

DOI: 10.17516/1999-494X-0412

УДК 621.039.7

## **Strategy Points for Nuclear Energy in the New Reality**

**Evgeny P. Velikhov, Vladimir D. Davidenko,  
Victor F. Tsibulsky and Elena A. Andrianova**  
*National Research Centre Kurchatov Institute  
Moscow, Russian Federation*

Received 25.05.2022, received in revised form 18.06.2022, accepted 24.06.2022

---

**Abstract.** It is necessary spent fuel recycling to expand resource base. At the same time, radioactivity and possibility of territory radioactive pollution cause the greatest fears related to nuclear energy. At present highly radioactive spent fuel of thermal and fast reactors is considered for fuel cycle closing. Recycling of such spent fuel leads to dealing with high level of radioactivity and consequently uncontrolled losses. Absolute quantity of losses will increased with growth of spent fuel quantity recycling. Alternatively recycling of low radioactive blanket of thermonuclear reactor is considered. The paper compares recycling of spent fuel with high and low radioactivity level. It is demonstrated that it is possible to reduce radioactivity level to deal with for 3–4 power for different ways of fuel cycle closing at the same level of natural uranium consumption. It will certainly have a positive effect on the environment, personnel, and public opinion in relation to nuclear energy.

**Keywords:** spent fuel recycling, radioactivity, high-scale nuclear energy, closed fuel cycle.

---

Citation: Velikhov, E. P., Davidenko, V. D., Tsibulsky, V. F., Andrianova, E. A. Strategy Points for Nuclear Energy in the New Reality. J. Sib. Fed. Univ. Eng. & Technol., 2022, 15(4), 402–421. DOI: 10.17516/1999-494X-0412

---

## Стратегические ориентиры для ядерной энергетики в новой реальности

**Е. П. Велихов, В. Д. Давиденко,  
В. Ф. Цибульский, Е. Ф. Андрианова**  
*Национальный исследовательский центр  
“Курчатовский институт”,  
Российская Федерация, Москва*

**Аннотация.** Необходимость замыкания топливного цикла для расширения ресурсной базы требует переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ) для извлечения делящихся изотопов. Одновременно с этим наибольшие опасения относительно атомной энергетики вызывает наличие радиоактивности и возможность радиоактивного заражения территории. В настоящее время в целях замыкания топливного цикла рассматривается переработка высокоактивного ОЯТ тепловых и быстрых реакторов. Их переработка сопровождается работой с высоким уровнем радиоактивности и неизбежно возникающими безвозвратными потерями радионуклидов. При этом с увеличением объемов перерабатываемого ОЯТ будут расти и потери в абсолютных величинах. В качестве альтернативы рассматривается переработка низкоактивных бланкетов термоядерного реактора. В статье сравниваются варианты с переработкой высокоактивного и низкоактивного ОЯТ. Показано, что при одной и той же экономии природного урана за счет различных стратегий замыкания ядерного топливного цикла (ЯТЦ) можно на 3–4 порядка сократить уровень радиоактивности, с которой придется работать. Это, в свою очередь, благоприятно скажется на экологии, персонале, общественном мнении по отношению к атомной энергетике.

**Ключевые слова:** переработка ОЯТ, радиоактивность, крупномасштабная ядерная энергетика, замкнутый топливный цикл.

Цитирование: Велихов, Е. П. Стратегические ориентиры для ядерной энергетики в новой реальности / Е. П. Велихов, В. Д. Давиденко, В. Ф. Цибульский, Е. Ф. Андрианова // Журн. Сиб. федер. ун-та. Техника и технологии, 2022, 15(4). С. 402–421. DOI: 10.17516/1999-494X-0412

### Введение

К настоящему времени в мировой энергетике сложилась ситуация, которую с полным основанием можно определить как нестандартную. Рассматривать перспективы развития энергетической отрасли в рамках привычной методологии (продолжения сложившихся тенденций на будущее) не представляется возможным. Причины для этого разные.

Увеличение использования для целей энергетике ископаемого топлива наталкивается на сопротивление, обусловленное его негативным влиянием, по мнению большей части общественности, на климатические изменения. В последние десятилетия кампания за переход на энергетику без эмиссии парниковых газов приобрела столь крупные и агрессивные масштабы, что эмиссия углекислого газа и углеродный след (изготовление оборудования при сооружении электростанции) стали одним из важнейших критериев допустимости использования на практике конкретного энергоисточника.

В то же время попытки быстро переориентировать электропроизводство на так называемые возобновляемые источники энергии (ветер, солнечное излучение) столкнулись на практике с их технологическим несовершенством и трудностями адаптации к современному энергетиче-

скому хозяйству. Как следствие, по разным причинам в ряде регионов проявились нарушения надежности энергоснабжения и сбои в электроснабжении большого масштаба. Кроме того, высокая стоимость электроэнергии, полученной из возобновляемых источников, в частности с помощью ветрогенерации, зачастую просто неприемлема для экономики. Следует привлечь внимание к еще одному обстоятельству, сопутствующему масштабному использованию возобновляемых источников энергии. Пока нет убедительных доказательств, что изъятие больших энергетических потоков из природной среды приемлемо и не окажет значимого влияния на климатические изменения.

Проблемой остается крупномасштабное развитие атомной энергетики. Произошедшие в последние годы аварии на атомных электростанциях (АЭС) со значительным выходом радиоактивности в окружающую среду существенно подорвали доверие к этой отрасли со стороны общественного мнения. В ряде стран приняты даже законодательные акты, ограничивающие ее развитие.

Как видно, создавшееся положение обладает большой неопределенностью в оценке развития конкретных энергетических отраслей даже в ближнесрочной перспективе. Многие из перечисленных выше проблем будущего энергетического строительства проявились почти одновременно и требуют как можно более скорого их преодоления.

Одновременно с ограничениями ресурсного характера значительно возросло число и значимость глобальных факторов неопределенности, обусловленных неравномерностью социально-экономического развития различных регионов мира. В настоящее время удельное потребление первичной энергии в развитых и развивающихся странах существенно выровнялось по сравнению с серединой прошлого века, когда это различие достигало 20–30 раз. Большое превышение численности населения в развивающихся странах, которые потребляли мало первичной энергии, над «золотым миллиардом», потребляющим большую долю первичной энергии, к настоящему времени значительно нивелировалось. Процесс глобализации, длившийся почти полвека, привел к тому, что сейчас именно развивающиеся страны становятся главными потребителями энергии и производителями товарной продукции. Это обстоятельство существенно влияет на мировую энергетическую политику, глобальную и региональную экономику, цены на ископаемое топливо, определение приоритетов будущего. Большую роль стали играть ярко выраженные экологические и климатические изменения, на активизацию которых болезненно реагирует общественное мнение. Очень большое напряжение продуцирует геополитический фактор. Он всегда присутствовал и имел большой вес, однако в последнее время его значимость выросла кратно.

С учетом всего перечисленного привычная методология прогнозирования, основанная на экстраполяции прошлого в будущее с добавлением небольших инноваций, кардинально не меняющих базовых положений отраслевых ориентиров развития, сейчас выглядит неубедительной.

В этой статье сконцентрировано внимание только на одной энергетической отрасли и предпочтительных направлениях ее эволюции – ядерной энергетике. С ней тоже не все так просто, как представлялось до обострения проблем радиационной безопасности, которые проявились после тяжелых аварий на АЭС. Прижившееся ранее благожелательное отношение к ядерной энергетике сейчас, к сожалению, кардинально поменялось, в ряде случаев вплоть до полного

отрицания будущего у этого направления. При всем многообразии причин, приведших к такому росту скептицизма относительно ядерной энергетики, главной причиной стали крупные аварии на АЭС и последствия, приведшие к радиоактивному загрязнению территорий.

