

Анализ целесообразности внедрения электроядерной установки на АЭС с реакторами ВВЭР-1000 для трансмутации минорных актиноидов, накапливающихся в отработанном ядерном топливе

С. М. Денисов, Д. С. Зеленин
Белорусский национальный технический университет
Минск, Республика Беларусь
s.dzianisau@gmail.com

Аннотация — данная статья состоит из четырёх разделов. В первом разделе приведена общая информация об имеющейся проблеме и целях исследования. Во втором разделе кратко описаны базовые принципы трансмутации, а также перечислены основные элементы электроядерной установки. В третьем разделе описана методика проведения вычислительной части исследования, представлены ключевые результаты с соответствующими комментариями. Четвёртый раздел содержит основные выводы авторов и анализ полученных данных.

Ключевые слова — трансмутация; АЭС; ВВЭР-1000; электроядерная установка; минорные актиноиды.

Analysis of accelerator driven system implementation for transmutation of minor actinides accumulated in spent nuclear fuel on economic parameters of nuclear power plant based on WWER-1000

Siarhei Dzianisau, Dmitriy Zelenin
Belarusian National Technical University
Minsk, Belarus
s.dzianisau@gmail.com

Abstract — the article consists of four main sections. Section 1 contains basic information about problems that exist in the research field and authors' proposals how to solve them. Section 2 provides general principles of transmutation technology as well as description of accelerator driven system mentioned in this study. Section 3 provides research method details and main results of this study accompanied by authors' comments. Section 4 includes main conclusions of the study and analysis of main calculation results.

Keywords — transmutation; nuclear power plant; WWER-1000; accelerator driven system; minor actinides.

1. ВВЕДЕНИЕ

За более чем 50 лет активного использования мирного атома человечество не нашло надёжного и простого способа утилизации ядерных отходов. Существующие сегодня проекты хранилищ и могильников не выглядят надёжными, учитывая непредсказуемость их состояния даже на ближайшую тысячу лет. В то же время период полураспада многих радионуклидов составляет сотни тысяч лет – время, в течение которого они всё ещё будут опасны. В данной статье предлагается необычное решение проблемы – трансмутация наиболее опасных радионуклидов, которыми в первую очередь являются

минорные актиноиды (МА) – трансплутониевые элементы, образующиеся в процессе работы реактора. Одним из возможных вариантов применения этой технологии на практике является использование электроядерной установки (ЭЯУ).

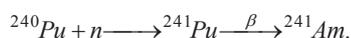
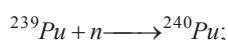
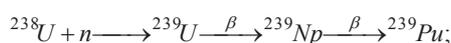
В качестве объекта исследования и анализа была рассмотрена ЭЯУ, описанная в [1]. Исходными данными для анализа послужили результаты расчёта технико-экономических показателей работы как непосредственно установки, так и группы энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000. Таким образом, объектом для анализа выступила полукрытая система, состоящая из атомных

электрических станций (АЭС), «производящих» отработанное ядерное топливо (ОЯТ), и ЭЯУ, для которой ОЯТ является загружаемым материалом. Предполагается, что при такой схеме обращения с ядерным топливом удастся существенно снизить нагрузку на предприятия по переработке ОЯТ, на хранилища радиоактивных отходов (РАО), что будет выражаться в первую очередь в экономии денежных и временных средств на сооружение соответствующих объектов и предприятий. В то же время целью данной работы не является вычисление экономического эффекта с этой точки зрения. Авторы исследования предполагают, что внедрение ЭЯУ, имеющей заявленные параметры, в систему АЭС с реакторами ВВЭР-1000 даже без учёта описанной экономии средств может быть экономически оправданным и конкурентоспособным по сравнению с иными источниками выработки электроэнергии. В качестве оппонента системе АЭС и ЭЯУ выбрана традиционная тепловая электрическая станция, работающая на природном газе.

