

## ПЕРЕРАБОТКА ЯДЕРНЫХ ОТХОДОВ: НОВЫЙ ПОДХОД

## THE NEW APPROACH TO PROCESSING THE NUCLEAR WASTE PRODUCTS

**Аннотация.** Новый подход к переработке ядерных отходов основан на синтезе гелионов внутри осколочных ядер при воздействии на них потоком дейтронов. Предлагаемая технология должна обеспечить глубокую переработку ядерных отходов и получение энергии.

**Annotation.** The new approach to processing the nuclear waste products based on the concept of synthesis of  $\alpha$ -particles inside fragmental nucleus is stated at influence on them by a stream nucleus deuterium. The offered technology should provide deep processing of nuclear waste products and production of energy.

**Ключевые слова.** Ядерные отходы, внутриядерный синтез, реактор, ускоритель, осколочные ядра, поток дейтронов, ядерные частицы, механизм выделения энергии.

**Key words.** Nuclear waste products, inside nuclear synthesis, reactor, accelerator, fragmental nucleus, stream nucleus deuterium, nuclear particles, the mechanism of allocation of energy.

## Введение

Вопросы безопасности атомной энергетики рассматривались с момента ее зарождения. Однако возникали аварийные ситуации, в том числе две крупномасштабные аварии: на АЭС "Три Майл Айленд" (США) в 1979 г. и на Чернобыльской АЭС (СССР) в 1986 г. В связи с этим Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) разработало рекомендации, соблюдение которых должно практически исключать недопустимые воздействия на окружающую среду и население при любых физически возможных авариях на АЭС.

В начале февраля 2006 г. США и Россия выступили с предложением партнерства в деле установления контроля за мировыми потоками урана. Программа получила название «Глобальное ядерное партнерство». Суть её состоит в том, чтобы Россия и США обеспечили возможности переработки ядерных радиоактивных отходов (РАО) странам, использующим ядерную энергетику. Передача опасных ядерных отходов, остающихся в результате производства электроэнергии, должна предотвратить их использование для изготовления оружия.

В Америке ядерные отходы не перерабатываются, а складываются на специально отведенных для этого площадях в штате Юта. Многие эксперты считают, что в Америке слишком много собственных отходов, чтобы принимать их со стороны. В других странах (в частности, в

России, Великобритании, Франции и Японии), это топливо перерабатывается с целью удаления продуктов деления, затем после обогащения возможно его повторное использование. Такое топливо называется регенерированным.

Программа «Глобальное ядерное партнерство» предусматривает передачу радиоактивных отходов в несколько специализированных центров в США, России и, возможно, во Франции. Однако в России существует единственное предприятие, на котором производится переработка ядерных отходов. Это химкомбинат «Маяк» в Челябинской области. Его проектная мощность составляет 400 тонн топлива в год, но он перерабатывает значительно меньшую часть от этого объема. Сегодня в России накоплено более 17 тысяч метрических тонн радиоактивных отходов собственного производства и около 8 тысяч тонн иностранных.

По мнению американских экспертов, сегодня не существует отработанной технологии процесса переработки ядерных отходов. Такая технология существовала в Америке в 60-е и 70-е годы. Но власти США при президенте Дж. Картере решили, что переработка является экономически невыгодной. Кроме того, согласно американскому законодательству, складирование ядерных отходов иностранного производства запрещено. Это означает, что если программа «Глобальное ядерное партнерство» вступит в силу, то все ядерные отходы начнут на-

Серга Эдуард Васильевич – кандидат технических наук, старший научный сотрудник, старший научный сотрудник ГУП «НТЦ ОК «Компас», тел. 515-2693.

Serga Edward Vasilyevich – the candidate of technical sciences, the senior research scientist of the State unitary enterprise "The Scientific and Technical centre "Compass", tel. 515-2693.

капливаться в России, а Россия не в состоянии будет их полностью переработать.

После операций с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) остаются радиоактивные отходы. В мире существуют два завода по переработке ОЯТ – в Англии и во Франции. И они работают с топливом лишь при условии, если заказчик гарантирует приём образовавшихся отходов. Таким образом, Россия оказалась единственной страной, не только накопившей огромное количество собственных ядерных отходов, которые она не в состоянии переработать при существующих мощностях, но и готовой принимать ядерные отходы других стран, если упомянутая программа «Глобальное ядерное партнёрство» вступит в силу.

### Фундаментальные проблемы ядерной энергетики

Многие проблемы ядерной энергетики связаны с недостаточным уровнем знаний, неполноту которых нельзя восполнить данными экспериментальных исследований. Завершённой и общепризнанной теории ядра нет, существует множество ядерных моделей, общий недостаток которых заключается в различных допущениях, не подтверждённых экспериментально. В ядерной физике господствуют устаревшие представления о строении ядра, ядерных силах и механизме высвобождения энергии в ядерных реакциях. Укоренилось ошибочное представление о превращении части массы ядерного вещества в энергию [1]. Это положение критиковал Н. Тесла. Выпали из поля зрения современной ядерной физики и некоторые другие идеи и концепции выдающихся учёных, в том числе концепция группирования нуклонов в гелион-тритонной модели ядра, приведённая в монографии Л. Полинга [2]. Эти идеи и положения, важные для понимания проблем ядерной энергетики, замалчиваются в научной литературе, не отражены в энциклопедических изданиях.

