

РАЗДЕЛ ПЕРВЫЙ

ЧИСТЫЕ МАТЕРИАЛЫ И ВАКУУМНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ

УДК 669.054.2

ЧИСТЫЕ И ОСОБОЧИСТЫЕ МЕТАЛЛЫ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

В.М. Ажжажа, С.Д. Лавриненко, Н.Н. Пилипенко

*Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт»,
г. Харьков, Украина, E-mail: azhazha@kipt.kharkov.ua*

Приведены данные об уровне чистоты металлов, полученных различными физическими методами в ННЦ ХФТИ, на основе проведенных разработок и реализации высокоэффективных методов рафинирования. Рассмотрены некоторые характеристики ряда перспективных ядерных энергетических систем, а также приведены характеристики основных конструкционных материалов для некоторых типов реакторов нового поколения и чистые металлы, необходимые для их создания.

Исследования в области получения и изучения чистых и сверхчистых металлов в ННЦ ХФТИ являются традиционными. Одна из первых публикаций, посвященная разработке нового метода выращивания крупных и совершенных монокристаллов, выполненная Л.В.Шубниковым и И.В.Обреимовым, была опубликована в 1924 г. [1]. Особенно активно исследования в области получения чистых металлов проводились с 1948 г. по инициативе И.В.Курчатова с целью определения ядерно-физических свойств металлов и разрабатываемых материалов для ядерной техники. В дальнейшем работы в области высокочистых металлов вылились в целое направление физики и физического материаловедения сверхчистых металлов [2].

Получение веществ в особочистом состоянии заключается в глубокой их очистке, в освобождении одного вещества от примесных атомов другого вещества. И поскольку этот процесс термодинамически невыгоден, то необходимо создавать соответствующие условия для реализации этих процессов.

Методы, применяемые для глубокой очистки веществ (в том числе металлов), разнообразны. Выбор метода определяется свойствами очищаемого вещества и природой отделяемых примесей. Все используемые в настоящее время методы очистки веществ по природе эффекта, лежащего в их основе, можно объединить в две группы: химические и физические. С учетом многообразия явлений, которые реализуются при осуществлении процессов очистки, такое разделение условное, и представление о существе метода можно понять при рассмотрении конкретных процессов очистки.

На основе исследований поведения отдельных примесей или их групп при рафинировании металлов различными физическими методами в ННЦ ХФТИ были разработаны и реализованы высокоэффективные методы рафинирования:

- методы на основе дистилляционных процессов, в том числе с конденсацией пара на колонку с градиентом температуры в замкнутом объеме, прогрив

и перегонка металла в одном цикле рафинирования и их сочетание в определенной последовательности;

- плавка и зонная перекристаллизация в сверхвысоком вакууме и контролируемых (активных) средах с применением электронно-лучевого нагрева;

- зонная плавка в сочетании с электропереносом;

- различные сочетания вышеперечисленных методов.

Исследования охватили более 30 металлов. В табл.1 приведены данные об уровне чистоты металлов, полученных в ННЦ ХФТИ НАН Украины.

Дальнейший прогресс в области глубокой очистки металлов связан с поиском наиболее рациональных комплексных схем рафинирования, с предотвращением взаимодействия с остаточными газами и конструкционными материалами металлов установок, применяемых для рафинирования.

Разработанные методы и технологии рафинирования металлов нашли практическое применение в промышленности для производства Be, Nb, Ta, Zr и многих сплавов с особыми физико-механическими свойствами (жаропрочных, тугоплавких, реакторных, сверхпроводящих и др.). Эти технологии основаны на широком использовании вакуумной техники и на исследованных закономерностях поведения примесей в металлах. Благодаря этим исследованиям ННЦ ХФТИ стал одним из родоначальников нового направления – вакуумной металлургии [3,4].

Многие высокочистые простые вещества, большинство из которых являются металлами, начали свою «индустриальную» жизнь с ядерной энергетики. В настоящее время почти три четверти всех химических элементов применяются в этой отрасли. Эти элементы объединяют понятия «ядерная чистота» и «поперечное сечение захвата нейтронов». Промышленное значение для этой отрасли прежде всего представляют уран и трансурановые элементы, многие редкие металлы: калий, литий, бериллий, цирконий, гафний, хром, ниобий, тантал, ванадий, иттрий и редкоземельные элементы, из цветных металлов – натрий, алюминий, кадмий, свинец, висмут, ртуть, из драгоценных – палладий, платина, серебро [5, 6].

Чистые и ультрачистые металлы, полученные в ННЦ ХФТИ

№ п/п	Элемент	Способ рафиниров.	Содержан., мас. %	$R_{293K}/R_{4,2K}$	№ п/п	Элемент	Способ рафиниров.	Содерж., мас. %	$R_{293K}/R_{4,2K}$
1	Be*	Д+ЗПсЭП	99,999	>3200	16	Ta	ВП	>99,99	1400
2	Mg	Д	>99,999	1000	17	Cr	ДФ	99,98	150
3	Ca	ДФ	>99,999	300	18	Mo**	ЗП	99,9999	60000
4	Cd**	Д+ЗП	99,999	50000	19	W**	ЗП	99,99995	70000
5	Al**	ЗП	99,9999	30000	20	Mn**	ДФ	99,99	300
6	Sc	Д	99,998	100	21	Re*	ЭЛП+ЗПсЭП	99,9999	60000
7	Ga*	ВП+Д	99,99999	100000	22	Fe	Д	99,99	230
8	Y**	Д	99,99	1100	23	Ru*	ЭЛП+ЗПсЭП	99,999	3500
9	Zr**	ЗП+ТР	99,99	465	24	Os*	ЭЛП+ЗП	99,999	2500
10	Sn**	ВП+ЗП	99,999	60000	25	Pt	ЭЛП+ЗП	99,998	-
11	Pb	ЗП	99,9995	16000	26	Co	Д	99,96	100
12	V**	ЭЛП+ЭП	99,998	1600	27	Ce	ЗПсЭП	99,92	100
13	Nb**	ТР+ЗП	99,9996	12000	28	Pr*	ДФ	99,98	103
14	Ti**	ЭЛП+ЗП	99,99	-	29	La	ЗПсЭП	99,9	50
15	Zn**	Д ЗП	99,9999 99,9999	30000 50000	30	Ni	Д ЭЛП+ЗП	99,97 99,99	

