

в трех якутских энергорайонах в этом случае составит 420 МВт.

Оптимизация пропускной способности межрайонных электрических связей приводит к росту в 1,5 раза по сравнению с текущим состоянием, что создает возможности для увеличения установленной мощности ветровых и солнечных электростанций до 100 МВт каждого типа, т.е. суммарно до 600 МВт во всех узлах. Таким образом, относительно базового варианта С.1 мощность возобновляемых источников энергии возрастает в данном случае в 2 раза.

Оптимизация мощности водородных электролизных установок с ростом их мощности в 3—4 раза (до 600 МВт) создает возможности для роста установленной мощности ветровых и солнечных электростанций до 300 МВт по каждому типу в каждом энергорайоне, т.е. суммарно до 1,8 ГВт в энергосистеме Республики Саха (Якутия). В этом случае возможные объемы ввода возобновляемых источников энергии возрастают в 6 раз по сравнению с базовым вариантом.

Поступила в Редакцию 18.08.22

УДК 621.039

К ВОПРОСУ О НАЧАЛЬНОМ ЭТАПЕ ЗАМЫКАНИЯ ЯТЦ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ

Тузов А.А. (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград),

*Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Мосеев А.Л. (АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск),
Симоненко В.А. (ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», г. Снежинск)*

e-mail: decouss@ippe.ru

Перевод ядерной энергетики России в режим двухкомпонентной ядерной энергетической системы с тепловыми и быстрыми реакторами в соответствии со стратегией развития является одной из основных целей Госкорпорации «Росатом» на ближайшие десятилетия [1, 2]. В настоящее время объективные технологические неопределенности, неясность темпов экономического развития страны, а также разные подходы к замыканию ядерного топливного цикла сохраняют возможности для вариативных сценариев достижения этой цели. Так, вводится целеполагание о замыкании топливного цикла внутри небольшой группы идентичных быстрых реакторов с использованием инфраструктуры промышленно-энергетического комплекса в режиме топливного самообеспечения и многократного рециклирования облученного ядерного топлива с максимально коротким временем выдержки [3]. Условия взаимодействия реакторов внутри одного такого комплекса при централизованном или пристанционном варианте топливообеспечения требуют специального рассмотрения. В другом подходе предлагается реализовать топливообеспечение быстрых реакторов с однократным использованием плутония из отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов, а переработку отработавшего топлива

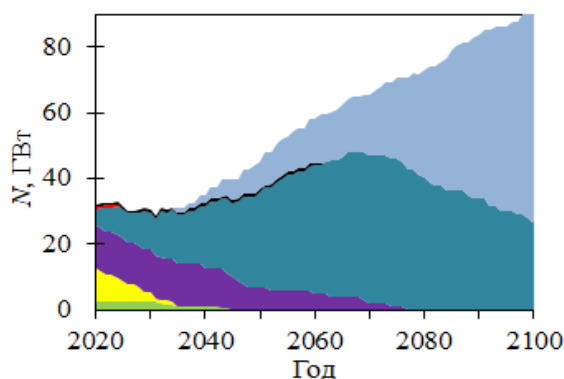
быстрых реакторов отложить, т.е., по сути, реализовать на начальном этапе открытый по плутонию топливный цикл [4]. Есть и другие предложения.

В этих условиях обоснованное планирование и реализация начального этапа замыкания ЯТЦ являются наиболее сложным и ответственным моментом выбора стратегии замыкания ЯТЦ не только отдельного реактора, но и топливного цикла системы ядерной энергетики в целом.

В настоящей статье оцениваются технико-экономические преимущества отложенной переработки отработавшего ядерного топлива быстрых реакторов по сравнению с вариантом немедленного рециклирования из него плутония.

Модельный сценарий развития ядерной энергетики России. Выбор наиболее эффективного варианта начального этапа замыкания ЯТЦ базируется на технико-экономическом анализе ввода в эксплуатацию быстрых натриевых реакторов. Вариант ускоренного внедрения реакторов со свинцовым теплоносителем БР-1200 не рассмотрен из-за отсутствия информации о его проектных характеристиках.