Во всех ядерных моделях принято считать, что ядра состоят из нуклонов (протонов и нейтронов). Но как тогда объяснить, что некоторые ядра с одинаковыми значениями массового числа  $A$  и заряда  $Z$  (т.е. одним и тем же количеством протонов и нейтронов) обладают различными свойствами? Например, ядра бериллия  ${}^9\text{Be}_4$  в основном устойчивы, но некоторые ядра с тем же составом могут быть радиоактивными. Это обусловлено тем, что свойства ядер зависят не только от состава, определяемого значениями  $A$  и  $Z$ , но и от того, как нуклоны сгруппированы внутри ядра. От группирования нуклонов зависит внутренняя энергия ядра, прежде всего потенци-

альная энергия, обусловленная кулоновским взаимодействием заряженных частиц ядра, которая в соотношении Эйнштейна  $E = mc^2$  не учитывается. В работах [1, 3] было показано, что выделяемая (или поглощаемая) в ядерных реакциях энергия не соответствует указанному соотношению. Отсюда следует несостоятельность исходной концепция получения энергии в результате превращения массы ядерного вещества в энергию.

Как показано в монографии [4], атомные ядра состоят не из нуклонов, а из ядерных частиц, в которых нуклоны сгруппированы в системы, устойчивые внутри ядра. Ядерные частицы – это ядра изотопов водорода и гелия: протон  ${}^1p_1$ , дейтрон  ${}^2d_1$ , тритон  ${}^3t_1$ , гелион  ${}^4\alpha_2$  (альфа-частица) и гелион-3  ${}^3\alpha_2$  (ядро изотопа  ${}^3\text{He}_2$ ). К ядерным частицам относится также нейтрон, который наряду с протоном может входить в состав других ядерных частиц, а также находиться в составе ядра как отдельная частица.

Ядерные реакции сводятся к превращениям ядерных частиц, т.е. к перегруппированию нуклонов, что определяет энергетический эффект реакции. Как показал анализ работ [3, 5], в природных процессах слияние ядер дейтерия и трития ( ${}^2d_1 + {}^3t_1 \rightarrow {}^4\alpha_2 + {}^1n_0$ ) происходит внутри ядра (внутриядерный синтез), т.е. иначе, чем это пытаются осуществить в проектируемых уже более 50 лет термоядерных реакторах путем сжатия нагретой смеси дейтерия и трития. При внутриядерном синтезе пары «дейтрон-тритон» либо уже существуют, либо образуются внутри исходного ядра. Внутриядерный синтез гелионов происходит также и в действующих реакторах на основе деления тяжелых ядер.

Концепция внутриядерного синтеза [3], основанная на новых представлениях о строении ядра и механизме ядерных реакций открывает новые возможности решения проблемы утилизации ОЯТ, остающегося на АЭС. При этом наряду с уничтожением радиоактивных отходов возможно получение полезной энергии, получаемой в результате «дожига» ОЯТ.

### Образование радиоактивных отходов в процессе ядерного топливного цикла

Основная масса РАО образуется на объектах, в которых ядерное топливо используется для получения энергии, включая атомные электростанции, атомные подводные лодки и другие объекты. Рассмотрим образование РАО в процессе ядерного топливного цикла.

*Начало цикла.* Отходы начального периода ядерного топливного цикла – обычно полученная в результате извлечения урана пустая порода, испускающая альфа-

частицы. Она содержит радий и продукты его распада. Главный побочный продукт обогащения – обеднённый уран, состоящий главным образом из урана-238, с содержанием урана-235 менее 0,3%. Он находится на хранении и применяется в областях, где ценится высокая плотность, например при изготовлении противотанковых снарядов. Также он используется (вместе с повторно используемым плутонием) для создания смешанного оксидного ядерного топлива и для разбавления переобогащенного урана, входящего ранее в состав ядерного оружия. Это разбавление, называемое также обеднением, означает, что любая страна, получившая в свое распоряжение ядерное топливо, должна будет повторить очень дорогой и сложный процесс обогащения, прежде чем сможет создать оружие.

*Окончание цикла.* Вещества, в которых подошел к концу ядерный топливный цикл (в основном это отработавшие топливные стержни), содержат продукты деления, испускающие бета- и гамма-лучи. Они также могут содержать актиноиды, испускающие альфа-частицы, к которым относятся уран ( $^{234}\text{U}_{92}$ ), нептуний ( $^{237}\text{Np}_{93}$ ), плутоний ( $^{238}\text{Pu}_{94}$ ) и америций ( $^{241}\text{Am}_{95}$ ), а иногда даже источники нейтронов, такие как калифорний ( $\text{Cf}_{98}$ ). Эти изотопы образуются в ядерных реакторах.