II. ПРИНЦИП РАБОТЫ ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ В ИССЛЕДУЕМОЙ СИСТЕМЕ

A. Краткое описание технологии трансмутации

В основе идеи трансмутации лежат те же принципы, что и в основе работы ядерного реактора. МА в реакторе образуются при реакции поглощения нейтронов ядрами топлива. В качестве примера приведём цепочку превращений, при которой образуется ^{241}Am :



Идея трансмутации состоит в том, чтобы заставить ядро данного атома прореагировать с нейтроном или другой частицей таким образом, чтобы превратить его в другой, менее опасный элемент, или добиться его деления на менее опасные осколки. Это можно осуществить в энергетических ядерных реакторах (тепловых и быстрых), в исследовательских реакторах, в подкритических системах (к ним относятся ЭЯУ), а также используя нейтроны, образующиеся при синтезе дейтерия и трития в термоядерном реакторе. Более подробно с данными технологиями можно ознакомиться в [2], [3], [4].

B. Краткое описание принципа работы электроядерной установки в рассматриваемой системе

Электроядерная установка состоит из ускорителя заряженных частиц, мишени и реакционной камеры. Заряженные частицы под действием магнитного поля устремляются в мишень, представляющую собой пластину или цилиндр из тяжёлого металла (вольфрам или свинцово-висмутный сплав). В мишени происходят реакции эмиссии нейтронов, которые затем попадают в реакционную камеру, в которую загружены трансмутируемые элементы. Поскольку в данной статье рассматривается трансмутация МА, то в быстром спектре нейтронов, который формируется в ЭЯУ, данные элементы могут делиться. В результате их деления появляются вторичные нейтроны, которые также могут прореагировать с трансмутируемыми элементами. При этом специфика получившегося ядерного реактора такова,

что он не способен разогнаться лишь за счёт нейтронов, образующихся при делении МА. Таким образом, получившаяся система является подкритической (т.е. для работы нуждается во внешнем источнике нейтронов).

Важно упомянуть также энергетический потенциал ЭЯУ. В процессе работы происходит деление тяжёлых ядер и, как следствие, энергетический выход. Эту энергию посредством теплосъёма можно преобразовать в электрическую и использовать в энергосистеме.

Таким образом, ЭЯУ, обладающая определённой проектной электрической мощностью и соответствующей топливной загрузкой, будет работать в системе нескольких энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000. Зная, сколько МА производит ежегодно каждый энергоблок, мы можем определить количество реакторов ВВЭР-1000, которые могут обслуживаться одной ЭЯУ с заявленными параметрами.

III. ВЫЧИСЛЕНИЕ ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ РАССМАТРИВАЕМОЙ СИСТЕМЫ

Основные параметры рассматриваемой в данной статье ЭЯУ представлены в таблице I (в соответствии с [1]).

Таблица I. ПАРАМЕТРЫ ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ

Наименование параметра	Значение	
	Абсолютное значение	Размерность
Тепловая мощность установки	400	МВт
КПД преобразования тепловой энергии в электрическую	32	%
Электрическая мощность установки	128	МВт
Глубина выгорания топлива	150	МВт-сут/кг
Проектный срок службы	60	лет

Поскольку тепловая мощность прямо зависит от количества актов деления и глубины выгорания топлива, мы можем использовать данные по производительности ЭЯУ в [5] и вычислить количество перерабатываемых МА в год. Для установки мощностью 400 МВт (тепловых) получаем около 122 килограмм в год.

Для определения количества энергоблоков, МА которых могут перерабатываться в одной ЭЯУ заданной производительности, обратимся к [6]. При суммировании масс плутония, нептуния, америция и кюрия, образующихся за год работы реактора, получаем общее значение, составляющее 10,86 килограмм в год на один реактор ВВЭР-1000. Таким образом, целое количество энергоблоков, МА которых могут перерабатываться в обозначенной нами системе, можно найти, разделив производительность установки на выход загружаемых в неё продуктов из одного реактора. Одна установка, рассматриваемая в нашей системе, в соответствии с расчётами способна работать с 11 энергоблоками одновременно.

В качестве конкурирующего энергогенерирующего объекта выберем тепловую электростанцию (ТЭС), работающую на природном газе. Задача исследования – проверить возможность сохранения себестоимости 1 кВтч электроэнергии в исследуемой системе на уровне ниже, чем себестоимость электроэнергии на принятой ТЭС. В

соответствии с источником [7], примем наименьшее указанное значение себестоимости электроэнергии, в эквиваленте составляющее 9,18 цента за киловатт-час.