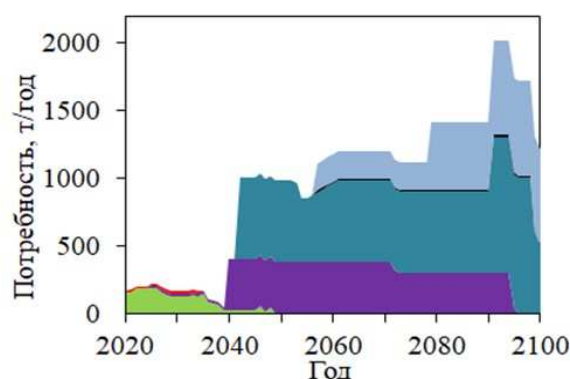
Исследование проводилось с использованием кода CYCLE — математического моделирования топливного цикла ядерной энергетичес-



Р и с. 1. Структура мощностей согласно сценарию ВВЭР + быстрые реакторы, работающие на урановом оксидном и смешанном уран-плутониевом топливе соответственно: ■ — БН-1200М; ■ — БН-600; ■ — БН-800; ■ — ВВЭР-1200/ТОИ; ■ — ВВЭР-1000; ■ — РБМК-1000; ■ — ВВЭР-440

кой системы [5]. Сценарий опирается на реакторные технологии ВВЭР и быстрых реакторов и топливные циклы, проверенные в эксплуатации. В соответствии с принятым сценарием на рис. 1 показана структура установленных мощностей ядерной энергетики страны до 2100 г., которая близка к базовому сценарию в [2]. В сценарии предполагается, что в 2035 г. вводится в эксплуатацию головной энергоблок БН-1200М на смешанном уран-плутониевом топливе со средним выгоранием выгружаемого топлива до ~13%. Затем до 2055 г. предполагается ввод малой серии (восемь энергоблоков) быстрых коммерческих реакторов БН-1200М с воспроизводящей прослойкой из обедненного урана. Для обеспечения установленных мощностей в базовом варианте стратегии [2] ввод тепловых реакторов типа ВВЭР на урановом топливе продолжается до 2070 г. После 2070 г. рост установленных мощностей обеспечивается вводом только БН-1200М. Реакторы ВВЭР-1200/ТОИ эксплуатируются до истечения их проектного ресурса примерно к 2130 г.

Несмотря на то, что ВВЭР нового поколения уже сейчас проектируются с возможностью работы как на урановом оксидном, так и на уран-плутониевом топливе, в данном сценарии эта опция не рассматривалась в связи с неопределенностью времени вовлечения смешанного уран-плутониевого топлива в ЯТЦ. Также не рассматривались варианты БН-1200 без воспроизводящей прослойки и на нитридном топливе. Предполагается, что отработавшее топливо тепловых реакторов, кроме РБМК-1000, перераба-

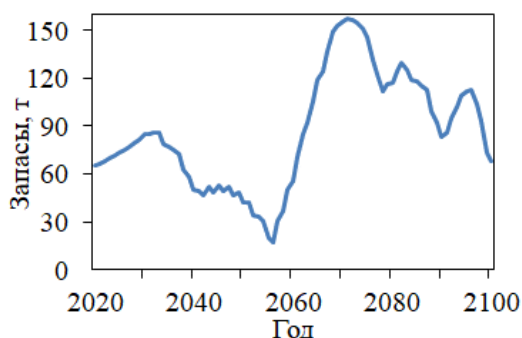


Р и с. 2. Структура потребностей в переработке отработавшего топлива для обеспечения плутонием БН-800 и БН-1200М: ■ — ВВЭР-440; ■ — ВВЭР-1000; ■ — ВВЭР-1200/ТОИ; ■ — БН-600; ■ — БН-800; ■ — БН-1200М

тывается, плутоний используется для изготовления топлива БН-800 и БН-1200М.

Перерабатываемые мощности и годовая производительность переработки отработавшего топлива тепловых реакторов выбираются из условия, что запасы выделенного плутония на складе не превышают ~100 т. На рис. 2 показана структура мощностей по переработке отработавшего топлива тепловых и быстрых реакторов, которые необходимы для обеспечения плутонием БН-800 и БН-1200М на период до 2100 г. Из этого же рисунка следует, что потребность в переработке отработавшего топлива быстрых реакторов с точки зрения нехватки плутония появится после 2055 г.

На рис. 3 показана динамика запасов плутония на складе с учетом его поставок на изготовление смешанного уран-плутониевого топлива для быстрых реакторов. При этом предполагалось, что количество плутония, выделенного на 1 января 2021 г., составляет ~60 т [6]. Видно, что к середине 2050-х гг. запасы плутония достигают минимума ~20 т, связанного с истощением



Р и с. 3. Динамика запасов плутония на складе на конец года

основного объема отработавшего топлива тепловых реакторов, однако достаточного для продолжения пуска еще нескольких БН-1200М. Очевидно, что это время можно трактовать как завершение начального этапа замыкания ЯТЦ ядерной энергетики и решения проблемы накопленного отработавшего топлива ВВЭР, а также как старт переработки отработавшего топлива быстрых реакторов.