Важно различать обработку урана с целью получения топлива и переработку использованного урана. Использованное горючее содержит высокорadioактивные продукты деления. Многие из них являются поглотителями нейтронов. В конечном итоге их количество возрастает до такой степени, что, улавливая нейтроны, они останавливают цепную реакцию даже при полном удалении стержней-поглотителей нейтронов. Достигшее этого состояния топливо необходимо заменить свежим, несмотря на по-прежнему достаточное количество урана-235 и плутония.

### Реакторы на быстрых нейтронах

Существующая технология, основанная на так называемых "тепловых" ядерных реакторах, не может обеспечить развития крупномасштабной атомной энергетики. Это связано с низкой эффективностью использования природного урана в таких реакторах: используется изотоп U-235, содержание которого в природном уране составляет всего 0,7%. Поэтому долговременная стратегия развития атомной энергетики предполагает переход к прогрессивной технологии замкнутого топливного цикла, основанной на использовании так называемых быстрых ядерных реакторов и переработке топлива, выгруженного из реакторов атомных станций, для последу-

ющего возврата в энергетический цикл невыгоревших и вновь образовавшихся делящихся изотопов [6].

В "быстром" реакторе большую часть актов деления ядерного топлива вызывают быстрые нейтроны с энергией более 0,1 Мэв (отсюда название «быстрый» реактор). При этом в реакторе происходит деление не только редкого изотопа U-235, но и основной составляющей природного урана U-238 (~ 99,3%). Принципиально важно, что в "быстром" реакторе при каждом акте деления ядер образуется большее количество нейтронов, которые могут быть использованы для интенсивного превращения U-238 в делящийся изотоп плутония Pu-239.

Процесс образования избыточного количества делящихся изотопов в ядерном реакторе получил название "бридинг" (от англ. breed - размножать). С этим термином связано принятое в мире название быстрых реакторов с плутониевым топливом – реакторы-бридеры или размножители. Практическая реализация процесса бридинга имеет принципиальное значение для будущего атомной энергетики. Дело в том, что такой процесс дает возможность почти полностью использовать природный уран.

Первый отечественный демонстрационный энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-350 тепловой мощностью 1000 МВт был введен в строй в 1973 г. на восточном побережье Каспийского моря. Общий вид реактора дан на рис.1.

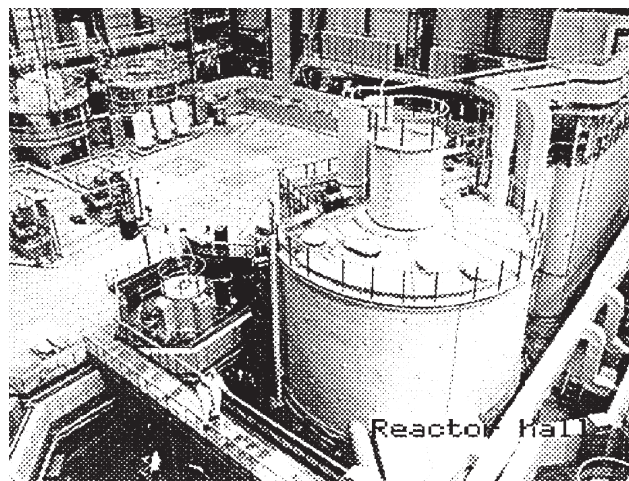


Рис.1. Реактор на быстрых нейтронах БН-350

Более совершенная реакторная установка БН-600 надежно работает с 1980 г. в составе третьего энергоблока Белоярской АЭС. Сегодня это самый мощный из действующих в мире реакторов на быстрых нейтронах, который служит источником уникального эксплуатационного опыта и базой для натурной отработки усовершенствованных конструкционных материалов и топлива. Уже при проектировании первых энергетических ре-

акторов на быстрых нейтронах большое внимание уделялось вопросам обеспечения безопасности как при их нормальной работе, так и при аварийных ситуациях. Направления поиска соответствующих проектных решений определялись требованием исключить недопустимые воздействия на окружающую среду и население за счет внутренней самозащитенности реактора, применения эффективных систем локализации потенциально возможных аварий.

При создании следующей реакторной установки – БН-800, предназначенной для массового использования в атомной энергетике, больше внимания уделялось технико-экономическим характеристикам. Инженерные сложности создания быстрых реакторов связаны с рядом присущих им особенностей. К ним относятся: большая энергетическая напряженность топлива; необходимость обеспечить его интенсивное охлаждение; высокие рабочие температуры теплоносителя, элементов конструкции реактора и оборудования; радиационные повреждения конструкционных материалов, вызванные интенсивным облучением быстрыми нейтронами. Для решения этих научно-технических задач и отработки технологии быстрых реакторов потребовалось развитие крупномасштабной научно-исследовательской и опытно-экспериментальной базы с уникальными стендами, а также создание в 1960-1980-е гг. ряда экспериментальных и демонстрационных энергетических реакторов этого типа в СССР, США, Франции, Великобритании и Германии.