Даже без выверенных, объективных указаний о вреде (большой частью незначительном) увеличения радиационной нагрузки на территорию негативные опасения общественности о допустимости таких ситуаций не удастся преодолеть в полной мере. Крупные техногенные аварии побудили некоторые страны переориентировать структуру энергетического развития в сторону от атомной генерации. Другие заметно сократили свои атомные амбиции. В настоящее время центр сторонников ядерной энергетики переместился из развитых стран в страны, именуемые ранее как развивающиеся. Осознание факта, что атомные технологии являются весьма престижным и потенциально привлекательным направлением, побуждает многие из них, по разным причинам, присоединиться к атомному сообществу, приобрести собственные АЭС и постепенно сформировать национальные ядерные компетенции.

Произошедшие тяжелые аварии на АЭС [1,2] явно указали, что радиоактивное загрязнение окружающей среды служит главным фактором опасности и без убедительного решения этой проблемы трудно рассчитывать на благосклонное отношение общества к атомной отрасли. Ужесточение требований безопасности атомной генерации привело к серьезному пересмотру базовых критериев проектирования генерирующих объектов. Далее эти требования распространились на работы с отработавшим топливом и возможностями его безопасного захоронения. Эта сторона вопроса сейчас обсуждается наиболее пристально и многогранно. Относительно перспективы предполагаемой в будущем структуры атомной энергетики с замкнутым топливным циклом требования высоких стандартов радиационной чистоты распространяются и на предприятия по переработке облученного ядерного топлива (ОЯТ), и, скорее всего, они окажутся еще более жесткими по мере практической реализации планов переработки ОЯТ в больших масштабах. Необходимость минимизировать риски, связанные с радиационным загрязнением окружающей среды, по всей видимости, и в перспективе будет одной из приоритетных задач, от решения которой в определяющей степени будет зависеть возможность представления обществу атомной энергетики в привлекательном виде.

С учетом более высоких требований по безопасности строительство новых АЭС сейчас сопровождается сооружением специальных прочных защитных оболочек (контайментов), препятствующих распространению радиоактивности в окружающее пространство, в том случае, если произойдет тяжелая авария. Конечно, усовершенствованы непосредственно и конструкции ядерных реакторов, что в преобладающей степени исключает физические причины возникновения катастрофических сценариев. В совокупности мероприятия, ориентированные на повышение безопасности АЭС, привели к такому положению, что численные оценки вероятности тяжелых аварий для современных станций, аварий, при которых в массовом порядке нарушается герметичное удержание радиоактивных изотопов в твэлах, составляют менее одной за миллион лет. Причем даже если такая авария случится, радиоактивного загрязнения окружающей территории не должно произойти. Защитные сооружения проектируются таким образом, чтобы не допустить распространения радиоактивности за пределы периметра площадки АЭС. Конечно, экспериментально проверить функционирование всего комплекса мероприятий, обеспечивающих безопасность АЭС, вряд ли удастся. Однако, опираясь на комплексные

математические модели, способные воспроизводить динамику развития аварий путем численного моделирования, есть основания полагать, что предлагаемые мероприятия повышения безопасности в большой степени подтверждают достоверность существующих оценок.

Казалось бы, что пройденный (почти полувековой) путь развития и эксплуатации АЭС, накопленный опыт и серьезная модернизация должны при новых требованиях по декарбонизации энергетической отрасли служить убедительным аргументом возрождения доверия к атомной генерации и росту заказов на новые строительства. Однако отношение к масштабному распространению атомной генерации по-прежнему остается настороженным. Основанием для этого является, в первую очередь, сохраняющийся скептицизм относительно безопасной эксплуатации генерирующих объектов. Кроме того, очень важным дополнительным ограничением служит необходимость создания надежной топливной базы для реакторов деления по причине ограниченности экономически приемлемых природных ресурсов делящихся изотопов [3].

### **Концепция замыкания топливного цикла АЭ**

Опасения, касающиеся надежной и безопасной работы АЭС, преодолеваются традиционным способом повышения надежности и безопасности технических устройств путем модернизации технических решений и практической демонстрацией достигнутых результатов в течение представительного времени безопасной эксплуатации АЭС. Одновременно с этим следует отметить и формирующуюся в настоящее время тенденцию к созданию реакторов небольшой мощности, примерно на порядок меньших по отношению к современным. Считается, что для таких реакторов экономика уступает реакторам большой мощности, однако их безопасность существенно выше. Доказательно взвесить преимущества и недостатки различных направлений в области реакторостроения, оптимизацию их мощности можно только на практике, поскольку АЭС представляет собой сложную и многопараметрическую систему, безопасность эксплуатации которой зависит в том числе и от человеческого фактора. Эволюционный процесс постепенного преобразования атомной отрасли и модернизации ядерных реакторов будет присутствовать постоянно при условии развития атомной энергетики, и со временем отбор оптимальных технических решений реализуется на практике.

Фундаментальной проблемой формирования крупномасштабной атомной энергетики (АЭ) остается вопрос надежного обеспечения топливом. Если ориентировать развитие исключительно на природные ресурсы урана, то, скорее всего, не следует говорить о больших мощностях атомной генерации. Запасов природного урана немного. Необходимо так называемое замыкание топливного цикла, при котором в топливный цикл постепенно вовлекается сырьевой изотоп уран-238 (или торий-232), запасы которого в сотни раз превосходят запасы делящегося изотопа уран-235. Чтобы использовать сырьевые изотопы, необходимо их конвертировать в делящиеся. Это получается, если сырьевой изотоп пополнится еще одним нейтроном. В результате радиационного захвата нейтрона ядром уран-238 оно быстро превратится в плутоний, а торий-232 – в уран-233. И плутоний, и уран-233 являются искусственными делящимися изотопами, такими же, как и природный изотоп уран-235. С этой целью в ядерном реакторе наряду с делящимся изотопом размещают и сырьевой изотоп, а часть нейтронов, образовавшихся при делении ядер, захватывается ядрами сырьевых изотопов. Так и образуется искусственный делящийся изотоп. Чем больше нейтронов будет потрачено на превращение сырьевых ядер в де-

лящиеся, тем больше получится нового топлива для реакторов деления. Лучшим вариантом для наработки нового топлива выступают реакторы с максимально жестким энергетическим спектром нейтронов (быстрые реакторы).

Концепция замыкания топливного цикла АЭ, в котором происходит наработка новых делящихся изотопов из сырьевых с использованием реакторов на быстрых нейтронах, разрабатывается очень давно, буквально с первых шагов развития гражданской атомной энергетики. В рамках этой концепции предполагается, что быстрые реакторы, обладая способностью расширенного воспроизводства топлива, будут производить делящихся изотопов из урана-238 больше, чем сжигать и снабжать новым топливом и себя, и тепловые реакторы, которые тоже будут присутствовать в системе. Считалось, что быстрые реакторы будут способны обеспечить коэффициент воспроизводства около 1,5 и выше, т.е. производить новых делящихся изотопов в полтора раза больше, чем количество разделившихся ядер. Они будут производить искусственное топливо (плутоний) из сырьевого изотопа (уран-238) в количестве, достаточном для них и тепловых реакторов, когда доля последних в системе будет немногим менее 50 %. Однако чтобы в быстрых реакторах получить много нового топлива, необходимо обеспечить их работу с высокой энергонапряженностью активной зоны, т.е. с высокой плотностью нейтронов. Это обстоятельство серьезно усложняет выполнение новых требований безопасности, активно внедряемых в практику после тяжелых аварий.

Постепенно концепция замыкания топливного цикла на основе быстрых реакторов с большим воспроизводством новых делящихся изотопов из сырьевых трансформировалась в сторону уменьшения параметров воспроизводства в быстрых реакторах и снижения доли реакторов на тепловых нейтронах в системе АЭ. Однако по-прежнему осталось условие организовать топливный цикл таким образом, чтобы топливо не задерживать долго перед его переработкой, где из облученного топлива выделяются вновь наработанные делящиеся изотопы и формируются новые топливные загрузки. Следует максимально сократить время выдержки ОЯТ во внешней части цикла (вплоть до 1–3 лет). Если это требование не удастся реализовать, быстрые реакторы не в состоянии будут обеспечить даже собственное развитие.

