

УДК 621.039

## ПРИЕМЛЕМОСТЬ ЗАМЫКАНИЯ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Е.П. Велихов<sup>1</sup>, А.О. Гольцев<sup>1</sup>, В.Д. Давиденко<sup>1</sup>, А.В. Ельшин<sup>2</sup>, А.А. Ковалишин<sup>1</sup>, Е.В. Родионова<sup>1</sup>,  
В.Ф. Цибульский<sup>1</sup>*

<sup>1</sup>НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

<sup>2</sup>ФГУП НИТИ им. А.П. Александрова, Сосновый Бор, Ленинградская обл., Россия

В статье обсуждается проблема топливообеспечения перспективной крупномасштабной ядерной энергетики. В силу ограниченности ресурса природного урана топливом для будущего должны стать искусственные делящиеся изотопы. Эта задача предполагает замыкание топливного цикла, переработку всего объёма отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с целью выделения из него новых делящихся изотопов. Однако, как показано в статье, безвозвратные потери, присущие процессу переработки ОЯТ, накапливаясь, создают радиационную нагрузку на окружающую среду, которая в сотни раз превышает существующий уровень. Это обстоятельство затрудняет экстракцию делящихся изотопов из ОЯТ реакторов деления и мотивирует использование других источников нейтронов, чтобы наработать требуемое количество делящихся изотопов, сохранив при этом низкий уровень радиационной нагрузки. Таким источником нейтронов могут стать гибридные термоядерные реакторы, в blankets которых из ториевого сырья накапливается <sup>233</sup>U.

**Ключевые слова:** обеспечение ядерной энергетики топливом, замкнутый топливный цикл, отработавшее ядерное топливо, гибридные реакторы синтеза-деления, ториевый топливный цикл.

## THE ADMISSIBILITY OF THE CLOSED FUEL CYCLE OF NUCLEAR POWER ENGINEERING

*E.P. Velikhov<sup>1</sup>, A.O. Gol'tsev<sup>1</sup>, V.D. Davidenko<sup>1</sup>, A.V. El'shin<sup>2</sup>, A.A. Kovalishin<sup>1</sup>, E.V. Rodionova<sup>1</sup>,  
V.F. Tsibulsky<sup>1</sup>*

<sup>1</sup>NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

<sup>2</sup>FSUE «A.P. Alexandrov Research Institute of Technology», Sosnovy Bor, Leningrad region, Russia

The article discusses the problem of fuel supply for promising large-scale nuclear power engineering. Due to the limited resource of natural uranium, the fuel for the future should be artificial fissionable isotopes. This task involves closing the fuel cycle, processing the entire volume of spent nuclear fuel (SNF) in order to extract new fissile isotopes from it. However, as shown in the article, the irretrievable losses inherent in the processing SNF, accumulating, create a radiation load on the environment, which is hundreds of times higher than the existing level. This makes it difficult to extract fissionable isotopes from fission reactor SNF and motivates the use of other neutron sources to generate the required amount of fissionable isotopes while maintaining a low level of radiation load. Such a source of neutrons can be hybrid fusion reactors, in the blanket of which <sup>233</sup>U is accumulated from thorium raw materials.

**Key words:** providing nuclear power with fuel, closed fuel cycle, spent nuclear fuel, hybrid fusion-fission reactors, thorium fuel cycle.

DOI: 10.21517/0202-3822-2021-44-1-5-12

### ВВЕДЕНИЕ

Перспективное развитие ядерной энергетики большого масштаба по-прежнему рассматривается как одно из наиболее предпочтительных направлений энергетической политики. В таком контексте серьёзным препятствием её развития является ограниченный ресурсный потенциал ископаемого топлива. В природе присутствует только один изотоп <sup>235</sup>U, который хорошо делится нейтронами разных энергий. В процессе деления образуются новые нейтроны, что и позволяет организовать самоподдерживающуюся цепную реакцию. Однако содержание <sup>235</sup>U в природном уране невелико — всего 0,72%. Многочисленные системные исследования перспектив развития ядерной энергетики и её потребностей в топливе показывают, что, рассчитывая только на ресурс природного <sup>235</sup>U, говорить о крупномасштабном развитии отрасли нет оснований [1]. Для надёжного решения топливной проблемы крупномасштабной энергетики потребуется конвертировать сырьевые изотопы <sup>238</sup>U или <sup>232</sup>Th в делящиеся <sup>239</sup>Pu или <sup>233</sup>U. Количество сырьевых изотопов в природе в сотни раз больше по сравнению с <sup>235</sup>U, и если осуществить такую конверсию изотопов, то сырьевая база ядерной энергетики позволит удовлетворить практически любые потребности. В то же время, обсуждая необходимость замыкания топливного цикла с целью удовлетворения потребности ядерной энергетики в делящихся изотопах, следует позиционировать эту потребность