Быстрые реакторы могут служить не только для получения энергии. Потоки нейтронов высокой энергии способны эффективно "сжигать" наиболее опасные долгоживущие радионуклиды, образующиеся в отработавшем ядерном топливе. Поэтому, применив замкнутый топливный цикл с выжиганием актиноидов и трансмутацией долгоживущих продуктов деления в короткоживущие, можно радикально решить проблему обезвреживания отходов атомной энергетике и многократно уменьшить объем РАО, подлежащих захоронению.

Перевод атомной энергетике, наряду с "тепловыми" реакторами, на быстрые реакторы-бридеры, а также на замкнутый топливный цикл, позволит в будущем создать безопасную энергетическую технологию. Таким образом, реакторы на быстрых нейтронах позволят со временем существенно уменьшить количество радиоактивных отходов в топливном цикле. Но что делать с огромным количеством уже накопленных радиоактивных отходов до того времени, когда указанная долговременная стратегия станет реальностью?

### Новая концепция переработки радиоактивных отходов

Как следует из сказанного выше, в России имеется большой научно-технический задел по созданию ядерных реакторов нового поколения, которые должны обеспечить более эффективное использование природного ядерного топлива. Вместе с тем остается проблема, связанная с переработкой уже накопленного огромного количества ОЯТ до того времени, когда оно может быть использовано в перспективных реакторах. Одним из препятствий решения проблемы переработки накопленного количества ОЯТ является недостаточный уровень знаний о процессах, происходящих в рабочей смеси и продуктах ядерных реакций. Теория должна дать ответ на следующие вопросы: 1. Причина радиоактивности осколочных ядер? 2. Как нужно воздействовать на эти ядра, чтобы уменьшить их радиоактивность?

Рассмотрим состав осколочных ядер, образующихся в результате деления ядра изотопа урана  $^{235}\text{U}_{92}$ . При попадании нейтрона в ядро изотопа  $^{235}\text{U}_{92}$  могут наблюдаться следующие реакции:

1.  $^{235}\text{U}_{92} + ^1_0\text{n} \rightarrow ^{145}\text{Ba}_{56}^* + ^{88}\text{Kr}_{36}^* + 3 \cdot ^1_0\text{n}$ ;
2.  $^{235}\text{U}_{92} + ^1_0\text{n} \rightarrow ^{139}\text{Xe}_{54}^* + ^{95}\text{Sr}_{38}^* + 2 \cdot ^1_0\text{n}$ ;
3.  $^{235}\text{U}_{92} + ^1_0\text{n} \rightarrow ^{140}\text{Cs}_{55}^* + ^{94}\text{Rb}_{37}^* + 2 \cdot ^1_0\text{n}$ ;
4.  $^{235}\text{U}_{92} + ^1_0\text{n} \rightarrow ^{145}\text{La}_{57}^* + ^{87}\text{Br}_{35}^* + 4 \cdot ^1_0\text{n}$ .

Символ «\*» означает радиоактивность.

Как было показано в работе [4], эти реакции сводятся к двум реакциям превращения ядерных частиц внутри делящегося ядра: реакции синтеза гелиона  $^2\text{d}_1 + ^3\text{t}_1 \rightarrow ^4\alpha_2 + ^1\text{n}_0$  и реакции распада тритона  $^3\text{t}_1 \rightarrow ^2\text{d}_1 + ^1\text{n}_0$ .

В табл. 1 приведены данные о составе исходного ядра U-235 и осколочных ядер, а также о балансе ядерных частиц. Состав ядер определялся по формулам [4]

$$\begin{aligned} N_d &= 0, \text{ если } (A - 2Z) - \text{четное;} \\ N_d &= 1, \text{ если } (A - 2Z) - \text{нечетное;} \\ N_1 &= A - 2Z; \\ N_\alpha &= 1/2 (3Z - A - N_d). \end{aligned} \tag{1}$$

Таблица 1  
Продукты реакции деления ядра  $^{235}\text{U}_{92}$

Ядро	Состав ядра			Баланс ядерных частиц			
	$N_\alpha$	$N_t$	$N_d$	$\Delta N_\alpha$	$\Delta N_t$	$\Delta N_d$	$\Delta N_n$
$^{235}\text{U}_{92}$	20	51	1	-	-	-	-
$^{145}\text{Ba}_{56}^*$	11	33	1	+1	-2	0	+2
$^{88}\text{Kr}_{36}^*$	10	16	0				
$^{139}\text{Xe}_{54}^*$	11	31	1	0	-1	+1	+1
$^{95}\text{Sr}_{38}^*$	9	19	1				
$^{140}\text{Cs}_{55}^*$	12	30	1	0	-1	+1	+1
$^{94}\text{Rb}_{37}^*$	8	20	1				
$^{145}\text{La}_{57}^*$	13	31	0	+2	-3	-1	+3
$^{87}\text{Br}_{35}^*$	9	17	0				

Состав ядра U-235 определяется как состав ядра изотопа главной последовательности (ИГП), т.е. изотопа с наименьшим значением внутренней энергии при заданных значениях A и Z, а состав осколочных ядер – на основе уравнения баланса ядерных частиц.