В целом концепция замыкания топливного цикла на основе расширенного воспроизводства в реакторах деления требует переработки ОЯТ с небольшой выдержкой после его облучения в реакторе. Это означает, что переработке будет подвергаться топливо с высокой радиоактивностью, радиоактивные продукты деления просто не успеют превратиться в стабильные изотопы в результате радиационного распада.

### **Переработка ОЯТ**

Как отмечено ранее, в ядерных реакторах деления единственный конструкционный элемент, который сохраняет герметичность и удерживает внутри себя все радиоактивные продукты деления, – это тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ). Чтобы из ОЯТ выделить вновь образовавшиеся делящиеся изотопы, этот герметичный элемент надо разрушить. В процессе переработки тепловыделяющие элементы и находящийся в нем ОЯТ растворяются с использованием специальных химических реагентов, после этого из раствора выделяются нужные изотопы, они возвращаются в топливный цикл. Выделяются и те, которые нужно захоронить (продукты деления (ПД)). При этом так же, как и в других ситуациях, где происходит разде-

ление компонентов смеси на фракции, будут образовываться безвозвратные потери, которые возникают по технологическим или экономическим причинам и представляют собой часть перерабатываемых материалов, контроль за которой не осуществляется. Можно сколь угодно тщательно отрабатывать технологии разделения, но избавиться от потерь полностью не удастся. Они могут быть очень маленькими, но все равно будут присутствовать. Даже несмотря на то, что вопросам минимизации потерь радиоактивных изотопов в процессе переработки ОЯТ уделяется самое пристальное внимание, величина их останется значимой. В качестве наилучшей перспективы полагают, что безвозвратные потери при переработке ОЯТ составят около 0.1 %. Скорее всего, это некоторая экспертная оценка. Найти в литературе подробное исследование этого процесса, т.е. образования, распространения и накопления безвозвратных потерь в окружающей среде, авторам статьи не удалось. Однако имея общие представления о процессах разделения или переработки многокомпонентных фракций других (не радиоактивных) материалов в промышленности, можно оценить трудности, которые нужно будет преодолеть, чтобы добиться более точной численной оценки потерь.

Потери обычно определяют как разницу между исходным и конечным (после переработки) количеством продукта. Продуктом в данном случае является количество радиоактивных изотопов, образовавшихся в ядерном топливе при облучении его в реакторе. Количество этих изотопов пропорционально энергии, которая была выработана в каждом твэле. Но определить энерговыработку конкретной кассеты или твэла совсем не просто. На практике эти величины берут из результатов расчётов, которые в лучшем случае позволяют надеяться на процентные точности. Не лучше обстоят дела и с определением баланса изотопов, а также количества разделяемых фракций после переработки. Конечно, не повышает точность в оценке потерь и использование большого количества разнообразных растворителей при экстракции изотопов, кратно превышающих массу исходного продукта. Здесь тоже не следует рассчитывать на высокие точности. Как исходя из современных точностей составов радиоактивного ОЯТ обосновать хотя бы 0.1 %, пока непонятно.

Сейчас популярным индикатором, на который ориентируются в определении баланса радиоактивности, считают количество радиоактивности, извлеченное из Земли при добыче природного урана. Находясь в природе, ядра тяжелых изотопов испытывают радиоактивный распад, исчезает одно ядро урана и образуется его дочернее ядро, которое тоже нестабильно и через некоторое время распадается. Завершается этот процесс ядерных превращений нестабильных ядер стабильным изотопом (свинцом). Таким образом формируется цепочка векового равновесия радиоактивных изотопов, суммарная радиоактивность которых примерно в 18 раз больше радиоактивности ядра урана. Суммарная радиоактивность такой цепочки урана составляет  $1,92 \cdot 10^{11}$  Бк/т (т - одна тонна ядер природного урана) [4], именно ее обычно и рассматривают в качестве радиоактивности, извлекаемой из природы. Если по каким-либо причинам исчезнет ядро урана (материнское ядро), не может сформироваться и цепочка нестабильных изотопов векового равновесия. Исчезнуть ядро урана может только в результате ядерной реакции деления, радиационного захвата или реакции испарения нейтрона (реакции  $(n, f)$ ,  $(n, \gamma)$ ,  $(n, xn)$ ). Наиболее значимой с точки зрения радиоактивности является реакция деления  $(n, f)$ . В результате деления материнского ядра вместо изотопов векового равновесия появятся продукты деления, как правило, это два нестабильных изотопа. В результате радиационного

захвата нейтрона ядром урана образуются более тяжелые ядра, обычно тоже нестабильные, часто их определяют как минорные актиниды. В результате ядерной реакции испарения ядра урана или тория превращаются в новые нестабильные ядра с массой, меньшей на количество испарившихся нейтронов. Они также претерпевают радиоактивные распады, постепенно эволюционируя к стабильным изотопам.

По сути, извлечение (или удаление) природной радиоактивности означает выделение из окружающей среды некоторого количества нестабильных изотопов и превращение их (посредством ядерных реакций) в другие изотопы, стабильные и нестабильные, с иной, отличающейся от природной, эволюцией.

Наибольшая радиоактивность облученного топлива обусловлена делением тяжелых ядер с образованием нестабильных осколков. При делении тяжелых ядер в ядерном реакторе через год после прекращения облучения (выгрузки ОЯТ из реактора) радиоактивность продуктов деления и минорных актинидов, образовавшихся из этой тонны, будет равна  $2 \cdot 10^{18}$  Бк/т (одна тонна ядер, вступивших в ядерные реакции). Т.е. в результате ядерных реакций деления с одной тонной тяжелых ядер образуется радиоактивность на семь порядков больше радиоактивности, которая могла бы появиться в природе в результате радиоактивного распада.

### **Замыкание топливного цикла для реакторов деления**

Следует привлечь внимание к следующему обстоятельству. Из количества добытого природного урана всего лишь немногим более 0,5 % будет разделено в ядерном реакторе при производстве энергии. Какая-то часть добытого урана будет положена в хранилища, какая-то – использована для нерреакторных целей, но весь этот не вступивший в ядерные реакции уран будет точно так же распадаться, как и уран, находящийся в природном месторождении. Например, для изготовления годовой загрузки реактора ВВЭР-1000 необходимо добыть примерно 180 тонн природного урана. Этот уран обогащают изотопом уран-235, изготавливают из него топливо, потом это топливо используют в реакторе для производства энергии и выгружают из реактора. Количество разделившихся тяжелых ядер в течение года в реакторе при производстве энергии равно приблизительно 1 тонне. Т.е. взяв 180 тонн тяжелых ядер урана, в природу возвращают 179 тонн тяжелых ядер. Таким образом, активность, извлеченная из природы, будет равна изъятию из месторождений с последующим делением 1 тонны ядер урана и образованию в реакторе 1 тонны продуктов деления и минорных актинидов. Сравнивая активность, удаленную из природы, с радиоактивностью новых изотопов, полученных в результате ядерных реакций в реакторе, следует под термином «радиоактивность, извлеченная из природы», понимать радиоактивность, которая получилась бы только от тех ядер, извлеченных из месторождения, которые участвовали в ядерных реакциях.