$R_{отн} = R_{293K} / R_{4,2K}$ – отношение электросопротивлений при комнатной и гелиевой температурах;

Д – дистилляция;

ДФ – дистилляция через фильтры;

ВП – вакуумный прогрев;

ЗП – зонная плавка;

* – на мировом уровне;

ЭП – электроперенос;

ЭЛП – электронно-лучевая плавка;

ТР – транспортные реакции;

** – на отечественном уровне.

Проблема измерения интенсивности ядерных излучений получила совершенно новое решение благодаря созданию детекторов на основе высокочистых кадмия, цинка, теллура, кремния, германия и других сверхчистых элементов.

Дальнейшее развитие атомной энергетики связано с разработкой усовершенствованного ядерного топливного цикла с минимизацией радиоактивных отходов, со снижением риска распространения ядерных материалов, с безопасностью эксплуатации ядерных установок и с разработкой перспективных ядерных энергетических технологий.

Предвидя широкомасштабное развитие ядерной энергетики и ее внедрение в различные сферы энергопроизводства, интенсивно ведутся работы над ядерными реакторами нового поколения [7, 8]. В перечень перспективных реакторов входят: реакторы, охлаждаемые свинцовыми сплавами; жидкосолевые реакторы; реакторы, охлаждаемые жидким натрием; сверхкритические водоохлаждаемые реакторы (давление 25 МПа, температура 280...580 °С); высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы; системы с подкритической сборкой, управляемой ускорителем частиц; термоядерные реакторы и другие. Наиболее общие идеи, которые можно встретить в этих концептуальных проектах в различных комбинациях, следующие: температура на выходе из реактора значительно выше, чем в современных реакторах – 600...1200 °С; подкритические реакторы, с коэффициентом воспроизводства нейтронов $k \approx 98\%$, могут успешно использоваться с внешними источниками нейтронов ускорительного типа; металлические расплавы (Pb, Pb-Bi-эвтектика, Na) подходят как привлекательные теплоносители (в проти-

воположность газовым теплоносителям они эффективно работают при низких давлениях); жидкое топливо в виде расплавленных солей фторидов металлов рассматривается как многообещающее нетрадиционное топливо в некоторых проектах, его использование упрощает топливный цикл, его подготовку и переработку.

Этим концептуальным проектам свойственны преимущества в экономике, безопасности, надежности и нераспространении ядерных материалов. Температура активных зон этих энергетических систем 600...1200 °С, а энергетический спектр нейтронов быстрый и в ряде случаев тепловой. Реализация этих концепций должна быть обеспечена разработкой новых конструкционных материалов: сталей ферритно-мартенситного и аустенитного класса, никелевых, малоактивируемых и других новых сплавов. Основой новых конструкционных материалов должны служить чистые и высокочистые металлы, поскольку известно, что высокий уровень содержания примесных элементов и газов в сталях и сплавах существенно снижает их механические, коррозионные и радиационные свойства, а следовательно, и ограничивает их применение в действующих и проектируемых реакторах. Достигнутый на сегодня уровень содержания примесей в сплавах увеличивает время достижения уровня остаточной активности 10^{-2} Зв/ч (уровень remote level, при котором разрешена переработка таких материалов) примерно в десять раз по сравнению со сплавами без примесей [9].

Успехи, достигнутые в области ядерной физики, физики реакторов и реакторного материаловедения в течение нескольких последних лет, привели к разработкам ряда перспективных ядерных энергетиче-

ских систем. Характеристики некоторых из них рассмотрены ниже.

В настоящее время в ядерной энергетике фактически решаются две проблемы: безопасность и эффективность; переработка ядерных отходов.

Имеющиеся мировые запасы природного урана не могут обеспечить устойчивого долговременного развития атомной энергетики на тепловых нейтронах. На рис.1 приведен прогноз развития ядерных энергогенерирующих мощностей в мире. Видно, что дальнейшее развитие ядерной энергетики на основе традиционных реакторов на тепловых нейтронах маловероятно из-за ограниченности запасов дешевого урана. При нынешнем уровне использования урана-235 реакторами традиционного типа запасов урана хватит на 40...50 лет (кривая 1). Для поддержания уровня выработки энергии на тепловых реакторах необходим переход на топливный цикл Th - ^{233}U (кривая 2). Но для повышения ядерных энергогенерирующих мощностей считается наиболее оптимальным развитие реакторов на быстрых нейтронах (кривая 4).

В отличие от реакторов на тепловых нейтронах ресурсной базы топлива для реакторов на быстрых нейтронах человечеству хватит на тысячи лет. В быстрых реакторах при коэффициенте воспроизводства равном единице и выше можно сжигать уран практически полностью. Увеличение энергетического выхода от ядерного топлива в 200 раз по сравнению с тепловыми реакторами позволяет обеспечить 4000 ГВт(эл) на быстрых нейтронах дешевым ураном с запасом топлива в течение 2,5 тыс. лет при малой топливной (сырьевой) составляющей затрат. Для быстрых реакторов приемлем и уран из бедных месторождений, ресурсы которого в сотни или даже тысячи раз больше дешевого урана [10].