Себестоимость электроэнергии на АЭС вычисляется следующим образом. Согласно источнику [8], общие годовые затраты на АЭС состоят из отчислений на амортизацию, ремонт, зарплату эксплуатирующего персонала, топливо и прочих неучтённых затрат. При расчёте предполагаем, что энергоблоки будут установлены на различных площадках (т.е. удельные затраты на 1 кВт установленной мощности будут максимальными). Константами в расчёте выступают штатный коэффициент $k_{шт}=1,4$ чел/МВт и удельные капитальные затраты на сооружение 1 кВт установленной мощности $k_{\text{уд}}=5000$ у.е./кВт. Стоимость 1 кг свежего топлива определяется по данным [9] и для заданного обогащения 3,6% по ^{235}U составляет 2060 у.е./кг.

Для определения количества топлива, выгружаемого из реактора ежегодно, прибегнем к методике, основанной на взаимозависимости глубины выгорания топлива и массы выгружаемого из реактора топлива (подробно изложена в [10]). Зная процент обогащения топлива, глубину выгорания по рекомендации [10] примем равной 37,8 МВт-сут/кг. В результате получаем массу перегружаемого ежегодно топлива – для заданных параметров реактора она составит 40480 килограмм.

Таблица II. Вычисление себестоимости электроэнергии на АЭС

Наименование параметра	Значение	
	Абсолютная величина	Размерность
Мощность станции N	1000	МВт
Удельные капиталовложения $k_{\text{уд}}$	5000	у.е/кВт
Капиталовложения	5000	млн у.е
Срок службы станции	40	лет
КПД,	33	%
Число часов использования установленной мощности	7680	ч/год
Фактическая вырабатываемая электроэнергия	7680000000	кВт-ч/год
Штатный коэффициент	1,4	чел/МВт
Среднегодовая заработная плата	18000	у.е/год
Стоимость топлива	2060	у.е/кг
Расход топлива	40480	кг
Затраты на топливо в год	83,27	млн у.е
Отчисления на амортизацию	125	млн у.е
Отчисления на ремонт	37,5	млн у.е
Зарплата	25,2	млн у.е
Прочие затраты	37,54	млн у.е
Общие затраты в год	308,51	млн у.е
Себестоимость электроэнергии	0,0432	у.е/кВтч

Дальнейшие расчёты были проведены по вышеупомянутой методике [8], последовательность расчёта и результат представлены в таблице II.

Полученное значение себестоимости электроэнергии подтверждает первоначальное предположение авторов о

том, что потенциал для внедрения ЭЯУ в систему, состоящую из нескольких энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000, имеется. Дальнейшие расчёты производились исходя из предположения, что заданные в первоначальном условии 11 энергоблоков уже построены и функционируют. Таким образом можно оценить эффект от внедрения в функционирующую систему ЭЯУ заданного типа.

Затраты на сооружение и обслуживание ЭЯУ подробно описаны в [1]. В таблице III приведены их значения, а также используемые при расчётах рабочие параметры.

Таблица III. Основные издержки при сооружении и эксплуатации электроядерной установки и параметры её работы

Наименование параметра	Значение	
	Абсолютная величина	Размерность
Стоимость сооружения	285,7	млн у.е.
Стоимость переработки ОЯТ, выделения и упаковки МА для последующей трансмутации	89700	у.е./кг
Масса загруженного топлива	4160	кг
Общая стоимость первоначальной загрузки МА	373,15	млн у.е.
Добавочная стоимость загрузки ежегодно	22,43	млн у.е.
Срок наполнения электроядерной установки МА, вырабатываемыми заданным количеством реакторов	34,8	лет
Число часов работы установки в год	7680	ч
Общие издержки электроядерной установки в год	38,65	млн у.е.
Фактическая вырабатываемая электроэнергия	983040000	кВт-ч/год

Для вычисления себестоимости электроэнергии в полученной системе следует сложить все издержки и всю вырабатываемую электроэнергию. В результате себестоимость электроэнергии в системе составила 0,0433 у.е./кВтч. Столь низкое увеличение себестоимости обусловлено несколькими факторами. Во-первых, ежегодные общие издержки ЭЯУ примерно в 9 раз меньше, чем ежегодные общие издержки одного энергоблока рассматриваемой системы. Во-вторых, вырабатываемая на установке электроэнергия также способствует снижению общей себестоимости в системе.