Предполагаемая структура топливного цикла ядерной энергетики в течение начального этапа перехода к замкнутому ЯТЦ показана на рис. 4, из которого видно, что быстрые реакторы в этот период работают, по существу, в открытом по плутонию топливном цикле.

Оценка состояния складских запасов плутония в настоящее время, а также плутония, который будет накоплен в отработавшем топливе тепловых реакторов к 2035 г., показывает, что его количества достаточно для пуска головного энергоблока БН-1200М и продолжения его эксплуатации до окончания проектного ресурса 60 лет. Более того, плутония оказывается достаточно и для пуска еще нескольких серийных быстрых реакторов. Таким образом, дефицита плутония для быстрых реакторов, работающих на смешанном уран-плутониевом топливе, по крайней мере, до середины столетия не ожидается.

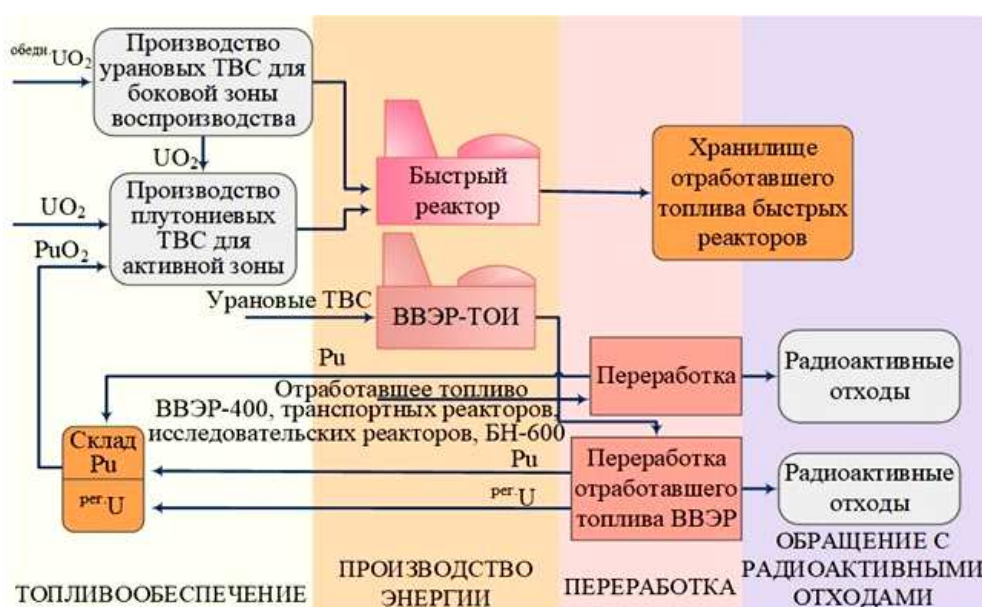
Известно, что быстрый реактор способен существенно улучшать изотопный состав загружаемого в него плутония, особенно с учетом

нарабатываемого в зонах воспроизводства ^{239}Pu [7]. Это свойство позволяет повторно использовать такой плутоний в тепловых реакторах даже после его однократного прохождения в составе смешанного топлива через PWR [8].

Выгрузка плутония из боковой зоны воспроизводства невелика ~ 100 кг/год и характеризуется сравнительно малым содержанием по отношению к воспроизводящему материалу, что может влиять на экономическую целесообразность его переработки. Поэтому при отсутствии дефицита плутония, а также в отсутствие заказа на корректировку его изотопного состава можно временно отказаться от боковой зоны воспроизводства. В этом случае исключаются топливные затраты на ее изготовление и переработку, а она заменяется на более дешевый стальной экран. В данном исследовании рассмотрим оба варианта: как с боковой зоной воспроизводства, так и со стальным экраном.

Правомерен вопрос — насколько экономически целесообразнее работать БН-1200М в открытом по плутонию цикле с отложенной переработкой отработавшего топлива по сравнению с вариантом постоянного рециклирования отработавшего топлива с малым временем выдержки. Рассмотрим стоимостные показатели для основных переделов замкнутого ЯТЦ — переработки отработавшего топлива и изготовления свежего и их зависимость от производительности соответствующих производств. Указанные переделы вносят наибольший вклад в топливные затраты АЭС.

Реальная удельная стоимость переделов ЯТЦ представляет собой коммерческую тайну переработчиков и производителей топлива и покупателей этих услуг. Поэтому известные стоимостные показатели представляют собой, как правило, экспертные оценки, которые получены по косвенным свидетельствам. Вследствие этого далее стоимостные показатели рассматриваются в относительных единицах.