В каждой реакции деления ядра U-235 образуются дополнительные нейтроны (от одного до трех), которые обеспечивают процесс самоподдерживающейся реакции деления, в том числе деления ядер U-238, которое имеет такой состав:  $^{238}\text{U}_{92} \leftrightarrow 20 \cdot ^4\alpha_2 + 52 \cdot ^3\text{t}_1 + 2 \cdot ^1\text{n}_0$ . При попадании в ядро U-238 нейтрона достаточно большой энергии внутри ядра может произойти реакция образования дейтрона и электрона из двух нейтронов:  $2 \cdot ^1\text{n}_0 \rightarrow ^2\text{d}_1 + ^0\text{e}_{-1}$ . Вследствие этого внутри ядра образуется пара d-t, которая в возбужденном ядре приводит к образованию гелиона и ещё одного нейтрона:  $^2\text{d}_1 + ^3\text{t}_1 \rightarrow ^4\alpha_2 + ^1\text{n}_0$ . Реакция  $2 \cdot ^1\text{n}_0 \rightarrow ^2\text{d}_1 + ^0\text{e}_{-1}$  повторяется. В результате образуется ядро легко делящегося плутония  $^{239}\text{Pu}_{94} \leftrightarrow 21 \cdot ^4\alpha_2 + 51 \cdot ^3\text{t}_1 + ^2\text{d}_1$  (оболочка имеет такой же состав, как у ядра  $^{235}\text{U}_{92}$ ). При этом ядро покидают два электрона ( $^{238}\text{U}_{92} + ^1\text{n}_0 \rightarrow ^{239}\text{Pu}_{94} + 2 \cdot ^0\text{e}_{-1}$ ), которые могут занять место в электронной оболочке атома.

Осколочные ядра, образующиеся при деления ядер U-235 (а также при делении ядер Pu-239), имеют состав, отличающийся от состава ядер ИГП. Они обладают большей массой и соответственно большей внутренней отрицательной энергией, по сравнению ядрами ИГП. Поэтому осколочные ядра постепенно трансформируются в более устойчивые ядра ИГП.

В табл. 2 приведен состав осколочных ядер и ядер ИГП с тем же массовым числом.

Таблица 2

**Состав осколочных ядер и ядер ИГП с одинаковым массовым числом**

Ядра	Тип ядра	Состав ядра				$\Delta m_{\text{оск}}$
		$N\alpha$	$Nt$	$Nd$	$Nn$	
$^{145}\text{Ba}_{56}$	Осколочн.	11	33	1	0	0,080
	Гл. Посл.	19	18	0	15 (1)	
$^{88}\text{Kr}_{36}$	Осколочн.	10	16	0	0	0,065
	Гл. Посл.	12	12	0	4 (2)	
$^{139}\text{Xe}_{54}$	Осколочн.	11	31	1	0	0,068
	Гл. Посл.	16	22	0	9 (3)	
$^{95}\text{Sr}_{38}$	Осколочн.	9	19	1	0	0,055
	Гл. Посл.	13	12	0	4 (3)	
$^{140}\text{Cs}_{55}$	Осколочн.	12	30	1	0	0,055
	Гл. Посл.	16	23	0	7 (5)	
$^{94}\text{Rb}_{37}$	Осколочн.	8	20	1	0	0,068
	Гл. Посл.	13	11	0	6 (2)	
$^{145}\text{La}_{57}$	Осколочн.	13	31	0	0	0,037
	Гл. Посл.	16	25	0	6 (2)	
$^{87}\text{Br}_{35}$	Осколочн.	9	17	0	0	0,049
	Гл. Посл.	13	9	0	6 (1)	

**Примечание.** В скобках указано число нейтронов, которое может дополнительно поглотить ИГП. Величина  $\Delta m_{\text{оск}}$  представляет собой разницу масс осколочного ядра и ядра ИГП.