Теперь про потери. При переработке ОЯТ безвозвратные потери будут составлять 0.1 %, а их радиоактивность будет равна  $2,4 \cdot 10^{15}$  Бк/т, т.е. на четыре порядка больше в сравнении с радиоактивностью, образующейся в результате радиационного распада при добыче тонны тяжелых ядер природного урана. На рис. 1 представлены графики изменения радиоактивности двух фракций ОЯТ: продуктов деления и минорных актинидов, образовавшихся после деления или других ядерных реакций, произошедших в реакторе с одной тонной ядер природного урана. Отдельно учитывать активность минорных актинидов нет особой надобности. Обычно предполагается,



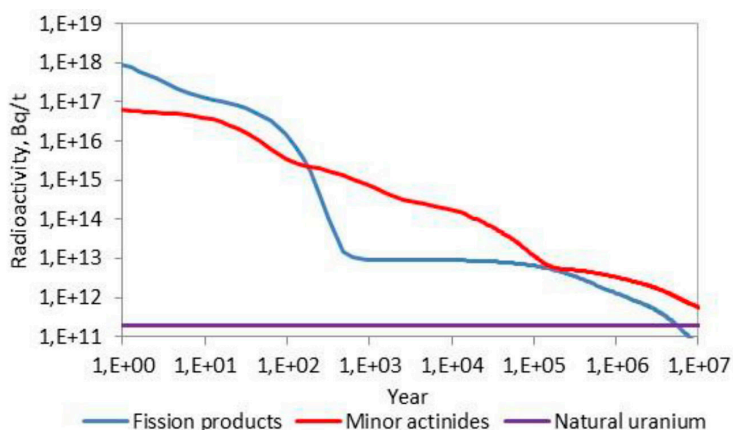


Рис. 1. Изменение радиоактивности ОЯТ, выгруженного из реактора ВВЭР, при выгорании 1 тонны тяжелых атомов

Fig.1. Change of VVER spent fuel's radioactivity at burnup of 1 ton of heavy nuclei

что они после выделения из ОЯТ будут возвращены в реакторное топливо и использованы в качестве делящихся изотопов с образованием продуктов деления. Горизонтальная линия на этом графике соответствует радиоактивности, образовавшейся в результате радиоактивного распада одной тонны урана. Очевидно, что радиационное равновесие между природным процессом естественного радиоактивного распада ядер урана и радиоактивностью из того же количества ядер урана после их деления в реакторе достигается не ранее нескольких миллионов лет.

В замкнутом топливном цикле, когда постоянно будет происходить переработка ОЯТ, накопление радиоактивности в окружающей среде следует соотносить с радиоактивностью безвозвратных потерь, а общее количество радиоактивности в окружающей среде можно получить из решения уравнения, приведенного ниже. В этом уравнении учтены поступление новых порций безвозвратных потерь, образующихся при переработке ОЯТ, и радиационный распад накопленных потерь:

$$\frac{dM_{FP}}{dt} = -\lambda_{FP}M_{FP} + R\varepsilon, \quad (1)$$

где  $M_{FP}$  – накопленная радиоактивность безвозвратных потерь,  $\lambda_{FP}$  – средняя по изотопам постоянная распада,  $R$  – радиоактивность перерабатываемого ОЯТ,  $\varepsilon$  – доля безвозвратных потерь.

Асимптотически равновесное значение накопленной радиоактивности будет равно

$$M_{FP} = R \cdot \varepsilon / \lambda_{FP}. \quad (2)$$

Такой характер изменения радиоактивности безвозвратных потерь приводит к накоплению радиоактивности в большом масштабе (рис. 2).

Переработка высокоактивного ОЯТ ведет к накоплению безвозвратных потерь, и их активность будет в сотни раз больше по отношению к активности того количества ядер природного урана, которые вступили в ядерные реакции. В конечном счете вся эта радиоактивность окажется в окружающей среде. Расчеты выполнены для потерь 0,1 %, насколько такая оценка

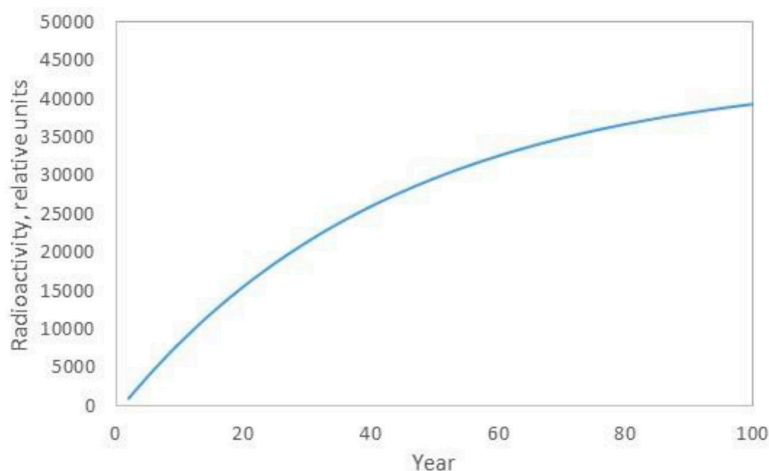


Рис. 2. Относительная радиоактивность безвозвратных потерь при постоянной переработке ОЯТ, отн.ед.

Fig.2. Relative radioactivity of uncontrolled losses at ongoing reprocessing of spent fuel, relative units

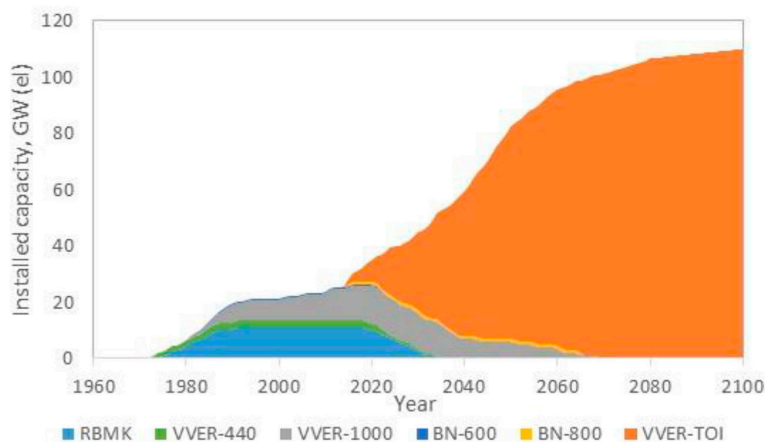


Рис. 3. Сценарный вариант развития АЭ РФ на период до 2100 года

Fig.3. Scenario of Russian nuclear energy system (NES) development up to 2100

достоверна, пока судить рано. Может оказаться, что безвозвратные потери существенно больше, например, в работе [5] они оцениваются в 0,5 %. Сказанное свидетельствует о том, что переработка высокоактивного ОЯТ представляет большой риск значительного радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Представленные выше оценки даны в академической форме и, возможно, недостаточно наглядны. По этой причине проведены расчеты для сценарного развития АЭ России до конца текущего века, близкого к официальным цифровым показателям «Энергетической стратегии» (рис. 3). Выполнены расчеты топливного баланса и радиоактивности, сопровождающей процесс энергопроизводства.

В данном сценарном варианте предполагается, что основной рост мощностей обеспечен строительством реактора ВВЭР-ТОИ, использующего в качестве топлива обогащенный уран,

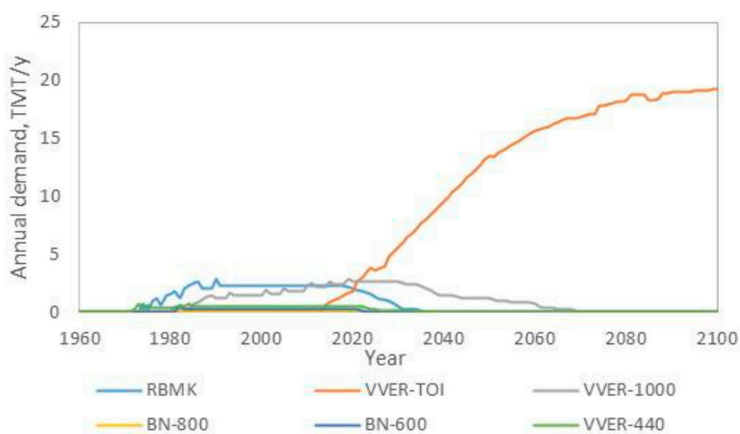


Рис. 4. Ежегодные потребности в природном уране, тыс.т/г

Fig.4. Annual natural uranium demand, TMT/y

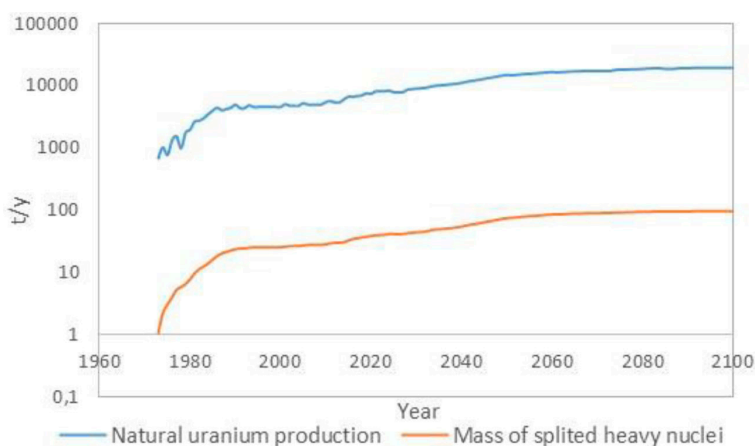


Рис. 5. Ежегодная добыча природного урана и количество разделившихся тяжелых ядер, т/год

Fig.5. Annual natural uranium production and mass of split heavy nuclei, t/y

полученный из природного урана. В этом случае годовые потребности природного урана представлены на рис. 4.