Следует обратить внимание на наличие серьезных проблем безопасности, связанных с мирным атомом, таких как накопление значительных

объемов отработанного ядерного топлива и радиоактивных отходов. В результате деятельности предприятий ядерно-энергетического комплекса накапливается значительное количество радиоактивных отходов различного уровня активности и агрегатного состояния, имеющих радиоактивность длительное время. На рис.2 приведено изменение радиоактивности высокоактивных отходов, выделенных из одной тонны ядерного топлива PWR реактора, а также приведено сравнение с активностью того количества руды, из которого эта тонна топлива была получена [11].

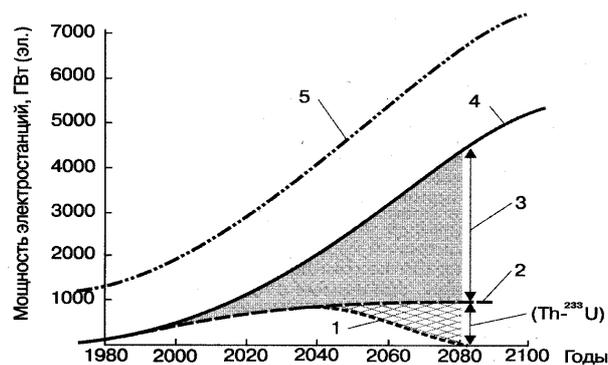


Рис.1. Ориентировочный сценарий роста ядерных энергогенерирующих мощностей: 1 – развитие ядерной энергетики на тепловых реакторах на ^{235}U (в основном LWR); 2 – тепловые реакторы с топливным циклом Th - ^{233}U ; 3 – быстрые реакторы (U-Pu); 4 – ядерные мощности в целом (тепловые и быстрые реакторы); 5 – общие ядерные и неядерные мощности

Таким образом, безопасное, эффективное и устойчивое долговременное развитие атомной энергетики в будущем может быть обеспечено реакторами на быстрых нейтронах.

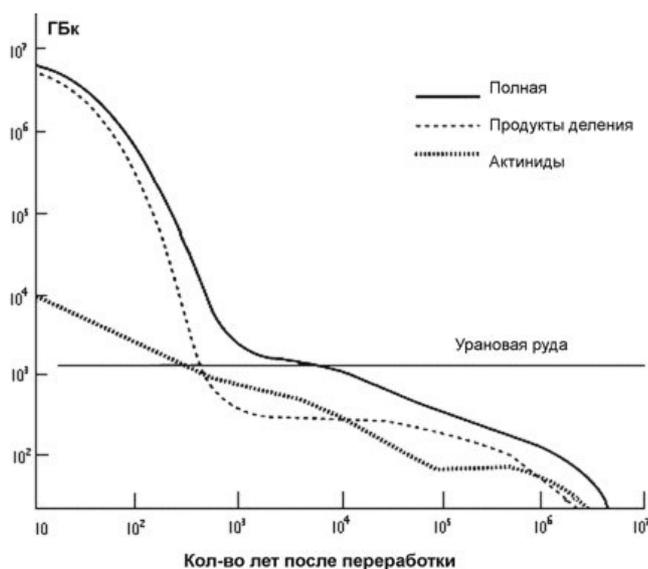


Рис.2. Уменьшение радиоактивности высокоактивных отходов после переработки одной тонны отработанного ядерного топлива

тики на базе твердотопливных реакторов представляет концепция жидкосолевых ядерных реакторов (ЖСР), которая строится на использовании ядерного топлива в жидкой фазе [12, 13]. Концепция ЖСР рассматривалась в США, Японии, Франции, Швейцарии и бывшем СССР. Подземная компоновка АЭС с ЖСР делает такие станции гарантировано безопасными.

На рис.3 представлена типичная схема ЖСР. В реакторах ЖСР с графитовым замедлителем используется горючее в виде химического соединения урана или плутония (UF_4 , PuF_3), растворенного в расплавленной смеси неорганических солей (фторидов LiF , NaF , BeF_2 , ZrF_4 , и т.п.). Такое горючее, защищенное газовой подушкой из гелия, циркулирует со значительной скоростью через графитовую кладку активной зоны. Температура солевого горючего при входе в активную зону составляет $635^\circ C$, а на выходе – $663^\circ C$. Затем солевой расплав попадает на теплообменник, где тепло передается теплоносителю второго контура, и оттуда в реактор. Единая жидкофазная композиция выполняет функции топлива и теплоносителя, а это исключает проблемы, связанные с потерей теплоносителя, характерные для твердотопливного реактора.

Перспективным материалом для топливного контура такого реактора является высоконикелевый сплав типа хастеллой, на основе высококислых компонентов (никель, железо, хром и др.).

Электроядерные установки. В связи с повышением требований к безопасности ядерных установок в последние годы усилился интерес к электроядерным установкам, в которых реакция деления ядер осуществляется в подкритическом реакторе, а необходимая плотность нейтронного потока обеспечивается дополнительным источником нейтронов большой интенсивности. Такой мощный источник нейтронов может быть получен при облучении мишени из различных веществ интенсивным пучком заряженных частиц, ускоренных в ускорителе до энергии $1...1,5$ ГэВ. В электроядерной установке

принципиально исключена возможность тяжелой реактивной аварии с разгоном реактора на быстрых нейтронах, так как реактор оказывается подкритический при отсутствии в активной зоне органов системы компенсации реактивности [14, 15].

Электроядерные установки в зависимости от конструкции позволяют: производить делящийся материал с последующей химической переработкой или без нее (использование естественного урана или тория, или их смеси); проводить обогащение твэлов энергетических реакторов и их регенерацию; производить непосредственно тепло- или электроэнергию (полученное топливо в них же и сгорает); проводить трансмутацию долгоживучих радиоактивных отходов. Во всех схемах не нужно обогатительного производства. Электроядерные установки имеют фактически неограниченную топливную базу, и им как подкритическим системам присуща повышенная степень ядерной безопасности.