во времени. К настоящему времени атомная энергетика мира израсходовала около 1,5 млн т природного урана. Уже разведанные и освоенные месторождения позволяют рассчитывать ещё примерно на 8—9 млн т [2]. Таким образом, в ближайшем столетии проблема снабжения ядерной энергетики топливом вряд ли приобретёт остроту, как это представляется в некоторых публикациях, и мы имеем некоторый временной запас, чтобы более аккуратно разобраться с процессом организации замкнутого топливного цикла ядерной энергетики.

Физическое содержание процесса конверсии сырьевого изотопа в делящийся происходит в ядерной реакции захвата нейтрона, в которой этот сырьевой изотоп увеличивает количество нуклонов в ядре на один нейтрон. В результате этого захвата возбуждённое ядро с большим содержанием нуклонов после нескольких радиоактивных распадов превращается в новые делящиеся изотопы. Из  $^{238}\text{U}$  получается  $^{239}\text{Pu}$ , а из  $^{232}\text{Th}$  —  $^{233}\text{U}$ . Понятно, что для конверсии сырьевых изотопов нужны нейтроны. Нейтроны в большом количестве образуются при делении тяжёлых ядер, образуются они одновременно с радиоактивными осколками разделившегося ядра. Количество нейтронов, высвобождающихся при делении ядер, оказывается достаточным, чтобы провести следующее деление, скомпенсировать непроизводительные потери, и немного ещё остаётся для конверсии сырьевых изотопов в делящиеся. В реакторах на тепловых нейтронах, в идеале, можно добиться, чтобы количество нейтронов, предназначенных для конверсии, равнялось количеству разделившихся ядер. Такой топливный цикл означает, что коэффициент конверсии в реакторе близок к единице. В реакторах на быстрых нейтронах можно получить расширенное воспроизводство топлива и получить в процессе облучения топлива даже больше новых ядер делящихся изотопов, чем количество разделившихся. Теоретический максимум коэффициента конверсии в быстрых реакторах около 2. На практике, конечно, такие величины конверсии и в тепловых, и в быстрых реакторах получить не удаётся. В настоящее время коэффициент конверсии в тепловых реакторах около 0,6. В проектируемых быстрых реакторах вообще предполагают, что удачным вариантом для ядерной энергетики будущего будет значение с коэффициентом воспроизводства, близким к единице. Эти реакторы будут производить новое искусственное топливо только для самих себя, постепенно заменяя собой все другие реакторы.

Сейчас в структуре ядерной энергетики присутствуют только реакторы на тепловых нейтронах, их установленная мощность в мире около 400 ГВт (эл). Есть один реактор на быстрых нейтронах, который находится в России, — это реактор БН-800, но пока он работает на топливе из обогащённого урана и его нельзя рассматривать в качестве прототипа будущего быстрого реактора, призванного заместить собою уже существующие мощности.

Из-за преобладания в существующей ядерной энергетической системе реакторов на тепловых нейтронах очевидно, что переход к структуре с доминированием быстрых реакторов будет длительным. По этой причине сейчас чаще говорят о двухкомпонентной структуре ядерной энергетики, когда в ней будут присутствовать и быстрые, и тепловые реакторы. Предполагается, что на этом этапе из ОЯТ тепловых реакторов, которое сейчас находится преимущественно в хранилищах, после химической переработки будет выделен плутоний и из него сформируют стартовые загрузки быстрых реакторов. По мере исчерпания ресурсов плутония из ОЯТ тепловых реакторов начнётся и переработка ОЯТ быстрых реакторов, которая в отдалённой перспективе обеспечит их самостоятельно нарабатанным топливом.