Сопоставляя данные табл.1 и 2, видим, что количество нейтронов, поглощаемых ядрами ИГП, в кото-

рые трансформируются осколочные ядра, примерно в 3 раза превышает количество нейтронов, образующихся в результате деления ядер U-235. Таким образом, в начальной стадии сгорания ядерного топлива образуются осколочные ядра и нейтроны, один нейтрон порождает в среднем около двух дополнительных нейтронов, которые инициируют дальнейший процесс деления ядер. Если процесс горения не регулировать, то будет происходить ускоренный процесс образования осколочных ядер, не способных поглощать нейтроны, а ядер ИГП, способных поглощать нейтроны, еще будет недостаточно; процесс деления будет лавинообразно нарастать, что может привести к взрыву. Если процесс регулируется, то значительная часть осколочных ядер успеет трансформироваться в ядра ИГП, способные поглощать больше нейтронов, чем их будет выделяться при делении ядер урана, и процесс горения будет затухать, даже при достаточном количестве в топливе легко делящегося изотопа U-235. Тогда ядерное топливо будет использовано лишь частично, а значительная часть отработанного топлива будет содержать радиоактивные отходы.

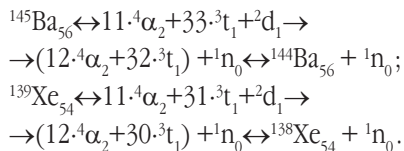
При воздействии на ОЯТ только нейтронами (даже быстрыми) полную его переработку осуществить трудно вследствие нарастающего увеличения в смеси ядер ИГП, способных поглощать нейтроны. Новые возможности решения проблемы переработки ОЯТ открываются, если для его переработки вместо нейтронов, как это предусмотрено в реакторах-бридерах, использовать дейтроны. Отличие заключается в следующем. Нейтроны инициируют в основном процесс деления тяжелых ядер, как это показано на примере деления ядра U-235. Деление ядра U-235 происходит в результате внутриядерного синтеза гелиона (реакции  $^2\text{d}_1 + ^3\text{t}_1 \rightarrow ^4\alpha_2 + ^1\text{n}_0$ ), что вызывает нарушение устойчивой конструкции ядра U-235 и его распад на осколочные ядра. В осколочных ядрах, имеющих дейтроны, также будет происходить реакция синтеза гелиона. Но этот процесс будет быстро затухать по мере уменьшения количества тяжелых ядер, способных делиться, и осколочных ядер, содержащих дейтроны. Если вместо нейтронов использовать дейтроны, то внутриядерный синтез гелионов будет происходить в любых ядрах, что обеспечит почти полную переработку ОЯТ и получение энергии.

Рассмотрим процесс переработки РАО осколочных ядер, образующихся в результате деления ядра U-235, с помощью пучка дейтронов. Для обеспечения достаточно полного выгорания ОЯТ необходим механизм регулирования, который должен обеспечить баланс нейтронов, т.е. поддерживать соотношение между выделяемыми

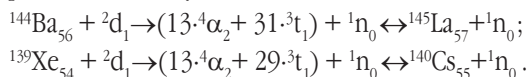
и поглощаемыми нейтронами порядка 1:1. Поскольку в ОЯТ содержится смесь радиоактивных отходов, состоящих из осколочных ядер, и безопасных ядер ИГП, поглощающих нейтроны, то для переработки этой смеси необходима технология, которая позволит поддерживать указанный баланс нейтронов.

При попадании дейтронов в осколочные ядра будет происходить ускоренная переработка их в безопасные ядра ИГП, а при попадании в ядра ИГП будет происходить образование новых элементов, принадлежащих к той же главной последовательности. И в том, и в другом случае внутри ядра будет происходить реакция  ${}^2d_1 + {}^3t_1 \rightarrow {}^4\alpha_2 + {}^1n_0$ , сопровождающаяся выделением энергии 17,6 Мэв. Этой реакции может не быть при попадании в смесь ОЯТ нейтронов вследствие поглощения их ядрами ИГП. Важно отметить, что на каждый налетающий и вступивший в реакцию дейтрон приходится один вторичный нейтрон, т.е. наряду с получением энергии при «дожиге» компонентов ОЯТ происходит насыщение ядер ИГП нейтронами и, как следствие, уменьшение способности смеси поглощать нейтроны. Таким образом, согласно предлагаемой теории, бомбардировка смеси ОЯТ дейтронами должна обеспечить наряду с получением энергии полную переработку радиоактивных отходов ОЯТ в безопасные компоненты. Этот метод можно рассматривать как альтернативу переработки ОЯТ в реакторах на быстрых нейтронах.

Теперь рассмотрим основные продукты реакции, получаемые при попадании дейтрона в осколочные ядра и ядра изотопов ГП. Многие осколочные ядра содержат дейтроны и поэтому в них должна происходить реакция  ${}^2d_1 + {}^3t_1 \rightarrow {}^4\alpha_2 + {}^1n_0$  до того, как ОЯТ будет подвергнуто переработке. В результате реакции массовое число уменьшается на 1 и появляется нейтрон, покидающий ядро, например



При попадании дейтрона в новое ядро происходит та же реакция:  ${}^2d_1 + {}^3t_1 \rightarrow {}^4\alpha_2 + {}^1n_0$ . В результате получается ядро изотопа следующего химического элемента:



Эти новые ядра ( ${}^{145}\text{La}_{57}$  и  ${}^{140}\text{Cs}_{55}$ ) отличаются от осколочных ядер с тем же массовым числом А, в их составе нет дейтрона и поэтому они более устойчивы.