Наиболее эффективным и безопасным вариантом сжигания плутония и других высших актинидов является в настоящее время электроядерная энергетическая система, предложенная группой сотрудников ЦЕРН и названная «Energy Amplifier» (EA). EA является следствием перекрестного обогащения ускорительных технологий и технологий производства энергии в процессе деления ядер. Концептуальные особенности EA заключаются в 4-х основополагающих новациях.

1. Подкритичность. В основе EA лежит подкритический ядерный реактор с коэффициентом размножения нейтронов $k = 0,97...0,98$. Этот фактор является гарантией полной безопасности ядерной энергетики.

2. Недостаток нейтронов, необходимый для протекания цепной реакции, восполняется за счет нейтронов, рождаемых в процессе spallation-реакции на ядрах с большим массовым числом (свинец, висмут), облучаемых пучком протонов, ускоренных до энергии $1...1,5$ ГэВ.

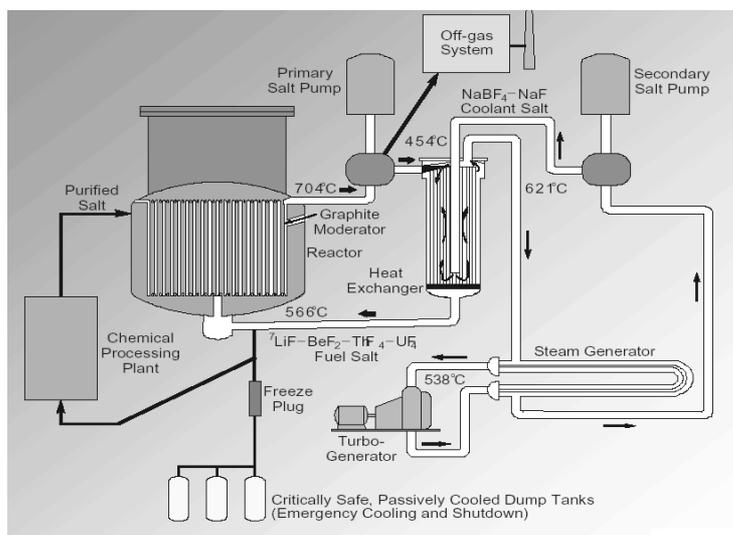


Рис. 3. Схема ЖСР

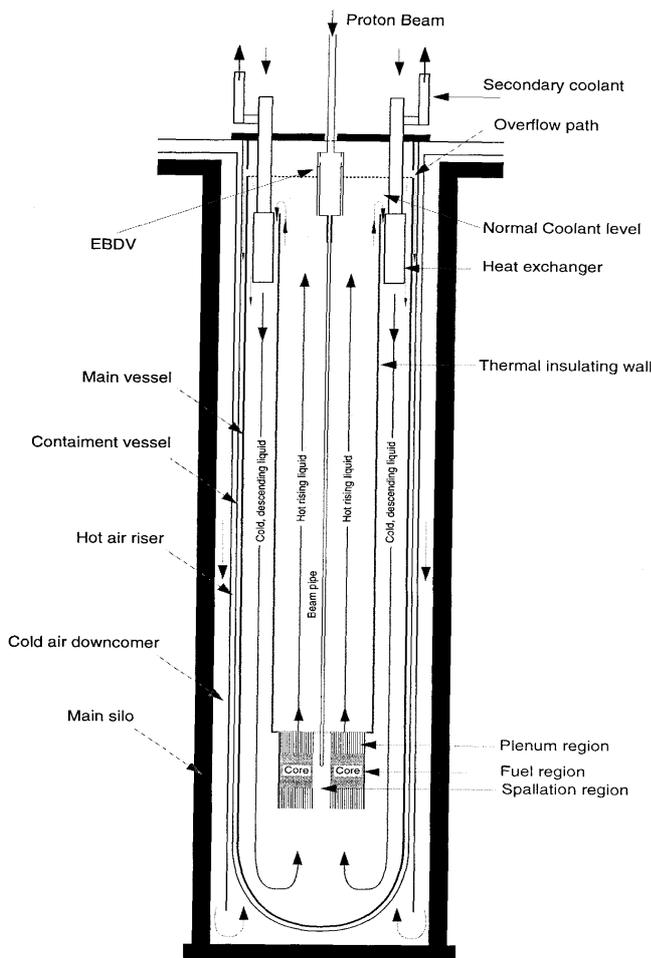


Рис. 4. Общий вид реакторной части ЕА [15]

3. Замедлителем нейтронов является свинец. Процесс замедления нейтронов протекает адиабатически, путем их многократного рассеяния на ядрах свинца. Свинец в ЕА выполняет сразу несколько функций: рождение spallation-нейтронов, их замедление, перенос энергии путем естественной конвекции, экранирование и поглощение излучений, вытекающих из активной зоны. Наконец, он выполняет роль среды для помещения топливных элементов. Свинец должен быть высокочистым (например, концентрация кислорода $\sim 0,01$ ppm).

4. Топливом ЕА могут служить различные варианты смесей делящихся материалов. Наиболее эффективными являются смеси моноизотопного тория с трансурановыми элементами, наработанными в ядерных реакторах на медленных нейтронах, а также смеси тория с ураном, военным плутонием.

Реакторная установка ЕА изображена на рис.4. Активная зона ЕА заключена в контейнер, наполненный жидким свинцом. Этот контейнер является несущим для основного оборудования, которое загружается и монтируется внутри. Тепловыделяющие элементы расположены в нижней части контейнера. Теплоизоляционная стенка разделяет два потока жидкого свинца. Для того, чтобы обеспечить эффективную циркуляцию при мощности 1500 МВт, температурный градиент в районе активной зоны должен быть 250 К/м. Температура расплавленного

свинца составляет $700\text{ }^{\circ}\text{C}$, а средняя температура топлива – $908\text{ }^{\circ}\text{C}$. Скорость конвекции расплавленного свинца в области активной зоны составит несколько метров в секунду. Пучок протонов током, ускоренный до энергии около 1 ГэВ, через систему транспортировки вводится в контейнер и выпускается в мишень жидкого свинца через вольфрамовое окно.