Масштаб переработки и интенсивность вовлечения в него ОЯТ зависят от многих факторов и, конечно, в первую очередь, от темпов развития энергетики. Опыт переработки ОЯТ начал формироваться очень давно, когда решались задачи создания ядерного оружия [3]. В те годы перерабатывалось облучённое топливо с малым выгоранием и небольшой нормой накопления продуктов деления. Важно, что выделение плутония проходило из топливных элементов, исходный состав которых практически полностью состоял из сырьевого изотопа  $^{238}\text{U}$ , и в этих твэлах было очень мало продуктов деления.

Гражданское использование ОЯТ и экстракция из него полезных изотопов реализовывались в разных странах, но большой практики пока не приобрели [4]. Более того, многие предприятия по переработке ОЯТ к настоящему времени остановлены. Такое положение дел преимущественно объясняют экономическими причинами, когда при недостатке природного урана делящиеся изотопы, полученные из переработанного ОЯТ, существенно удорожают топливо. По всей видимости, этот недостаток переработки

ОЯТ с целью использования накопленных в нём делящихся изотопов будет преодолен. Однако есть и другие физические причины, способные привести к существенным ограничениям в переработке ОЯТ.

На наш взгляд, приемлемость переработки в больших масштабах ОЯТ из реакторов деления в будущей энергетике вызывает сомнение по причине, связанной с распространением и накоплением радиоактивности вне контролируемых каналов её распределения после переработки. Поясним существование выказанной озабоченности.

Все схемы переработки ОЯТ предполагают образование нескольких каналов размещения выделенных при переработке ОЯТ стабильных и нестабильных изотопов. После того как тепловыделяющий элемент переведён в форму, позволяющую извлекать заданные изотопы или их группы с использованием химических реактивов или иным способом, происходит их разделение по следующим каналам. В первом канале собираются химические элементы топливного цикла. В него попадает большая часть тяжёлых делящихся и неделящихся изотопов. Второй канал предназначается для концентрации продуктов деления и, возможно, некоторых нестабильных изотопов. Они после остекловывания будут отправлены на окончательное захоронение. Оба канала содержат большую часть всех химических элементов, присутствующих в ОЯТ, поступившем на переработку. Будем считать, что с изотопами, попавшими в эти два канала, обращаются настолько аккуратно, что никакой утечки радиоактивности из них нет и для окружающей среды они безопасны. Однако остаётся ещё один канал, который формируется из так называемых безвозвратных потерь. В этот канал попадает очень небольшое количество практически всех химических элементов, содержащихся в ОЯТ. Попадают в этот канал элементы по самым разнообразным причинам. Безвозвратные потери могут образоваться в результате попадания радиоактивных изотопов на полы и стены рабочих помещений, наружные поверхности оборудования, технологических каналов, печи, тигель, формы и т.д. [4].

Термин безвозвратные потери указывает на то, что эти потери неподвластны технологическому контролю, они образуются в процессе переработки ОЯТ и дальнейшее их местоположение, строго говоря, не известно, установить его точно и взять под контроль не представляется возможным. Либо их можно контролировать, но их плотность в зафиксированных местах настолько мала, что заниматься их экстракцией очень дорого. При существовании экономически разумной возможности их контроля и изоляции такие потери нельзя было бы классифицировать как безвозвратные.

Величина безвозвратных потерь невелика, но они присутствуют практически на всех производствах, где осуществляется экстракция элементов или их разделение. По здравому рассуждению можно обоснованно предположить, что безвозвратные потери существуют всегда, в любых технологических процессах, где происходит воздействие на исходную форму материальных компонентов. Они могут быть большими или малыми, но так, чтобы они были равны нулю, быть не может.

Определить численно величину безвозвратных потерь с высокой точностью сложно. Если такая задача и будет поставлена, то её решение будет весьма и весьма затратным и будет существенно зависеть от конкретных технологий, используемых на заводе по переработке ОЯТ. Надеяться на получение достоверного результата можно будет только на действующем производстве. Что касается проектов, реализующих новые технологии, остаётся одно — пользоваться экспертными оценками. Сейчас считается, что безвозвратные потери нестабильных продуктов деления в процессе переработки ОЯТ составляют величину немногим менее 1%. В работе [5] приведены расчётные оценки по экстракции разных изотопов из ОЯТ на разных стадиях переработки. Используя таблицы, приведённые в этой работе, можно оценить среднюю величину безвозвратных потерь, составляющую 0,5%. Есть разные взгляды на величину безвозвратных потерь при переработке ОЯТ. В расчёте на перспективу полагают, что их величина будет не более 0,1% [6]. Будем ориентироваться на эти цифры.