IV. АНАЛИЗ ПОЛУЧЕННЫХ ДАННЫХ И ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Основываясь на данных, приведенных в таблице III, можно сделать несколько важных выводов.

Во-первых, поскольку ёмкость активной зоны (реакционной камеры) ЭЯУ значительно больше, чем масса МА, ежегодно выгружаемых из реакторов рассматриваемой системы, то строительство данной установки целесообразно осуществлять спустя некоторое время после пуска реакторов. У такого подхода есть несколько неоспоримых преимуществ, в частности, ОЯТ будет выдерживаться в течение нескольких лет, благодаря чему заметно снизятся его тепловыделение и активность, что облегчит обращение с ним и удешевит процесс переработки для последующей формовки и загрузки в трансмутационную установку. Кроме того, при должном

долгосрочном планировании сооружения подобного объекта есть возможность заложить стоимость его сооружения в цену электроэнергии, отпускаемой с АЭС, что, с учётом долгого срока наполнения установки (более 30 лет) позволит значительно снизить капитальные затраты на этапе строительства; стоимость электроэнергии в таком случае возрастёт незначительно.

Во-вторых, ЭЯУ является довольно мощным источником энергии. Вырабатываемой на такой установке электроэнергии достаточно для электроснабжения города или крупного промышленного объекта. В том случае, когда энергосистема рассматриваемой страны растянута в пространстве или размещена в нескольких часовых поясах, путём тщательного планирования можно выбрать место размещения установки в энергодефицитном районе и таким образом решить или, по крайней мере, уменьшить существующую проблему.

В-третьих, можно заметить, что капитальные затраты на строительство ЭЯУ меньше, чем затраты на её топливную загрузку. Поскольку технологии химической переработки топлива динамично развиваются, можно предполагать снижение стоимости переработки ОЯТ в будущем. Наличие действующей установки может послужить стимулом к дальнейшему развитию этой области знаний.

В различных источниках (в частности, в [11] и [12]) описывается перспективность использования ЭЯУ для трансмутации не только МА, но и долгоживущих продуктов деления ядерного топлива. В случае применения таких установок для этих целей можно добиться гораздо более значительного эффекта, в частности, избавиться от необходимости строительства сложных инженерных сооружений для долговременного хранения или окончательного многовекового захоронения наиболее опасных долгоживущих ядерных отходов. В то же время, эта возможность не рассматривалась в данном исследовании, поскольку выходит за его рамки.

Наиболее привлекательной частью использования ЭЯУ является тот факт, что она будет одинаково эффективной при использовании любого топливного цикла и любого ядерного топлива. К примеру, в некоторых странах мира существуют тенденции перехода с уран-плутониевого топливного цикла на уран-ториевый. Учитывая срок службы рассматриваемой ЭЯУ, который был представлен ранее в таблице I, в случае потенциального перехода государства на отличающийся от уран-плутониевого топливный цикл, установка не потребует радикальных модернизаций, изменится лишь способ переработки ОЯТ для последующей загрузки трансмутируемых элементов в ЭЯУ. Таким образом, строительство ЭЯУ представляется выгодным как в краткосрочной, так и в долгосрочной перспективе.

Список литературы

- [1] Rodriguez, I. M., Alvarez-Velarde, Fr., Martin-Fuertes, Fr. Analysis of advanced European nuclear fuel cycle scenarios including transmutation and economic estimates / *Annals of Nuclear Energy* vol. 70 p. 240-247, 2014.
- [2] Hu, W., Liu, B., Ouyang, X., Tu, J., Liu, F., Huang, L., Fu, J., Meng, H. Minor actinide transmutation on PWR burnable poison rods / *Annals of Nuclear Energy* vol. 77 p. 74-82, 2015.
- [3] Liu, B., Wang, K., Tu, J., Liu, F., Huang, L., Hu, W. Transmutation of minor actinides in the pressurized water reactors / *Annals of Nuclear Energy* vol. 64 p. 86-92, 2014.