Высокотемпературные газовые реакторы. Создание высокотемпературных реакторов с газовым охлаждением (ВТГР) является перспективным направлением в атомной энергетике. Благодаря высоким температурам газового теплоносителя на выходе из реактора, до $1000\text{ }^{\circ}\text{C}$, при выработке электроэнергии могут быть использованы паровые турбины с высокими параметрами пара (температура $530\text{...}580\text{ }^{\circ}\text{C}$, давление $17\text{...}24$ МПа). Термический КПД таких АЭС – $40\text{...}43\%$. В дальнейшем перспективен также переход на прямой газотурбинный цикл с точки зрения как капитальных затрат, так и повышения маневренности АЭС и использования ее в регулируемом режиме. На рис.5 приведено схематическое изображение экспериментального реактора VHTR с температурой гелиевого теплоносителя $1000\text{ }^{\circ}\text{C}$.

На опытной атомной электротехнологической станции ВГ-400 температура гелиевого теплоносителя на выходе из реактора составляет $950\text{ }^{\circ}\text{C}$, теплоноситель отдает 350 МВт тепла промежуточному контуру, пройдя высокотемпературные теплообменники, охлаждаясь при этом до $750\text{ }^{\circ}\text{C}$. Затем гелий направляется в парогенератор и с температурой $350\text{ }^{\circ}\text{C}$ газодувкой подается в реактор.

Весьма привлекательной является концепция использования комплекса LWR (легководный реактор) с парогазовой установкой (ПГУ) [16,17]. В одном из вариантов это газотурбинная надстройка, которая позволяет снимать с реактора часть нагрузки, что дает возможность увеличить эксплуатационный срок реактора и повысить безопасность АЭС. Уменьшенная при этом электрическая и тепловая мощность ядерного энергоблока компенсируется электроэнергией, которая производится ГТУ и теплом выходящих газов. Во втором варианте на площадке с LWR используется ПГУ, что позволяет работать этому комплексу в режиме слежения за нагрузкой.

Подземный TIW-реактор. Чрезвычайно интересен, с точки зрения обеспечения предельной безопасности установки, возможности повышения экономичности выработки электроэнергии АЭС, решения вопросов проблем обращения с отработанным ядерным топливом, концептуальный проект создания подземной реакторной установки, основанной на новой концепции реактора, предложенной Теллером, Ишикавой и Вудом (TIW-реактор) [18].

TIW-реактор задуман как высокоэффективный надежный аппарат, который должен производить энергию с мощностью $1\text{...}2$ ГВт в течение 30 лет в режиме, исключая вмешательство человека в управление реактором. Тепловая схема TIW-реактора показана на рис. 6.

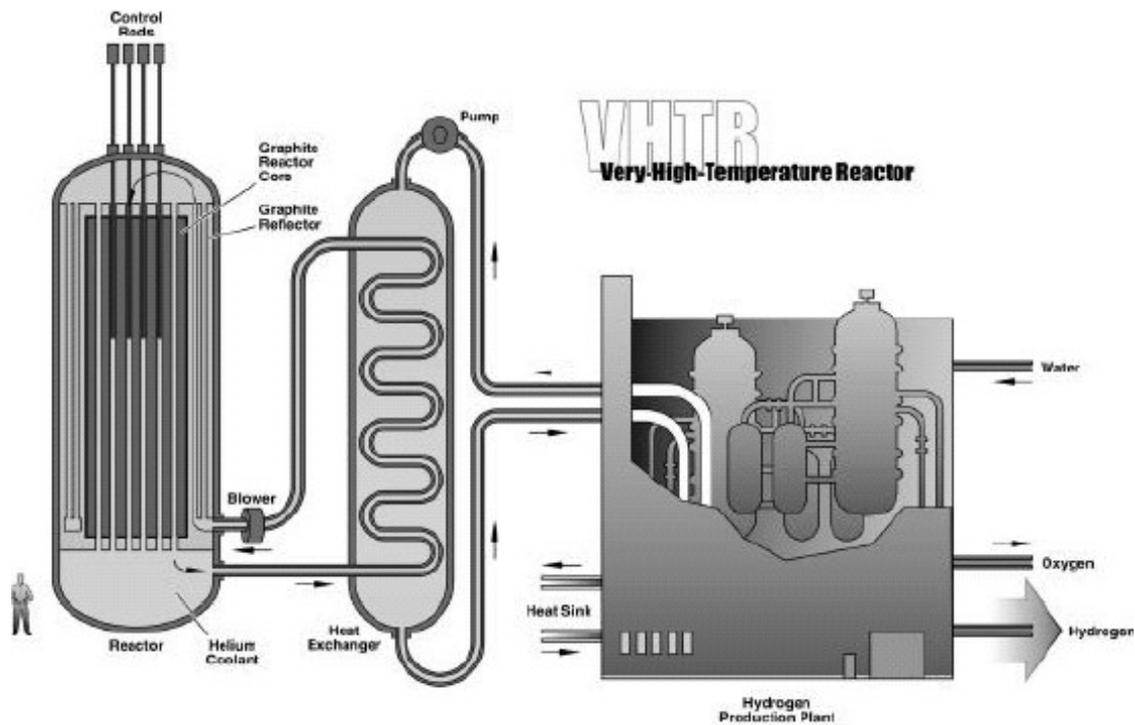


Рис. 5. Экспериментальный реактор VHTR

По своему типу ТТВ-реактор является быстрым реактором-размножителем, в котором необходимо осуществить глубокое выгорание первичного топлива (экономическая эффективность) и не допустить накопления делящихся изотопов, которые могли бы быть использованы для производства ядерного оружия (ядерная безопасность). Глубокое выгорание (до 60%) топлива влечет за собой высокие уровни радиационных повреждений (порядка 200 смещений на атом) и изменений элементного состава как топливных элементов, так и конструкционных материалов вследствие ядерных трансмутаций.

