обычно выходящей за пределы уже освоенного современной техникой уровня, и в их размещенности внутри реактора.

К настоящему времени физика бланкетов и мишеней ЭЛЯУ хорошо изучена, разработаны эффективные, достаточно выверенные практическими применениями методы теоретического описания их ядерных, теплофизических и гидродинамических процессов. Эти методы отличаются большей или меньшей привязкой к алгоритмам критических реакторов. Динамическое поведение глубоко подкритической системы определяется внешним источником, системы, близкой к критичности, – эффектами реактивной обратной связи.

Для описания взаимодействия частиц высокой энергии с ядрами мишеней разработаны хорошо согласующиеся с экспериментом теория внутриядерных каскадов и статистическая теория распада возбужденных остаточных ядер. Хорошо описываются теорией также электромагнитные взаимодействия частиц с электронными оболочками атомов.

## Список литературы

1. Колесов В. Ф. Электроядерные установки и проблемы ядерной энергетики. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2013.
2. Риволь Ж. П. Электроядерная установка для уничтожения ядерных отходов // Успехи физических наук, 2003. Т. 173, № 7. С. 747–755.
3. Bowman C. D. Accelerator driven systems for nuclear waste transmutation // Annu. Rev. Nucl. Part. Sci., 1998. Vol. 48. P. 505–566.
4. Керсновский С. В., Костенков В. И., Новиков В. М. и др. Электроядерные установки для пережигания актинидов на основе расплавов солей. Препринт «Курчатовского института» ИАЭ-5989/3. М., 1996.
5. Богословский А. В. Уничтожение радиоактивных отходов с помощью быстрых нейтронов как альтернатива геологическому захоронению // Атомная техника за рубежом, 1998, № 1. С. 3–10.
6. Cinotti L., Giraud B., Ait Abderrahim H. The experimental accelerator driven system (XADS) designs in the EURATOM 5<sup>th</sup> framework programme // Journal of Nuclear Materials, 2004. Vol. 335. P. 148–155.
7. Soule R., Assal W., Chaussonnet P. et al. Neutronic studies in support of accelerator-driven systems: the MUSE experiments in the MASURCA facility // Nucl. Sci. Engng., 2004. Vol. 148, N 1. P. 124–152.
8. Земсков Е. А. Концептуальные проработки ускорительно-управляющих систем со свинцово-висмутовым теплоносителем // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2007, № 1. С. 69–78.
9. Bergelson B. R., Kryuchkov E. F., Nikitin A. A. et al. Subcritical installation for minor actinides transmutation // Proc. of Second Intern. Conf on Accelerator-Driven transmutation technologies and applications, Kalmar, Sweden, June 3-7, 1996. Vol. 1. P. 228–234.
10. Колесов В. Ф., Малинкин А. А. Кинетика двухсекционного бустера-реактора с асимметричной нейтронной связью секций // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991. Вып. 4. С. 10–23.
11. Rubbia C., Carta M., Burgio N. et al. Neutronic analyses of the Trade demonstration facility // Ibid. P. 103–123.
12. Завьялов Н. В., Колесов В. Ф., Иванин И. А., Илькаев Р. И. и др. Эксперименты на моделях реакторов каскадного типа // Атомная энергия, 2006. Т. 100. Вып. 2. С. 107–116.

## Electronuclear facilities and nuclear power problems

V. F. Kolesov

*Here is given a detailed coverage of the subject of electronuclear facilities, contemplated as actual means for solving the important problems of nuclear power. The article is written basing on monograph by V. F. Kolesov entitled «Electronuclear facilities and nuclear power problems» published in RFNC-VNIIEF at the end of 2013.*