Таким образом, показано, что с использованием направляемых в ОЯТ дейтронов оно будет перерабаты-

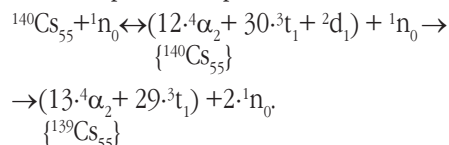
ваться в безопасные ядра ИГП с выделением полезной энергии. Процесс можно регулировать, управляя потоком дейтронов. Энергия  $E_d$ , необходимая для преодоления налетающим дейтроном кулоновского барьера, может быть определена по формуле [6]:

$$E_d = Z_d Z_n / R_0 (m_d^{1/3} + m_n^{1/3}), \quad (2)$$

где  $Z_d$  – заряд дейтрона;  $Z_n$  – заряд ядра;  $R_0$  – постоянная, принимаемая обычно равной 10-15м,  $m_d$  и  $m_n$  – массы дейтрона и ядра.

Для ядер, образующихся в результате указанных выше реакций деления ядра U-235, значение  $E_d$  находится в пределах 0,8 – 1,2 Мэв. Итак, наряду с уничтожением вредных отходов получаем дополнительный источник энергии, так как в одном акте внутриядерного синтеза гелиона получаемая энергия 17,6 Мэв больше энергии налетающего дейтрона.

Теперь рассмотрим реакции, происходящие в осколочных ядрах и ядрах ИГП при попадании в них нейтронов, как это реализуется в реакторах-бридерах. При попадании нейтронов в осколочные ядра возможна реакция образования гелиона с выделением энергии 17,6 Мэв и еще одного нейтрона. Но при попадании нейтронов в ядра ИГП наиболее вероятно их поглощение. Так, например, при попадании нейтрона в осколочное ядро цезия  ${}^{140}\text{Cs}_{55}$  должна произойти реакция



Образовавшееся новое ядро  ${}^{139}\text{Cs}_{55}$  не содержит дейтрона и поэтому реакция внутриядерного синтеза гелиона уже маловероятно. Образование дейтрона может произойти в результате реакций:  ${}^3t_1 \rightarrow {}^2d_1 + {}^1n_0 - 6,28\text{Мэв}$  и  $2 \cdot {}^1n_0 \rightarrow {}^2d_1 + {}^0e_{-1} + 2,5\text{Мэв}$ . Таким образом, процесс трансформации осколочных ядер в ядра ИГП должен идти с большим потреблением энергии при распаде тритонов, чем с выделением энергии при образовании дейтронов из двух избыточных нейтронов. На один родившийся нейтрон в реакции  ${}^3t_1 \rightarrow {}^2d_1 + {}^1n_0$  приходится два исчезающих нейтрона в реакции  $2 \cdot {}^1n_0 \rightarrow {}^2d_1 + {}^0e_{-1}$ . Избыточная внутренняя энергия осколочных ядер способствует их трансформации в ядра ИГП. Однако это процесс будет затухать вследствие возрастающей способности вновь образовавшихся ядер поглощать нейтроны. Так, осколочное ядро  ${}^{140}\text{Cs}_{55}$  не содержит нейтронов, а изотоп цезия ГП с тем же массовым числом содержит 7 нейтронов и способен поглотить еще 5 (см. табл.2).

Предлагаемый способ переработки ОЯТ с использованием потока дейтронов позволяет избавиться от не-

### Заключение

Задача теории состоит в определении возможного пути решения проблемы, разрешив при этом принципиальные трудности фундаментального характера, иначе говоря, научную проблему свести к инженерной. В дальнейшем экспериментальные исследования должны подтвердить правильность теории, а инженерные расчеты дать оценку возможности и целесообразности ее использования в технических устройствах.

Проблема глубокой переработки радиоактивных отходов связана с трудностями фундаментального характера, как и многие другие проблемы ядерной энергетики, в которых трудности обусловлены отставанием теории от потребностей практики. Эти трудности не могут быть преодолены на основе только экспериментальных исследований, без критического анализа ряда фундаментальных положений. К ним относятся устаревшие представления о строении атомного ядра, ядерных силах, механизме высвобождения и поглощения энергии в ядерных реакциях.

В основе предлагаемого подхода к решению проблемы переработки отходов ядерного топлива лежит новая теоретическая концепция строения атомного ядра и механизма ядерных реакций [4]. Согласно этой концепции, ядра состоят не из нуклонов (протонов и нейтронов), как это принято считать, а из ядерных частиц, в которых нуклоны сгруппированы в устойчивые внутриядра системы. Ядерные реакции сводятся к превращениям ядерных частиц, при этом число нуклонов в ядерной реакции остается неизменным. Именно превращения ядерных частиц, происходящие внутри ядра, приводят к изменению свойств ядер и определяют энергетический эффект ядерной реакции.