Большинство радиоактивных изотопов, образующихся в процессе нейтронного облучения, нестабильны и имеют длительный период полураспада. Например, один из наиболее неприятных в смысле радиационной опасности  $^{90}\text{Sr}$  имеет период полураспада 28,78 лет. Если предположить, что в процессе переработки ОЯТ его безвозвратные потери составят 0,1%, то его количество, попадающее в канал безвозвратных потерь, будет постепенно нарастать за счёт поступления новых порций и уменьшаться за счёт радиационного распада. Через некоторое время концентрация стронция достигнет равновесного состояния. Скорость его поступления сравняется со скоростью распада, и установится равновесное со-

стояние, характеризуемое постоянной радиоактивностью. При потерях 0,1% это равновесное количество  $^{90}\text{Sr}$  будет более 4% от его количества, находящегося в годовом объёме переработанного ОЯТ. Ещё раз подчеркнём, что в потери ежегодно будет поступать только 0,1% от количества  $^{90}\text{Sr}$  в перерабатываемом ОЯТ. Уравнение накопления стронция по каналу безвозвратных потерь будет иметь вид

$$\frac{d M_{90\text{Sr}}}{dt} = -\lambda_{90\text{Sr}} M_{90\text{Sr}} + P\varepsilon, \quad (1)$$

где  $M_{90\text{Sr}}$  — общее количество  $^{90}\text{Sr}$ , накопленного по каналу безвозвратные потери;  $\lambda_{90\text{Sr}}$  — постоянная распада изотопа  $^{90}\text{Sr}$  ( $\lambda_{90\text{Sr}} = 0,024$  1/год);  $P$  — количество  $^{90}\text{Sr}$  в перерабатываемом годовом объёме ОЯТ;  $\varepsilon$  — безвозвратные потери при переработке ( $\varepsilon = 0,001$ ).

Решением этого уравнения является простая зависимость накопления количества радиоактивного  $^{90}\text{Sr}$  по каналу безвозвратные отходы:

$$M_{90\text{Sr}} = \frac{P\varepsilon}{\lambda_{90\text{Sr}}} (1 - \exp(-\lambda_{90\text{Sr}} t)). \quad (2)$$

Примерно через три периода полураспада изотопа (около 100 лет) значение скобки, содержащей экспоненту, уже будет мало отличаться от единицы, и для оценок можно пользоваться равновесным значением количества стронция

$$M_{90\text{Sr}} = P\varepsilon/\lambda_{90\text{Sr}}. \quad (3)$$

Численно это количество будет в 40 раз больше количества стронция, попадающего в потери при переработке ОЯТ. Таким образом, если безвозвратные отходы составят 0,1%, переработка ежегодных выгрузок реакторов ВВЭР-1000 приведёт к накоплению годовой активности по  $^{90}\text{Sr}$  в безвозвратных потерях  $4,8 \cdot 10^{15}$  Бк. Рассчитывается эта величина очень просто. При работе реактора мощностью 1 ГВт(эл) в течение года сгорает примерно 1 т делящегося изотопа. Выход  $^{90}\text{Sr}$  при делении ядра составляет около 6%. Его количество в годовой выгрузке будет примерно 23 кг. Активность 1 г  $^{90}\text{Sr}$  равна  $5,2 \cdot 10^{12}$  Бк/г. Активность в годовом ОЯТ равна  $1,2 \cdot 10^{17}$  Бк. В потери попадает  $1,2 \cdot 10^{14}$  Бк. Равновесное состояние по каналу безвозвратные потери в 40 раз больше —  $4,8 \cdot 10^{15}$  Бк. Это означает, что через 100 лет сложится ситуация, когда после переработки ОЯТ из 25 реакторов радиоактивность одного будет находиться в безвозвратных потерях.