Количество тяжелых ядер, необходимое для выработки энергии, согласно рис. 5 примерно в сто раз меньше в сравнении с количеством добытого урана. Около 99,5 % урана, который был извлечён из природных месторождений, после его обогащения и использования топлива в реакторе по-прежнему остается в природе. Вероятно, он окажется не в том месте, откуда его извлекли, но на радиоактивность это влиять не будет. Тяжелые нестабильные ядра будут точно так же, как и ранее, испытывать радиоактивный распад, формируя цепочку векового равновесия.

Пока нет переработки ОЯТ, можно надеяться, что радиоактивные продукты деления, образовавшиеся в процессе облучения, останутся в герметичных твэлах. И если их герметичность сохранится длительное время, радиоактивного загрязнения окружающей среды не будет.

Сегодня в РФ работает одно предприятие по переработке облученного топлива – МАЯК. Ниже приведены расчеты в предположении, что с 1975 года по настоящее время на этом предприятии перерабатывается в среднем примерно 100 тонн ОЯТ в год из реакторов ВВЭР. Предполагается, что потери при переработке составляли 0.1 %. Рассчитаны количество разделившихся ядер урана, оказавшихся в виде ПД в радиоактивных отходах (РАО), и их радиоактивность. На рис. 6 приведено отношение радиоактивностей, полученных от безвозвратных потерь в результате переработки ОЯТ, и радиоактивности природного урана в количестве поделившихся тяжелых ядер, необходимых для реализации энергетической программы [8].

На предприятии МАЯК переработана лишь небольшая часть ОЯТ, полученного из разделившихся ядер тяжелых ядер, при этом радиоактивность от безвозвратных потерь оказывается существенно больше в сравнении радиоактивностью, которая получилась бы при радиационном распаде природного урана. После прекращения работы завода МАЯК в 2035 году даже к концу века радиоактивность от безвозвратных потерь останется в 1000 раз больше в сравнении с естественной радиоактивностью природного урана от разделившихся ядер.

Планы Росатома в настоящее время ориентированы на дальнейшее развитие замкнутого топливного цикла с переработкой высокоактивного ОЯТ. В этом направлении предполагается ввод в эксплуатацию опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по переработке ОЯТ с 2035 г. небольшой мощностью (около 250 т ОЯТ/год) и затем РТ-2. Обозначенные намерения: выделенный из ОЯТ плутоний использовать для изготовления МОХ-топлива и в тепловых или перспективных быстрых реакторах (рис. 7). Эти новации по переработке ОЯТ не окажут значимого влияния на экономию природного урана, они ориентированы на отработку технологий. Однако увеличение радиационной нагрузки на окружающую среду окажется существенным.

В рассматриваемом сценарии (рис. 7) доля реакторов, работающих на МОКС-топливе, достигает 5 %. С точки зрения экономии природного урана это позволяет на конец XXI века

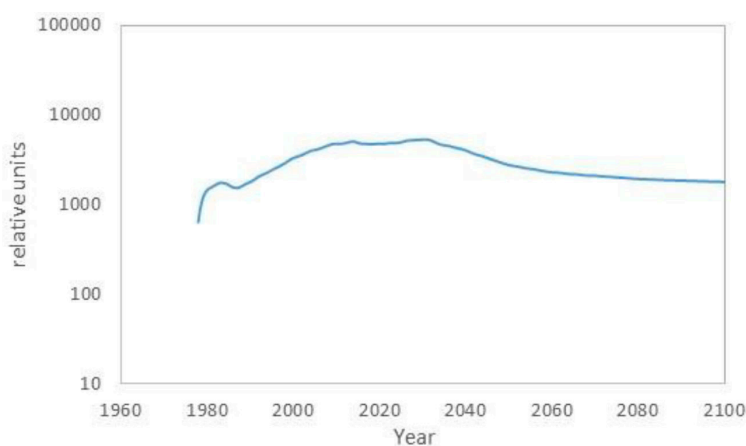


Рис. 6. Отношение радиоактивности безвозвратных потерь переработанного ОЯТ на ПО МАЯК к радиоактивности разделившихся ядер природного урана, необходимых для производства энергии

Fig. 6. Radioactivity of uncontrolled losses appeared during spent fuel reprocessing on FSUE “PA “Mayak” in relation to radioactivity of splitted part of natural uranium

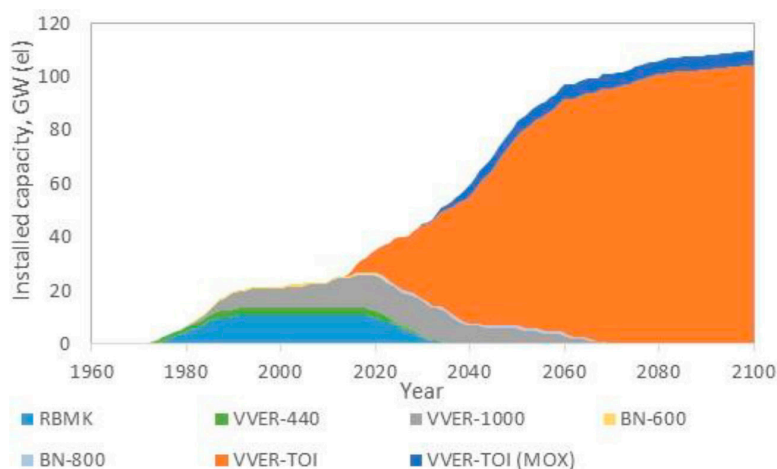


Рис. 7. Сценарный вариант развития АЭ РФ на период до 2100 года с использованием выделенного плутония в тепловых реакторах

Fig.7. Utilisation of reprocessed plutonium in thermal reactors' scenario for Russia

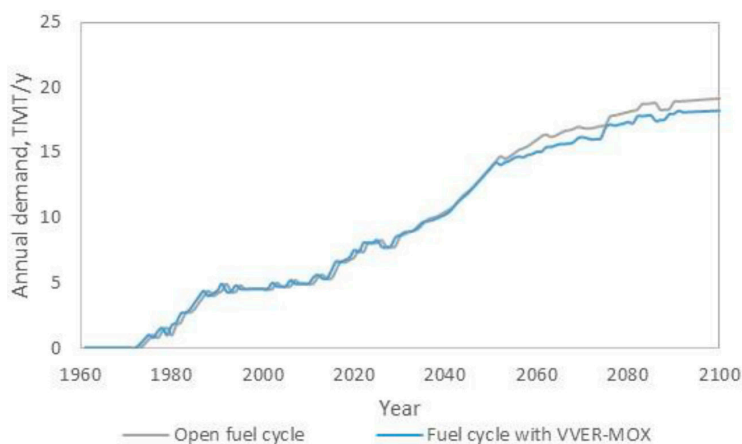


Рис. 8. Ежегодные потребности в природном уране для различных сценариев развития АЭ, тыс.т/г

Fig.8. Annual natural uranium demand for different scenarios of NES development, TMT/y

снизить ежегодные потребности в нем на 1000 т/год, или на 5 % по сравнению с открытым топливным циклом (рис. 8).