Большинство ядер атомов химических элементов состоит из гелионов и тритонов (ядер гелия и трития, как показано в монографии Л. Полинга [2]). При попадании в ядро дейтрона может произойти его слияние с тритоном, вследствие чего образуется гелион и нейтрон с выделением энергии:  ${}^2d_1 + {}^3t_1 \rightarrow {}^4\alpha_2 + {}^1n_0 + 17,6$  Мэв. Именно эта реакция, которую уже более 50 лет безуспешно пытаются осуществить в термоядерном реакторе, происходит в природе как внутриядерный синтез. Эта же реакция, как показано, происходит и в современных реакторах при делении ядер урана. На использовании этой же реакции построена ранее предложенная концепция получения энергии путем внутриядерного синтеза [3] и предлагаемая здесь концепция переработки отходов ядерного топлива.

Принципиальное отличие предлагаемого метода переработки отходов ядерного топлива от других ме-

достатка, присущего способу переработки потоком быстрых нейтронов, а именно затуханию процесса в связи с возрастающей способностью смеси поглощать нейтроны. Это обусловлено тем, что при попадании дейтрона в любое ядро (осколочное или уже трансформированное) будет происходить реакция  ${}^2d_1 + {}^3t_1 \rightarrow {}^4\alpha_2 + {}^1n_0$ , сопровождающаяся выделением энергии и образованием вторичного нейтрона. Таким образом, одновременно с переработкой осколочных ядер в ядра ИГП происходит насыщение последних нейтронами, что должно предотвратить процесс затухания.

В настоящее время промышленностью освоено выпуск малогабаритных ускорителей дейтронов, которые могут быть доставлены и использованы в месте, где требуется переработка радиоактивных отходов. На рис. 2 дан вид одного из таких ускорителей, разработанного Институтом плазменной электроники и новых методов ускорения (г. Харьков).

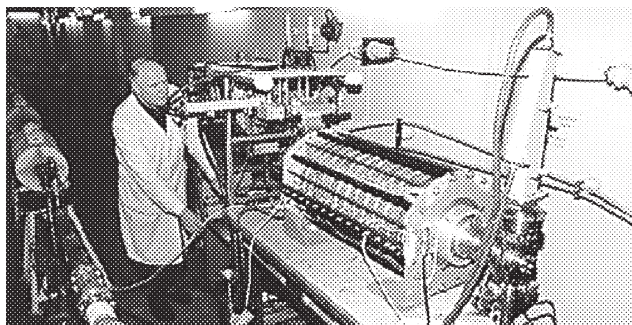


Рис. 2. Малогабаритный промышленный ускоритель дейтронов

Ядра занимают ничтожно малый объем в атоме, поэтому значительная часть дейтронов может проходить через емкость с ОЯТ, не попадая в ядра. Чтобы избежать потери дейтронов, можно осуществить их движение по замкнутому контуру, обеспечив тем самым многократное прохождение не вступивших в реакцию дейтронов через емкость с ОЯТ. Принципиальная схема устройства по переработке ОЯТ дана на рис. 3.

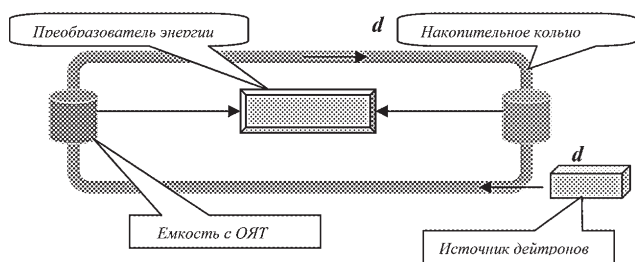


Рис. 3. Принципиальная схема устройства переработки ОЯТ

тодов заключается в целенаправленном воздействии потоком дейтронов на осколочные ядра отработанного топлива – главный источник радиационной опасности. Это

обеспечит переработку осколочных ядер в обычные не радиоактивные ядра и вместе с тем использование их как источника энергии.

*Литература*

1. Серга Э.В. Масса ядра и потенциальная энергия // Сборник трудов секции инженерных проблем РИА. Вып. 16. 2008. с. 154-158.
2. Полинг Л. Общая химия. Пер. с англ. – М.: «Мир», 1974.
3. Серга Э.В. Управляемый внутриядерный синтез // Двойные технологии – М., 2007, № 2, с. 62-66.
4. Серга Э.В. Строение материи. – М.: Изд. МГУЛ, 2006.
5. Серга Э.В. Новый взгляд на проблему ядерного синтеза // Двойные технологии – М., 2009, № 1.
6. Митенков Ф.М. Реакторы на быстрых нейтронах и их роль в становлении «большой» атомной энергетики // Наука и жизнь – М.: 2005, № 3.
7. Физические величины. Справочник. – М, «Энергоатомиздат», 1991.

Материал поступил в редакцию 30. 04. 2009 г.