Для достижения высокого КПД преобразования тепловой энергии реактора в электрическую предла-

гается использовать высокотемпературные газовые турбогенераторы. Поэтому температурные условия работы топлива и конструкционных материалов в ТТВ-реакторе оказываются довольно жесткими (температура гелия более 1400 °С, давление до 10 МПа).

Таким образом, рабочие условия ТТВ-реактора оказываются намного более жесткими, чем в любом существующем или предлагавшемся fission-реакторе. В табл.2 приведены сравнительные данные рабочих условий ТТВ-реактора с рабочими условиями других реакторов. Конструкционными материалами ТТВ-реактора могут служить сплавы на основе высокочистых тугоплавких металлов (Ta, W и др.).

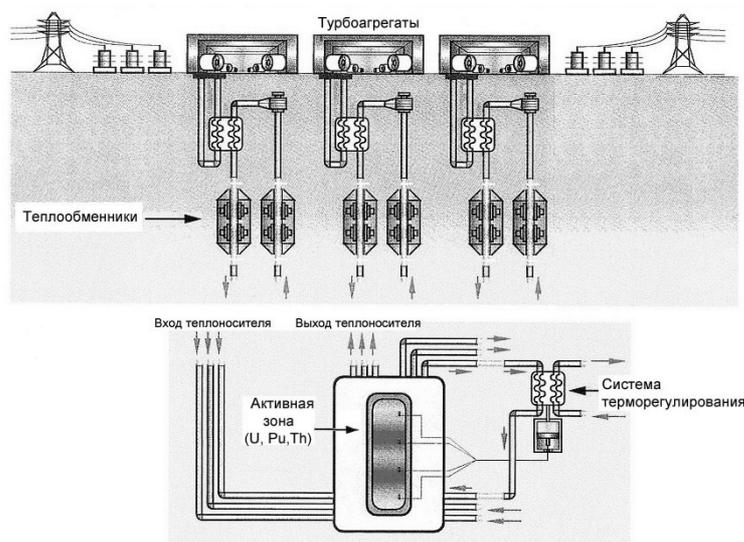


Рис. 6. Тепловая схема ТТВ-реактора

Таблица 2

Реактор	Выгорание топлива, %	Φ_t , нейтрон/см ²	T, К	Нейтронный спектр (энергия нейтронов, МэВ)	Время эксплуатации конструктивных элементов	Время работы топливных элементов
ТТW-реактор	60	$3 \dots 5 \cdot 10^{23}$	1100...1450	Fast $0,1 < E_n < 1,0$	>100	30
РБН	10	$2 \cdot 10^{23}$	800...1000	Fast $E_n > 1,0$	30	1...4
ВТГР	<10	$2 \dots 3 \cdot 10^{22}$	600...1200	Slow $E_n < 0,1$	40	5...6

Подкритическая сборка, управляемая ускорителем. Развитие ядерной энергетики требует детальных знаний о поведении различных материалов в полях интенсивного нейтронного и γ -излучения. Одной из важнейших проблем развития ядерной энергетики является создание высокотемпературных конструктивных материалов с малыми сечениями поглощения нейтронов, способных длительное время работать в условиях облучения нейтронами с высокой плотностью потока нейтронов. Такие материалы позволили бы повысить температуру теплоносителя первого контура, термодинамический КПД АЭС и снизить сброс тепла в окружающую среду.

В ННЦ ХФТИ совместно с Аргоннской Национальной лабораторией США в рамках Международного проекта разрабатывается концептуальный проект источника нейтронов с подкритической сборкой ($K_{ef} = 0,98$), управляемой ускорителем электронов 100 кВт [19].

Детали генерации нейтронов отличаются для разных конструкций источников, но общие принципы остаются одинаковыми. Пучок электронов бомбардирует мишень из тяжелого металла с высоким Z (вольфрам, уран), создавая тормозное излучение γ -квантов, которое конвертируется в нейтроны в реакциях (γ, xn), или фотоделения в случае урановой мишени. Энергии генерируемых нейтронов внешнего источника находятся в диапазоне от нескольких килоэлектронвольт до высокоэнергетического предела, определяемого максимальной энергией электронов ускорителя. Для увеличения количества нейтронов низкой энергии подкритическая сборка окружается водородосодержащим замедлителем или графитом; чтобы создать избыток нейтронов высокой энергии используется отражатель из бериллия. В центре подкритической сборки помещается мишень из естественного урана или вольфрама, заключенная в трубу. Подкритическая сборка размещается в корпусе из нержавеющей стали.

Чистые металлы, необходимые для создания элементов конструкций и узлов такой установки: бериллий, вольфрам, нержавеющая сталь с низким содержанием примесей и др.

ITER. ITER (ИТЭР) – проект международного экспериментального термоядерного реактора. Первоначально название ITER было образовано как со-

кращение английского названия International Thermonuclear Experimental Reactor. В настоящее время оно официально не считается аббревиатурой, а связывается с латинским словом iter – путь. Задача ИТЭР заключается в демонстрации осуществимости создания термоядерного реактора и решении физических и технологических проблем, которые могут встретиться на этом пути.

Термоядерный реактор намного безопасней ядерного реактора в радиационном отношении. Прежде всего количество находящихся в нем радиоактивных веществ сравнительно невелико. Энергия, которая может выделиться в результате какой-либо аварии, тоже мала, и не может привести к разрушению реактора. При этом в конструкции реактора есть несколько естественных барьеров, препятствующих распространению радиоактивных веществ. Например, вакуумная камера и оболочка криостата должны быть герметичными, иначе реактор просто не сможет работать. Тем не менее при проектировании ИТЭРа большое внимание уделялось радиационной безопасности как при нормальной эксплуатации, так и во время возможных аварий.