Сейчас принято измерять активность в единицах активности природного урана, извлечённого из земли с учётом активности сопутствующих изотопов, образующих цепочку векового равновесия. Для реактора ВВЭР годовая потребность в природном уране составляет примерно 180 т. Его активность «при соизвлечении из руды вместе с ним долгоживущих членов радиоактивных семейств  $^{238}\text{U}$  ( $^{230}\text{Th}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ ) и  $^{235}\text{U}$ » будет равна  $3,46 \cdot 10^{13}$  Бк ( $1,92 \cdot 10^{11}$  Бк/т [7]). Приведённые цифры означают, что после достижения равновесного количества  $^{90}\text{Sr}$  в безвозвратных отходах, а это около 100 лет, радиационный фон только от этого изотопа будет более чем в 100 раз превышать радиационный фон от урана с сопутствующими изотопами, извлечёнными из земли.

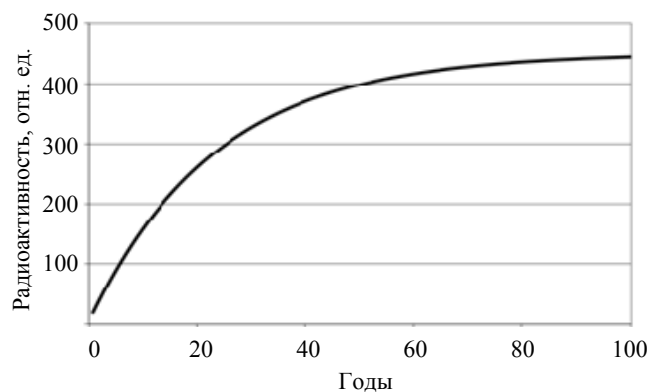
Примерно такая же активность  $5,65 \cdot 10^{15}$  Бк будет и от накопления в безвозвратных отходах  $^{137}\text{Cs}$ . Суммарно оба эти изотопа обеспечат возрастание радиационного фона по сравнению с природным ураном почти в 300 раз.

В безвозвратные отходы будут поступать не только нестабильные продукты деления, но и тяжёлые изотопы топливного цикла — уран, плутоний и др. За 100 лет работы предприятий по переработке ОЯТ ВВЭР в безвозвратных потерях будет накоплено около 10% плутония, выделяемого при годовой переработке. В ОЯТ ВВЭР содержится всего около 1,2% плутония. В том случае, когда переработке будет подвергнуто ОЯТ из активной зоны быстрых реакторов, в котором содержание плутония около 15%, количество плутония в безвозвратных потерях будет составлять более 150% от его количества, выделенного при годовой переработке. По мере работы ядерной энергетической системы только за счёт безвозвратных потерь будут вне контроля накоплены тонны плутония и большое количество радиоактивных изотопов.

Рассуждения о том, что со временем активность каждой порции топлива, выгруженного из реактора, будет снижаться, очевидны, но при этом активность всей суммы этих порций, к сожалению, будет только расти и достигнет в равновесии большого масштаба.

Проведены расчёты эволюции изотопного состава топлива после облучения для топливной композиции реактора ВВЭР-1000 с использованием современных библиотек ядерных данных примерно для 1500 изотопов, присутствующих в ОЯТ [8]. Годовая активность от нестабильных изотопов, накопленных в безвозвратных отходах, сравнивается с годовой активностью извлечённого из природы совместно с сопутствующими нестабильными изотопами векового равновесия урана. Результаты расчётов показаны на рисунке.

На графике по горизонтальной оси отложено время после трёх лет выдержки в пристанционном бассейне охлаждения. Представленные на графике результаты численных расчётов хорошо согласуются с аналитическими оценками и указывают на большое превышение радиоактивности в случае переработки ОЯТ из реакторов ВВЭР. Указанный масштаб при заметной доле мощностей в энергетической системе приведёт и к увеличению глобального радиационного загрязнения планеты. В настоящее время фоновые значения глобального радиационного загрязнения составляют по  $^{90}\text{Sr}$  0,045, по  $^{137}\text{Sc}$  0,08, по  $^{239}\text{Pu}$  0,005 Ки/км<sup>2</sup> [8]. Для ядерной энергетической системы мощностью 1000 ГВт(эл) — это скромный масштаб всего в 2 раза больше современного, в которой реализована переработка ОЯТ, глобальное радиационное загрязнение будет существенно больше, и ориентироваться надо будет на следующие величины: по  $^{90}\text{Sr}$  до 0,248, по  $^{137}\text{Sc}$  до 0,55, по плутонию 0,0091 Ки/км<sup>2</sup>. Загрязнение по плутонию в данном случае рассчитано в предположении, что перерабатывается только ОЯТ ВВЭР, в котором плутония всего 1,2%.