К 2100 г. мощности по переработке ОЯТ совместно (МАЯК, ОДЦ и РТ-2) смогут переработать 60000 тонн, т.е. около 40 % ОЯТ (полное количество ОЯТ – около 153000 тонн) тепловых реакторов. При этом относительно небольшое количество переработанного ОЯТ создаст существенную радиационную нагрузку по причине безвозвратных потерь при переработке.

Если будут введены в эксплуатацию ОДЦ и РТ-2, радиационная нагрузка на окружающую среду, обусловленная безвозвратными потерями ОЯТ, заметно увеличится (рис. 9).

В абсолютных единицах на 2100 г. величина годовой радиоактивности, которая накопится в безвозвратных потерях, будет составлять около  $7-10 \cdot 10^{15}$  Бк. Для оценки масштаба такой

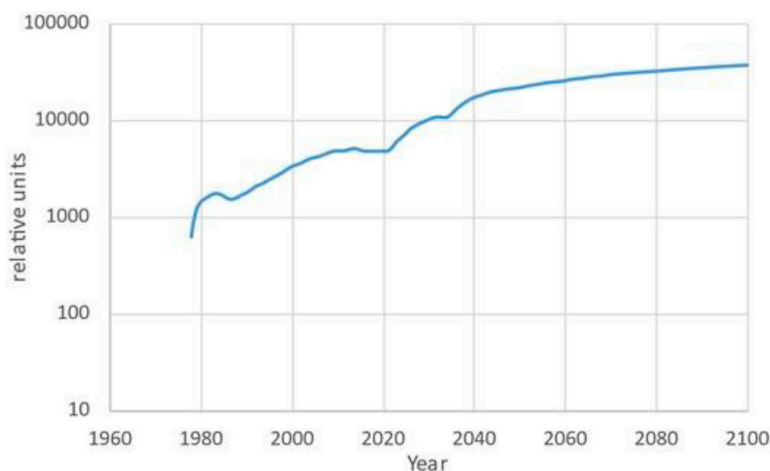


Рис. 9. Отношение радиоактивности от безвозвратных потерь переработанного ОЯТ на ПО МАЯК+ОДЦ+РТ-2 и радиоактивность природного урана от разделившихся тяжелых ядер, необходимых для реализации энергетической программы

Fig.9. Radioactivity of uncontrolled losses appeared during spent fuel reprocessing on FSUE “PA “Mayak”, ODC and RT-2 in relation to radioactivity of splitted part of natural uranium

радиационной нагрузки можно провести ее сопоставление с аналогичной величиной после Чернобыльской аварии. По оценкам [9], цезий-137 и стронций-90 являются двумя наиболее значимыми изотопами, препятствующими повторному заселению Чернобыльской зоны отчуждения. Их суммарная радиоактивность после аварии оценивается величиной  $85 \cdot 10^{15}$  Бк, что превышает радиоактивность от потерь при переработке ОЯТ. Однако если в случае Чернобыля это интегральный выброс радиоактивных изотопов, то радиоактивность от накопленных потерь – это постоянные годовые поступления, имеющие к тому же тенденцию к увеличению.

К 2100 г. активность потерь с ПО МАЯК, ОДЦ и РТ-2 оказывается в 20 раз больше по сравнению с активностью потерь на ПО МАЯК и почти в 40000 раз больше активности природного урана от разделившихся тяжелых ядер. Риск обнаружить такие радиационные нагрузки в окружающей среде высок, и это касается лишь 40 % переработанного ОЯТ.

Решением сегодняшнего дня, обеспечивающим наибольшую радиационную безопасность топливного цикла, является отказ от переработки высокоактивного ОЯТ из реакторов деления. Можно перерабатывать ОЯТ примерно после 300 лет выдержки. К этому времени его активность снизится примерно на три-четыре порядка, а радиоактивность, способная попасть в окружающую среду от безвозвратных потерь, несмотря на то, что они так же будут накапливаться, превысит радиоактивности удаленных из природы ядер урана в количестве сожжённых в реакторах при выработке энергии (см. 2). Это происходит оттого, что уменьшение активности ОЯТ, поступающего на переработку, ведет к пропорциональному уменьшению радиоактивности, накопленной от безвозвратных потерь.

По существу, сама технология процесса переработки ОЯТ подсказывает направление поиска допустимых вариантов замыкания топливного цикла и достижения приемлемого риска загрязнения окружающей среды. Необходимо отправлять на переработку ОЯТ очень длительной выдержки после облучения в реакторе либо с очень маленьким выгоранием топлива, чтобы со-

держание делящихся изотопов в местах конверсии сырьевых изотопов в делящиеся было минимальным. Это может быть достигнуто созданием конструкций, подобных промышленным реакторам, в которых накапливался плутоний для реализации военной программы. В запальной зоне реактора происходит деление ядер урана или плутония, а в бланкете размещается только сырьевой изотоп. Улетающие из запальной зоны нейтроны попадают в бланкет, где в ядерных реакциях захвата преобразуют сырьевой изотоп в делящийся [6]. При этом перегрузка топлива в бланкете осуществляется достаточно часто, чтобы продукты деления не накапливались и образующиеся при переработке потери не вели к значительному накоплению радиоактивности в окружающей среде.

Альтернативный вариант получения нейтронов, которые можно использовать для конверсии сырьевых изотопов в делящиеся, заключается в использовании для этой цели термоядерных источников нейтронов (ТИН).

### **Термоядерные реакторы для замыкания топливного цикла реакторов деления**

Возможный вариант организации замкнутого топливного цикла – это использование для конверсии сырьевых изотопов в делящиеся нейтронов, полученных не в результате реакции деления тяжелых ядер, а в результате реакции синтеза легких ядер дейтерия и трития. В реакторах деления одновременно с образованием нейтронов появляются и радиоактивные продукты деления. Образуется приблизительно два осколка в расчете на один нейтрон, который может быть использован для конверсии сырьевых изотопов в делящиеся. В современных быстрых реакторах сырьевой изотоп расположен в топливной матрице (например, диоксида урана) рядом с делящимся изотопом, из которого и получают радиоактивные осколки после его деления. По этой причине, чтобы выделить из облученного топлива вновь полученный делящийся изотоп, следует перерабатывать ОЯТ, в котором много продуктов деления. Это и создает большой риск радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Другие варианты наработчиков делящегося материала с использованием реакторов деления сейчас не рассматриваются несмотря на то, что ранее такие предложения были. Так, например, в работе [6] предлагался проект гетерогенного быстрого реактора с газовым охлаждением, в котором активная зона содержала только делящийся материал (плутоний), а все накопление новых делящихся изотопов происходило в бланкете. В этом случае можно организовать частые перегрузки в бланкете и отправлять на переработку ОЯТ с малой глубиной выгорания. Концепция этого реактора примерно такая же, как и промышленных реакторах, в которых нарабатывался плутоний для военных целей.

Использование для целей наработки нового ядерного топлива термоядерного реактора предполагает создание таких условий его работы, которые обеспечивали бы минимальное деление тяжелых ядер сырьевого изотопа, размещенного в бланкете. Одновременно с этим желательно, чтобы размножение термоядерных нейтронов происходило не за счет реакции деления, а за счет реакции испарения  $(n,2n)$  или  $(n,3n)$  – это пороговые реакции. Надо обеспечить условия, при которых термоядерный нейтрон, образовавшийся в активной зоне термоядерного реактора, вылетал бы в бланкет, где размещается сырьевой изотоп, с минимальной потерей энергии. Согласно расчетам получается, что наилучшим вариантом в качестве сырьевого яв-

ляется изотоп торий-232. Этот изотоп имеет большее сечение реакций испарения и примерно в пять раз меньшее деление в сравнении с ураном-238. Таким образом, размножение нейтронов на тории-233 будет происходить с минимальным образованием продуктов деления. Кроме того, образование нового делящегося изотопа урана-233 происходит с большой задержкой. После захвата нейтронов торием-232 быстро образуется изотоп протактиний-233, который впоследствии распадается (его постоянная распада – 27 дней) в уран-233, эта особенность опять же минимизирует количество реакций деления. Все это позволит с наибольшей безопасностью осуществлять переработку ОЯТ из blankets термоядерного реактора.