- [4] Hong, B.G., Moon, S.Y. Transmutation characteristics of minor actinides in a low aspect ratio tokamak fusion reactor / *Fusion Engineering and Design* vol. 89, issue 11, p. 2523-2528, 2014.
- [5] Электронная версия книги «Развитие атомной энергетики и объединённых энергосистем» [Электронный ресурс]. – URL: <http://energetika.in.ua/ru/books/book-4/part-1/section-8/8-2> (дата обращения: 14.04.2015)
- [6] Бекман, И.Н. Радиохимия. Том 4. Ядерная индустрия и промышленная радиохимия. Учебное пособие. Издательство Онтонпринт, 2013 - 400 с.
- [7] Анализ стоимости электроэнергии в России, произведенной на разных типах станций [Электронный ресурс]. – URL: http://tcenavoproza.ru/community/new_detail.php?ID=6055 (дата обращения: 16.04.2015)
- [8] Маргулова, Т.Х. Атомные электрические станции. Москва, Высшая школа, 1978 – 360 с.
- [9] Стоимостные показатели ядерного топлива [Электронный ресурс]. – URL: <http://nuclearno.ru/text.asp?6991> (дата обращения: 16.04.2015)
- [10] Владимиров, В. И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. Москва, Энергоатомиздат, 1986 – 303 с.
- [11] Ripani, M. Neutron sources and transmutation of nuclear waste / *Annals of Nuclear Energy* vol. 62 p. 590-595, 2013.
- [12] Stanculescu, A. Accelerator Driven Systems (ADSs) for nuclear transmutation / *Annals of Nuclear Energy* vol. 62 p. 607-612, 2013

References

- [1] Rodriguez, I. M., Alvarez-Velarde, Fr., Martin-Fuertes, Fr. Analysis of advanced European nuclear fuel cycle scenarios including transmutation and economic estimates / *Annals of Nuclear Energy* vol. 70 p. 240-247, 2014.
- [2] Hu, W., Liu, B., Ouyang, X., Tu, J., Liu, F., Huang, L., Fu, J., Meng, H. Minor actinide transmutation on PWR burnable poison rods / *Annals of Nuclear Energy* vol. 77 p. 74-82, 2015.
- [3] Liu, B., Wang, K., Tu, J., Liu, F., Huang, L., Hu, W. Transmutation of minor actinides in the pressurized water reactors / *Annals of Nuclear Energy* vol. 64 p. 86-92, 2014.
- [4] Hong, B.G., Moon, S.Y. Transmutation characteristics of minor actinides in a low aspect ratio tokamak fusion reactor / *Fusion Engineering and Design* vol. 89, issue 11, p. 2523-2528, 2014.
- [5] Electronic version of a book titled “*Razvitie atomnoj jenergetiki i ob'edinyonnyh jenergosistem*” [Electronic source]. – URL: <http://energetika.in.ua/ru/books/book-4/part-1/section-8/8-2> (date of access: 14.04.2015)
- [6] Beckman, I.N. *Radiohimija. Tom 4. Jadernaja industrija i promyshlennaja radiohimij* [Radiochemistry. Part 4. Nuclear industry and industrial radiochemistry] Uchebnoe posobie. Izdatel'stvo Ontoprint, 2013 - 400 s.
- [7] Electric energy production cost in Russian Federation depending on the type of energy source [Electronic source]. – URL: http://tcenavoproza.ru/community/new_detail.php?ID=6055 (date of access: 16.04.2015)
- [8] Margulova, T.H. *Atomnye jelektricheskie stancii* [Nuclear Power Stations] Moskva, Vysshaja shkola, 1978 – 360 s.
- [9] Cost values of nuclear fuel [Electronic source]. – URL: <http://nuclearno.ru/text.asp?6991> (date of access: 16.04.2015)
- [10] Vladimirov, V.I. *Prakticheskie zadachi po jekspluatcii jadernyh reaktorov* [Practical problems of nuclear reactors' control] Moskva, Jenergoatomizdat, 1986 – 303 s.
- [11] Ripani, M. Neutron sources and transmutation of nuclear waste / *Annals of Nuclear Energy* vol. 62 p. 590-595, 2013.
- [12] Stanculescu, A. Accelerator Driven Systems (ADSs) for nuclear transmutation / *Annals of Nuclear Energy* vol. 62 p. 607-612, 2013.