Радиоактивность, накопленная в безвозвратных потерях после переработки ОЯТ ВВЭР. За единицу принята активность потребляемого в течение года природного урана. Потери 0,1%

## ОБСУЖДЕНИЕ

Уже многие десятилетия проблема переработки ОЯТ, которая призвана обеспечить надёжную сырьевую базу крупномасштабной ядерной энергетики, является предметом обсуждения в кругах научного и инженерного сообщества ядерной отрасли. В то же время найти в литературе подробное рассмотрение вопросов, связанных с безвозвратными потерями, их формированием, распространением, влиянием на радиационную обстановку, к сожалению, не удалось. Вполне возможно, что исследователи априори считают этот вопрос малозначимым, а возможно, достоверная информация о потерях представляет собой коммерческую тайну и не подлежит публичному обсуждению.

Можно согласиться с тем, что основные каналы переработки ОЯТ, как и предполагают разработчики технологий, обеспечат надёжные барьеры на пути распространения радиоактивности в окружающую среду. Но этого, к сожалению, не достаточно, чтобы избежать радиоактивного загрязнения окружающей среды по каналу безвозвратных потерь. Радиационная опасность, обусловленная ими, ведёт к накоплению радиоактивности в большом масштабе, и пока нет обоснованных аргументов, чтобы пренебречь этой составляющей радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Нет экспериментальных подтверждений, позволяющих утверждать, что безвозвратные потери рано или поздно попадут в окружающую среду. Но сам факт их наличия и ориентация процесса переработки ОЯТ на непринятие мер по извлечению из них радиоактивных изотопов указывают на то, что в конечном итоге все они будут рассеяны в окружающем пространстве. На начальном этапе эта радиоактивность, по всей видимости, разместится в небольших количествах с низкой плотностью в местах, возможно, не всегда доступных радиационному контролю, или там, где этот контроль не будет вызывать нормативных опасений, или в местах, где вообще никакого контроля не будет. Обширность путей цир-

куляции радиоактивных изотопов в процессе переработки гарантирует появление таких мест. Именно по этой причине и возникает такая позиция, как безвозвратные отходы. По мере продолжения переработки ОЯТ количество таких объектов и мест, где будут оседать нестабильные изотопы, будет расти. Учитывая большие сроки распада нестабильных изотопов в стабильные, можно обоснованно полагать, что за время существования нестабильных изотопов и сами здания, и оборудование в них будут демонтированы или заменены, часть таких объектов будет разрушена. В действие вступят естественные природные процессы миграции химических элементов в природе.

Если бы масштаб этих потерь был настолько мал, что создавал дополнительную радиационную нагрузку, сопоставимую с типичной для окружающей среды, можно было бы рассчитывать на понимание со стороны общественности и одобрение реализации проектов замыкания топливного цикла. Однако в сложившейся ситуации, когда при самых оптимистических предположениях получается негативный результат, в сотни раз увеличивающий глобальную радиационную нагрузку на окружающую среду, говорить о приемлемости масштабного развития ядерной энергетики в такой конфигурации замыкания топливного цикла оснований немного.

Это тем более справедливо, что реальная современная практика технологий переработки ОЯТ сопровождается большими безвозвратными потерями, которые оцениваются в процентной шкале. В реальной практике можно ожидать, что формирование замкнутого топливного цикла с переработкой ОЯТ реакторов деления приведёт к увеличению радиационной нагрузки на окружающую среду в тысячу и более раз по сравнению с современным уровнем.