Как показывают расчеты [7], в blankets термоядерного реактора можно обеспечить значительную мультипликацию нейтронов. Их количество увеличивается в 2.6 раза, если в blankets расположен металлический торий, облучение blankets происходит термоядерными нейтронами с энергией 14 МэВ, blankets охлаждается гелием. Параметры термоядерного источника нейтронов выбраны таким образом, что энергия, которая в нем выделяется (термоядерная энергия, энергия радиационного захвата, небольшое деление в blankets), используется для покрытия собственных нужд ТИН.

Энергетическая программа использования термоядерного реактора, ориентированного на конверсию сырьевого изотопа в делящийся уран-233, который используется в реакторах деления в качестве топлива, представлена на рис. 10. В этом сценарии использование гибридного термоядерного реактора начинается с 2050 года с умеренным ростом до конца века (рис. 10).

Системные расчеты приведены для сценария с тепловыми реакторами, работающими на  $U^{233}$ , который получается в результате конверсии тория-232 в blankets термоядерного источника нейтронов. Доля тепловых реакторов в системе выбрана такой же, как и в варианте использования MOX топлива рис. 7. Т.е. оба варианта (с использованием MOX топлива и с использованием термоядерного источника нейтронов для конверсии тория в уран-233) потребляют одинаковое количество природного урана для реализации энергетической программы.

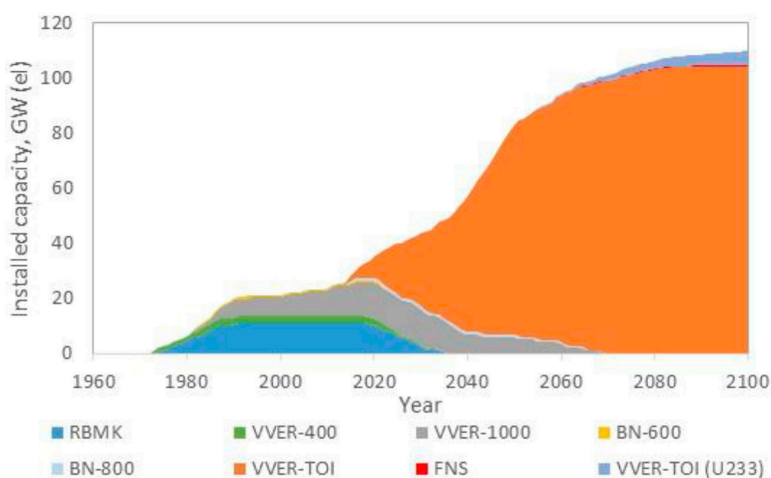


Рис. 10. Сценарный вариант развития АЭ РФ на период до 2100 г.

Fig.10. Fusion neutron source (FNS) scenario for Russian nuclear energy system up to 2100



Различие этих вариантов только в одном. В варианте с утилизацией плутония перерабатывается высокоактивный ОЯТ из ВВЭР с безвозвратными потерями 0.1 % радиоактивности. В варианте с U-233 переработка облученного топлива из blankets термоядерного источника организована в объеме, необходимом для получения нужного количества урана-233, потери при переработке этого облученного топлива тоже 0.1 %. В данном варианте считается, что работает только предприятие МАЯК до 2035 года, которое перерабатывает ОЯТ ВВЭР с безвозвратными потерями 0.1 %, и выделенный из этого ОЯТ плутоний используется для производства МОХ-топлива.

Согласно сценарию к концу XXI века мощности ТИН в структуре установленных мощностей АЭ составят 1,9 ГВт (тепл.). Как было сказано, реакторы ТИН не производят энергию для внешнего потребителя. Из тепловой энергии, которая выделяется в ядерных реакциях в ТИН, производится электроэнергия в количестве, достаточном для обеспечения собственных потребностей.

При переработке облученного топлива из blankets ТИН выделяется наработанный уран-233, который используется в качестве делящегося изотопа в реакторах деления. При этом радиоактивность, высвобождаемая при выделении одного грамма делящегося изотопа из blankets ТИН, более чем в сто раз меньше радиоактивности, высвобождаемой при переработке ОЯТ реакторов деления и выделении тоже одного грамма делящегося изотопа. На рис. 11 представлено сравнение радиоактивности, находящейся в безвозвратных потерях, для двух сценариев: в варианте развития АЭ только на основе реакторов деления и переработки высокоактивного ОЯТ и в варианте, когда наработка нового топлива для реакторов деления происходит в blankets термоядерных реакторов. В обоих вариантах переработка топлива на предприятии МАЯК продолжается до 2035 года. После этого в варианте с ТИН наблюдается снижение радиоактивности, обусловленной накоплением безвозвратных потерь. К 2100 г. радиоактивность, обусловленная накоплением безвозвратных потерь, в варианте с производством топлива в ТИН

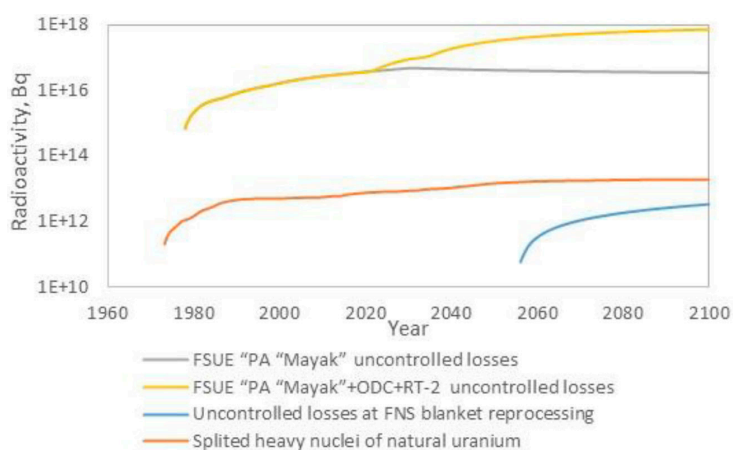


Рис. 11. Радиоактивность безвозвратных потерь в зависимости от мощности перерабатывающих заводов или активности ОЯТ для варианта ТИН

Fig.11. Uncontrolled losses' radioactivity depends on reprocessing plants capacity or spent fuel radioactivity for FNS scenario

почти на два порядка меньше в сравнении с переработкой высокоактивного ОЯТ ВВЭР. Следует отметить, что основная часть активности в варианте с ТИН обусловлена работой предприятия МАЯК до 2035 года. Накопление радиоактивности непосредственно от переработки облученного в бланкете термоядерного реактора сырьевого изотопа тория-232 практически не увеличивает радиационную нагрузку по отношению к природной радиоактивности урана.

Разделение процессов выработки энергии в реакторах деления и производства искусственного топлива в термоядерном реакторе имеет значимый синергетический эффект.

- Для реакторов деления. Их можно проектировать, ориентируясь на наилучшую адаптивность к внешней энергосистеме не только для целей электрификации, но и для других неэлектрических потребителей энергии различной мощности и типов в зависимости от потребительских предпочтений. Условия их работы будут определяться внешними требованиями, что, несомненно, повысит конкурентоспособность атомных станций как генераторов энергии.

- Для термоядерного источника нейтронов. Ввиду работы «на склад» можно существенно ослабить требования по непрерывности работы термоядерного источника нейтронов. С точки зрения энергоэффективности достаточно, чтобы термоядерная установка обеспечивала хотя бы половину потребностей на собственные нужды. Работа ТИН в существенной степени независима от внешних условий сети.

### Заключение

Сравнение двух вариантов развития ядерной энергетики предполагает, что в будущем основным топливным ресурсом станет искусственное топливо, полученное с использованием искусственных делящихся изотопов из сырьевых урана-238 или тория-232. Переход на искусственное топливо обусловлен ограниченной ресурсной базой природного урана, которая не позволяет ориентироваться исключительно на природные ресурсы для крупномасштабной ядерной энергетики. В других позициях рассмотренные варианты отличаются принципиально.