Есть несколько источников возможного радиоактивного загрязнения:

- радиоактивный изотоп водорода – тритий;
- радиоактивность, наведенная в материалах установки в результате облучения нейтронами;
- радиоактивная пыль, образующаяся в результате воздействия плазмы на первую стенку;
- радиоактивные продукты коррозии, которые могут образовываться в системе охлаждения.

Для того, чтобы предотвратить распространение трития и пыли, если они выйдут за пределы вакуумной камеры и криостата, специальная система вентиляции будет поддерживать в здании реактора пониженное давление. Поэтому из здания не будет утечек воздуха, кроме как через фильтры вентиляции.

При строительстве реактора, где только возможно, будут применяться материалы, уже испытанные в ядерной энергетике. Благодаря этому наведенная радиоактивность будет сравнительно небольшой. В частности, даже в случае отказа систем охлаждения, естественной конвекции будет достаточно для охлаждения вакуумной камеры и других элементов конструкции.

Рис. 7. Схематический рисунок реактора ИТЭР

Оценки показывают, что даже в случае аварии радиоактивные выбросы не будут представлять опасности для населения и не вызовут необходимости эвакуации. На рис.7 приведен схематический рисунок реактора ИТЭР. Силуэт человека (внизу рисунка) позволяет оценить размер будущей конструкции. Чистые металлы, необходимые для создания реактора ИТЭР: бериллий высокой чистоты; вольфрам высокой чистоты; для сверхпроводников – чистая медь, высокочистые ниобий и титан; нержавеющая малоактивируемая сталь с низким содержанием примесей.

Из анализа основных характеристик перспективных ядерно-энергетических установок следует, что

стремление к максимальному повышению эффективности энергетических установок диктует переход ко все более высоким рабочим температурам, что, в свою очередь, заставляет изыскивать новые конструкционные материалы. Материалы, применяемые во всех этих установках, должны удовлетворять уникальным требованиям, продиктованным конструкцией высокотемпературных систем, что предусматривает учет воздействия излучения, теплоносителя, а также статических и динамических напряжений. В табл. 3 приведены характеристики основных конструкционных материалов для некоторых типов реакторов нового поколения.

Таблица 3

Материалы-кандидаты для реакторов нового поколения

Типы реакторов	Температура теплоносителя, °С	Конструкционные материалы	Воздействие на материалы
Жидкосолоевые	400...700	Сплавы на основе никеля и Ni-Mo сплавы, графит	Коррозия, растрескивание в солях фторидов, распухание, Не-охрупчивание, радиационно-стимулированное упрочнение
Электроядерные установки	700...900	Аустенитные стали, мартенситно-ферритные стали	Коррозия, ползучесть, распухание и охрупчивание в активной зоне
Высокотемпературные газозовые реакторы	900...1250	Керамические композиты, тугоплавкие металлы и их сплавы, интерметаллические сплавы	Термическая и размерная стабильность, облучение
Подземный ТИВ-реактор	800...1100	Тугоплавкие металлы и сплавы на их основе	Высокие уровни радиационных повреждений, термическая и размерная стабильность, ядерные трансмутации

Работоспособность и надежность материалов определяются совокупностью изменений характеристик материалов в результате всего комплекса явлений, протекающих в них в поле облучения во взаимосвязи с изменяющимися параметрами и условиями работы реактора. Взаимовлияние характеристик материалов друг на друга при работе в реакторе настолько велико, что зачастую в специальных экспериментах их точные значения невозможно определить и об их влиянии на работоспособность топлива судят качественно по конечному практическому результату.

Контроль радиационной обстановки в технологических системах и производственных помещениях АЭС является одним из основных средств безопасной эксплуатации станции. В последние годы резко возрос интерес к использованию широкозонных полупроводниковых детекторов на основе соединений CdTe и CdZnTe в устройствах для детектирования. Эти полупроводниковые соединения обеспечивают высокую эффективность поглощения излучения.

Выбор материала полупроводникового соединения для практической дозиметрии и спектрометрии (CdTe и CdZnTe) определил в ННЦ ХФТИ направленные разработки технологического процесса получения монокристаллов и детекторов. В процессе изготовления исходных высокочистых компонентов сплавов Cd, Te, Zn была доказана необходимость степени чистоты 6 N и даже 7 N, что объясняется большим влиянием примесей на электрофизические свойства детекторов. Разработан блок детектирования γ -излучения, предназначенный для использования в составе автоматизированной системы контроля радиационной безопасности (рис.8) [20]. Диапазон измеряемых мощностей экспозиционных доз γ -излучения этого блока от 20 мкР/ч до 1000 Р/ч. На рис.9 показаны сравнительные характеристики серийного блока детектирования БДМГ-41 и разработанного блока детектирования БДРГ-Т с детектором из CdTe.



Рис. 8. Общий вид блока детектирования

В силу указанных обстоятельств современное реакторное материаловедение не располагает сведениями, достаточными, чтобы сделать заключение о работоспособности известных материалов в условиях большинства перспективных реакторов. Более того в настоящее время отсутствуют представления о поведении материалов при дозах облучения $\geq 10^{23}$ нейтр./см² (≈ 200 dpa) при температурах до 1700 °С. На основе доступных данных можно сделать лишь грубую оценку работоспособности конструкционных материалов при этих условиях. Поэтому оценку полноты данных о характеристиках конструкционных материалов необходимо осуществлять с позиций материаловедов, имея в виду, что в дальнейшем будут уточнены параметры работы материалов в новых реакторах и могут быть получены требуемые дополнительные данные.