Авторам этой статьи при обсуждении результатов в частных беседах пришлось столкнуться с такой позицией, что безвозвратные потери, хотя они и существуют, но они никогда не попадут в окружающую среду. Причём какого-либо обоснования такого утверждения не приводится. По мнению тех, кто придерживается такой позиции, её следует принимать без обсуждения. С этим можно было бы и согласиться. Но в случае, когда масштаб радиационно-негативных последствий при крупномасштабной переработке высокоактивного ОЯТ велик, уйти от публичного обсуждения этого вопроса не получится, тем более, что процесс распространения радиоактивности, несомненно, будет носить глобальный характер.

Радиационная опасность даже для малых потерь 0,1% оказывается неприемлемо большой. А ведь технологии с такой высокой степенью чистоты переработки ещё только предстоит создать и надо будет обосновать достоверность заявленных цифр. Чтобы снизить уровень радиационной нагрузки до приемлемого уровня, потери надо будет сократить еще в 100 раз и более.

Другой вариант — перерабатывать топливо с низкой активностью, хотя бы такой, как это делалось во времена «атомного проекта». Примерно через 200 лет выдержки на переработку будет поступать ОЯТ с содержанием наиболее опасных нестабильных изотопов в 100 раз меньше. К сожалению, такой топливный цикл неприемлем для быстрых реакторов. Длительное охлаждение ОЯТ, по сути, означает работу в открытом топливном цикле, а это увеличит расход природного урана по сравнению с современными тепловыми реакторами примерно в 3 раза.

Промежуточный итог обсуждения следующий. Есть достаточно оснований утверждать, что организация замкнутого топливного цикла на основе переработки ОЯТ из реакторов деления не может служить основой для формирования топливной базы крупномасштабной ядерной энергетики по причине неприемлемо большой радиационной нагрузки на окружающую среду, которая возникнет от безвозвратных потерь ежегодно перерабатываемого ОЯТ реакторов деления.

Причиной появления большой радиоактивности в потерях является переработка высокоактивного ОЯТ, в котором новые делящиеся изотопы находятся рядом с продуктами деления. А это обстоятельство связано с тем, что большое количество нейтронов получается в результате деления тяжёлых ядер. Если нейтроны получать иным способом и использовать их для конверсии сырьевых изотопов в делящиеся, то проблема потерь не будет стоять так остро. Например, в качестве источника нейтронов можно рассмотреть термоядерный реактор. Накопление новых делящихся изотопов будет происходить в его blankets, где будет расположен  $^{232}\text{Th}$ . В этом случае при одинаковой мощности установок реактора деления и термоядерного реактора производство нейтронов в термоядерном реакторе будет на порядок больше, следовательно, наработка нового делящегося изотопа  $^{233}\text{U}$  будет на порядок больше в сравнении с реактором деления. Принципиально важно, что радиоактивность ОЯТ в расчёте на одно ядро нового деляще-

гося изотопа при получении его в бланкете термоядерного реактора будет более чем в 100 раз меньше в сравнении с вариантом получения нового делящегося изотопа из ОЯТ реактора деления [9, 10].

В новой конфигурации гибридные термоядерные реакторы следует использовать для производства топлива из ториевого сырья, а реакторы деления — для производства энергии из делящихся изотопов, полученных в бланкете термоядерного реактора. Такая ядерная энергетическая система будет способна преодолеть две главные трудности: обеспечит атомную энергетику искусственным топливом в требуемом количестве, и это будет без переработки ОЯТ из реакторов деления [11, 12].