Рассмотрен вариант развития атомной энергетики на основе реакторов деления и замыкания топливного цикла с переработкой высокоактивного ОЯТ и достаточно коротким временем (несколько лет) выдержки его после облучения. Здесь принято развитие АЭ до 2100 г., когда масштабного ввода быстрых реакторов еще нет. В то же время происходит переработка ОЯТ тепловых реакторов. Выделенный из ОЯТ плутоний используется для изготовления МОХ-топлива и сжигания его в тепловых реакторах. Главная цель выполненных расчетов – показать накопление радиоактивности в безвозвратных потерях при переработке высокоактивного ОЯТ. Как показывают расчеты, переработка высокоактивного ОЯТ будет сопровождаться накоплением большой радиоактивности в безвозвратных потерях, что создаст большой постоянно присутствующий риск радиоактивного загрязнения окружающей среды. Это обстоятельство может стать главной причиной обеспокоенности по отношению к развитию АЭ.

Неважно, какой ОЯТ перерабатывается – из тепловых реакторов или из перспективных быстрых реакторов, безвозвратные потери при переработке обеспечат накопление в них большой радиоактивности, которая в конечном счете будет рассеяна в окружающей среде и создаст большой риск ее загрязнения до неприемлемого уровня. В выполненных расчетах принято, что безвозвратные потери ОЯТ составляют 0.1 % от количества перерабатываемого ОЯТ.

Важно следующее. Существующие планы и проекты строительства и ввода в эксплуатацию заводов по переработке ОЯТ не предполагают специальных мероприятий по воспрепятствованию загрязнению окружающей среды по причине образования безвозвратных потерь при переработке высокоактивного ОЯТ. Именно для демонстрации этой угрозы и проведены расчеты.

**По существу, выполненные расчеты показывают, что избавиться от риска значительного радиоактивного загрязнения окружающей среды при переработке ОЯТ нельзя, иначе как отказавшись от переработки высокоактивного ОЯТ.**

Вариант развития атомной энергетики на основе объединения в энергетический комплекс (ЯЭС) двух ядерных технологий – деления тяжелых ядер с выделением большого количества энергии и термоядерного синтеза – позволяет генерировать большое количество нейтронов без образования радиоактивных продуктов деления. В результате при накоплении единицы делящегося изотопа с использованием нейтронов из ТИН высвобождение радиоактивности будет более чем в сто раз меньше в сравнении с вариантом выделения того же количества делящегося изотопа из ОЯТ реакторов деления. В варианте ядерной энергетической системы (синтез-деление) реакторы деления обеспечивают производство энергии, а термоядерные реакторы – производство искусственных делящихся изотопов из ториевого сырья. Т.е. в этом варианте высокоактивный ОЯТ из реакторов деления не перерабатывается длительное время: до тех пор, пока риск радиоактивного загрязнения окружающей среды при его переработке не станет приемлемым. Принципиальным ограничением реализации этого варианта является отсутствие термоядерного источника нейтронов, хотя надежды на решение этой проблемы вполне обоснованы. Во Франции реализуется международный проект ИТЕР, пуск которого предполагается в 2025 году, что будет практической доказательной демонстрацией возможности создания установки с управляемым термоядерным синтезом.

Выбор стратегического направления развития ядерной энергетики на длительную перспективу в сложившихся условиях очевидно преждевременен. Чтобы ориентировать развитие в сторону переработки высокоактивного ОЯТ, необходимо провести тщательное исследование проблемы потерь при переработке ОЯТ с акцентом на выяснение потенциальных рисков на длительную перспективу. В современном проекте ПРОРЫВ эта проблема вообще не затрагивается, большая часть перспективных планов РОСАТОМа по отношению к развитию тепловых реакторов также ориентирована на работу в условиях замыкания топливного цикла с переработкой высокоактивного ОЯТ. Проблема радиационной безопасности для атомной энергетики и ее топливного цикла является ключевой. Без серьезного научного обоснования безопасности замкнутого топливного цикла нельзя приступать к строительству предприятий, ориентированных на промышленную переработку ОЯТ.

### Список литературы / References

[1] Онищенко Г.Г., Попова А.Ю., Романович И.К. Радиологические последствия и уроки радиационных аварий на Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима-1». *Радиационная гигиена*, 2021, 14 (1), 6–16 [Onischenko G. G., Popova A. Yu., Romanovich I. K. Radiological consequences and lessons of the Chernobyl NPP and «Fukushima-1» NPP radiation accidents. *Radiation Hygiene*, 2021, 14 (1), 6–16 (in Russian)].

[2] Арутюнян Р. В., Большов, Л. А., Боровой, А. А., Велихов, Е. П. *Системный анализ причин и последствий аварии на АЭС «Фукусима-1»*. Москва, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2018, 408 с. [Arutyunyan R. V., Bolshov L. A., Borovoy A. A., Velikhov E. P. *System Analysis of Causes and Consequence of the Fukushima-1 NPP Accident*. Moscow, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, 2018, 408 p. (in Russian)]

[3] Nuclear Energy Agency and International Atomic Energy Agency. *Uranium Resources, Production and Demand*, Paris, OECD Publishing, 2020, 484 p.

[4] Адамов Е. О., Ганев И. Х., Орлов В. В. Достижение радиационной эквивалентности при обращении с радиоактивными отходами ядерной энергетики. *Атомная энергия*, 1992, 73(1), 44–50 [Adamov E. O., Ganev I. Kh., Orlov V. V. Achievement of radiation equivalency in management of nuclear-power radioactive waste. *Atomic Energy*, 1992, 73(1), 44–50 (in Russian)]

[5] Ремизов М. Б., Блохин П. А., Борисенко В. П., Дементьева И. И., Козлов П. В., Самойлов А. А. Разработка алгоритма оценки радионуклидного состава остеклованных ВАО ФГУП «ПО» Маяк» для цели их безопасного захоронения. *Радиоактивные отходы*, 2018, 3(4), 102–110 [Remizov M. B., Kozlov P. V., Borisenko V. P., Dementeva I. I., Blokhin P. A., Samoylov A. A. Development of an Algorithm for Estimating the Radionuclide Composition of Vitrified HLW of FSUE “PA “Mayak” for the Purpose of Their Safe Disposal. *Radioactive Waste*, 2018, 3 (4), 102–110. (in Russian)].

[6] Фейнберг С. М. Бридеры с газовым теплоносителем как альтернатива жидкометаллическому теплоносителю. Идеология жесткого и мягкого спектров. Доклад на совещании экспертов МАГАТЭ по быстрым реакторам с газовым теплоносителем. Минск, 1972. Вена: МАГАТЭ, 1973, 21–63 [Feinberg S. M., “Gas-cooled breeders as an alternative to liquid-metal coolant. Ideology of hard and soft spectra,” Report at the IAEA Conference of Experts on Gas-Cooled Fast Reactors, Minsk (1972), *Gas-Cooled Fast Reactors*, Vienna (1973) IAEA-154, 21–63 (in Russian)].

[7] Бландинский В. Ю., Давиденко В. Д., Зинченко А. С., Моряков А. В., Родионова Е. В., Чукбар Б. К., Цибульский В. Ф. Энергетические перспективы термоядерного синтеза. *Атомная энергия*, 2020, 128(1), 37–40 [Blandinskiy V. Y., Davidenko V. D., Zinchenko A. S., Moryakov A. V., Rodionova E. V., Chukbar B. K., Tsibulskiy V. F. Energy Outlook for Thermonuclear Fusion. *Atomic Energy*, 2020, 128 (1), 37–40 (in Russian)].

[8] Энергетическая стратегия России на период до 2035 года. Распоряжение Правительства РФ от 09.06.2020 N 1523-р <Об утверждении Энергетической стратегии Российской Федерации на период до 2035 года>

[9] Nuclear Energy Agency. *Chernobyl: Assessment of Radiological and Health Impact*, Paris, OECD Publishing, 2002, 159 p.