ЛИТЕРАТУРА

1. I.W.Obreimow, L.W.Schubnikow. Eine methode zur herstellung einkristalliger metalle // *Z.Phys.* 1924, v.25, №1, p.31-36.
2. В.Е.Иванов, И.И.Папилов, Г.Ф.Тихинский, В.М.Амоненко. *Чистые и сверхчистые металлы*. М.: «Металлургия», 1966, 263 с.
3. Г.Ф.Тихинский, Г.П.Ковтун, В.М.Ажажа. *Получение сверхчистых редких металлов*. М.: «Металлургия», 1986, 160 с.
4. В.Ф.Зеленський, І.М.Неклюдов, В.М.Ажажа та ін. Розвиток досліджень в області фізики твердого тіла, матеріалознавства та нових технологій в УФТІ – ННЦ ФХТІ // *УФЖ*. 1998, т.43, №9, с. 1050-1072.
5. Г.Г.Девятых, Ю.Е.Еллиев. *Глубокая очистка веществ*. М.: «Высшая школа», 1974, 160 с.
6. Г.Г.Девятых, Ю.Е. Еллиев. *Введение в теорию глубокой очистки веществ*. М.: «Наука», 1982, 320 с.
7. G.H.Marcus, A.E.Levin. New designs for nuclear renaissance // *Physics Today*. 2002, v.55, № 4, p.54-60.
8. D.Majumdar. Advanced reactors around the world // *Nuclear Plant Journal*. 2003, v.21, № 5, p.21-24.
9. М.И.Солонин, Ф.Г.Решетников, А.Г.Иолтуховский, А.В.Никулина. Новые конструкционные ма-

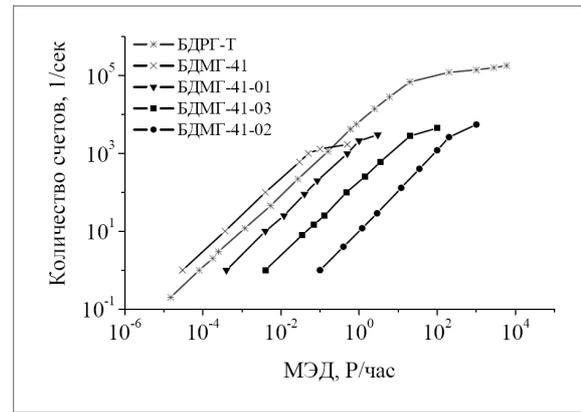


Рис.9. Сравнительные характеристики разработанного блока детектирования БДРГ-Т с детектором из CdTe и серийного блока детектирования

териалы активных зон ядерных энергетических установок // *Физика и химия обработки материалов*. 2001, №4, с.17-27.

10. *Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине 21 века*. М.: ФГУП «ЦНИИ-атоминформ», 2001, 64 с.
11. Я.Гор-Лесси. *Ядерное электричество* / Пер. с англ. Ростов-на-Дону: ОАО "Ростиздат", 2002, 112 с.
12. А.И.Карелин, Е.Д.Домашев, Р.А.Абубекеров. Атомная энергетика на пороге XXI века // *Промышленная теплотехника*. 1998, т.20, № 5, с.37-41.
13. В.М.Новиков, В.В.Игнатъев, В.И.Федулов, В.Н.Чередников. *Жидкосольевые ЯЭУ: перспективы и проблемы*. М.: «Энегтоатомиздат». 1990, 192 с.
14. В.А.Бомко, И.М.Карнаухов, В.И.Лапшин. *Усилитель мощности – основа ядерной энергетики XXI века*: Обзор. Харьков: ННЦ ХФТИ, 2001, 52 с.
15. C.Rubbia. Status of the Energy Amplifier Concept // *Proceeding of the II International Conference on Accelerator-Driven Technologies and Applications*. Kalmar, Sweden, 1996, v.1, p.35-51.
16. Е.Д. Домашев, Л.И.Кольхан, В.А.Рейсиг и др. О возможности продления срока службы действующих блоков АЭС с водоохлаждаемыми реакторами типа ВВЭР // *Промышленная теплотехника*. 1998, т.20, № 5, с.42-46.
17. Д.Мейер. Энергетическая политика Соединенных Штатов и ядерная энергетика // *Атомная техника за рубежом*. 1996, № 1, с.28-31.
18. http://www-phys.llnl.gov/adv_energy_src/ ICENES_96.html.
19. Y.Gohar, J.Bailey, H.Belch, D.Naberezhnev, P.Strons, I.Bolshinsky. Accelerator-Driven Subcritical Assembly: Concept Development and Analyses // *The RERTR-2004 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Vienna, Austria, November 7-12, 2004*.
20. В.Е.Кутный, А.В.Рыбка, А.А.Захарченко и др. Разработка и создание приборов широкого спектра действия для радиационного и ядерного технологического контроля в системах АЭС на осно-

ве полупроводниковых сенсоров из CdTe, CdZnTe
// Збірник наукових статей «Проблеми ресурсу і
безпеки експлуатації конструкцій, споруд та

машин». Київ: ІЕС ім. О.Є.Патона, 2006, с.220-
223.

ЧИСТІ І ОСОБЛИВО ЧИСТІ МЕТАЛИ В АТОМНІЙ ЕНЕРГЕТИЦІ

В.М. Ажажа, С.Д. Лавриненко, М.М. Пилипенко

Приведені дані про рівень чистоти металів, одержаних різними фізичними методами в ННЦ ХФТІ, на основі проведених розробок і реалізації високоефективних методів рафінування. Розглянуто деякі характеристики ряду перспективних ядерних енергетичних систем, а також приведені характеристики основних конструкційних матеріалів для деяких типів реакторів нового покоління і чисті метали, необхідні для їх створення.

PURE AND HIGH PURE METALS IN NUCLEAR POWER

V.M. Azhazha, S.D. Lavrinenko, M.M. Pylypenko

Data about the level of purity of metals of got different physical methods in NSC KIRT are resulted, on the basis of the conducted developments and realization of high-performance methods of refining. Some descriptions of row of the perspective nuclear power systems are considered, and also descriptions of basic construction materials for some types of reactors of a new generation and pure metals necessary for their creation are resulted.