Для ОЯТ реакторов деления следует предусмотреть меры надёжного контролируемого хранения. Использовать его можно будет после того, как естественные природные процессы переведут нестабильные изотопы в стабильные и обеспечат приемлемый уровень радиоактивности этих изотопных композиций.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. IAEA TECDOC-1434 Methodology for the Assessment of Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (отчет МАГАТЭ). Report of Phase 1B (first part) of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO), 2004.
2. **Uranium 2018: Resources, Production and Demand** OECD, 2018, NEA № 7413, p. 93—97.
3. **Визгин В.П., Кессених А.В.** На атомной волне: Советский атомный проект — решающая предпосылка взлёта физики. — В кн.: Научное сообщество физиков СССР. 1950—1960-е годы. Документы, воспоминания, исследования. — СПб: Изд-во РХГА, 2005, т. I. 720 с. (с. 25).
4. **Андрюшин И.А., Юдин Ю.А.** Обзор проблем обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом. Саров. Сайт [https://atompool.ru/images/data/gallery/1\\_7365\\_spentfuel.pdf](https://atompool.ru/images/data/gallery/1_7365_spentfuel.pdf).
5. **Ремизов М.Б., Козлов П.В., Борисенко В.П., Дементьева И.И., Блохин П.А., Самойлов А.А.** Разработка алгоритма оценки радионуклидного состава остеклованных ВАО ФГУП «ПО «Маяк» для цели их безопасного захоронения. — Радиоактивные отходы, 2018, № 3 (4), с. 102—110.
6. **Давиденко В.Д., Пономарев-Степной Н.Н., Цибульский В.Ф.** Возможность радиационно-эквивалентного захоронения отходов при переработке. — Атомная энергия, 2014, т. 116, вып. 1, с. 55—56.
7. **Адамов Е.О., Ганев И.Х., Орлов В.В.** Достижение радиационной эквивалентности при обращении с радиоактивными отходами ядерной энергетики. — Атомная энергия, 1992, т. 73, вып. 1.
8. **Davidenko V.D., Tsibulsky V.F.** Monte Carlo Method in UNK complex. Mathematics and Computations, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications. Palais de Papes, Avignon, France, September 12—15, 2005, on CD-ROM, American Nuclear Society, La Grange Park, IL, 2005.
9. **Александров Ю.А.** Основы радиационной экологии. Учебное пособие. — Йошкар-Ола: Мар. гос. ун-т, 2007.
10. **Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А., Игнатьев В.В., Субботин С.А., Цибульский В.Ф.** Гибридный термоядерный реактор для производства ядерного горючего с минимальным радиоактивным загрязнением топливного цикла. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2014, т. 37, вып. 4, с. 5—12.
11. **Бланинский В.Ю., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Моряков А.В., Родионова Е.В., Чукбар Б.К., Цибульский В.Ф.** Энергетические перспективы термоядерной энергетики. — Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 1, с. 37—40.
12. **Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А., Игнатьев В.В., Субботин С.А., Цибульский В.Ф.** Термоядерный источник нейтронов для производства ядерного топлива. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 3, с. 160—165.
13. **Велихов Е.П., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф.** Заметки о будущем ядерной энергетики. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2019, т. 42, вып. 1, с. 5—14.



Евгений Павлович Велихов, академик РАН, д.ф.-м.н., профессор, член Президиума РАН, Почётный секретарь Общественной палаты РФ, Герой социалистического труда, награждён девятью орденами и многими медалями, почётный президент НИЦ «Курчатовский институт»; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



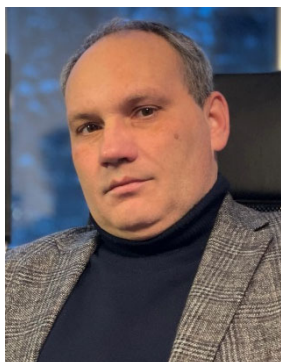
Александр Олегович Гольцев, д. техн. н., начальник лаборатории, профессор, лауреат премии ВЛКСМ, лауреат премии им. И.В. Курчатова; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Владимир Дмитриевич Давиденко, руководитель отделения, д. техн. н., лауреат премии им. И.В. Курчатова; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия  
Davidenko\_VD@nrcki.ru



Александр Всеволодович Ельшин, начальник отдела, д. техн. н., награждён медалью «100 лет со дня рождения В.И. Ленина», медалью ордена «За заслуги перед Отечеством» 2-й степени в 1994 г., орденом Дружбы; ФГУП НИТИ им. А.П. Александрова, 188540 Сосновый Бор, Ленинградская обл., Копорское шоссе 72, Россия



Алексей Анатольевич Ковалишин, заместитель директора, д. техн. н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Екатерина Викторовна Родионова, н.с.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Виктор Филиппович Цибульский, советник президента Центра, д. техн. н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия  
Tsubulskiy\_VF@nrcki.ru

Статья поступила в редакцию 2 января 2021 г.

После доработки 12 января 2021 г.

Принята к публикации 14 января 2021 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2021, т. 44, вып. 1, с. 5—12.