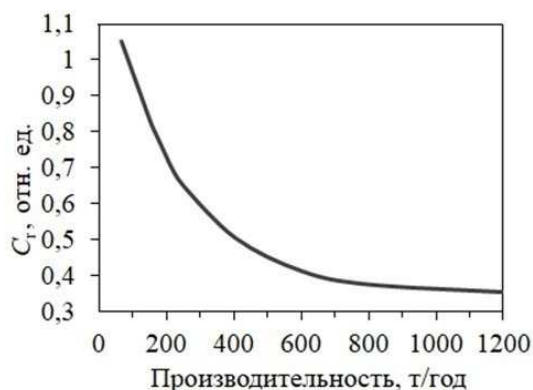
Р и с. 4. Структура замкнутого ЯТЦ начального этапа при переходе к двухкомпонентной ядерной энергетической системе

Переработка отработавшего топлива быстрых реакторов. Основная причина, по которой отложенная переработка может быть более целесообразна, — исключение высоких удельных капитальных затрат на сооружение малотоннажных и, следовательно, экономически менее эффективных производств по переработке и изготовлению топлива. Это может привести к заметному снижению ежегодных топливных затрат АЭС, снижению топливной составляющей стоимости и соответственно полной стоимости производства электроэнергии.

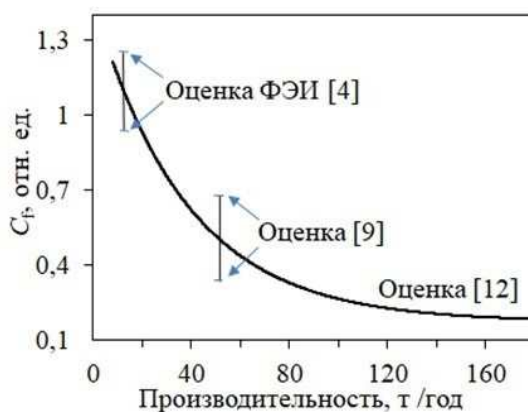
По оценкам специалистов ВНИИТФ и с учетом зарубежных данных [9, 10] построена качественная зависимость удельной стоимости переработки отработавшего топлива тепловых реакторов от производительности завода (рис. 5). При этом перерабатывается оксидное урановое топливо и используется водно-экстракционная технология переработки на базе пурекс-процесса. Переход к смешанному уран-плутониевому топливу при одинаковой используемой технологии и производительности завода увеличивает стоимость переработки отработавшего топлива на ~10% [11].

По данным работы [9], ссылающейся на многолетний опыт эксплуатации коммерческих предприятий, в том числе французских по переработке отработавшего топлива LWR, экономически оптимальным является производительность ~1000 т тяж. мет./год, что согласуется с данными рис. 5.

Изготовление смешанного уран-плутониевого топлива для быстрых реакторов. Удельная стоимость изготовления ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом, как и стоимость переработки, имеет очевидную зависимость от масштаба производства ядерного



Р и с. 5. Зависимость удельной стоимости переработки отработавшего топлива от производительности завода



Р и с. 6. Зависимость удельной стоимости производства ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом от производительности завода

топлива. Представление о такой зависимости дают исследования [12], результаты которого приведены на рис. 6. При этом имеет место значительный коридор неопределенностей, оцененный [9] и ФЭИ [4]. Из этих результатов следует, что экономически приемлемые топливные затраты производства по изготовлению ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом начинаются при числе энергоблоков типа БН-1200М не менее 6—9. В этом случае ежегодная потребность составляет около 70—100 т тяж. мет.

Для получения более корректной оценки роли быстрых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетической системе необходимо учитывать двухпродуктовый характер производства в быстрых реакторах — производство электроэнергии и наработка плутония для всей ядерно-энергетической системы, например, в соответствии с предложениями [13].

Оценка технико-экономической эффективности предлагаемых мероприятий на начальном этапе замыкания ЯТЦ. Сокращение инвестиционных затрат на создание объектов производственного назначения по переработке отработавшего топлива быстрых реакторов составит не менее 300—400 млн дол., что составляет ~25 млрд руб. на 2021 г. [14]. Отложенная переработка приводит к необходимости снабжения быстрых реакторов плутонием из отработавшего топлива ВВЭР. В таком случае будет интенсивно расходоваться отработавшее топливо тепловых реакторов, находящееся в хранилищах, которые после их надлежащей модернизации можно будет перевести под хранение отработавшего топлива быстрых реакторов.

Начальный этап замыкания топливного цикла занимает сравнительно короткий отрезок времени 20—25 лет по сравнению с полным жизненным циклом ядерного топлива ~100 лет. Поэтому чтобы выделить технико-экономические показатели, в том числе топливную составляющую стоимости именно на этом этапе, их необходимо учитывать через годовые топливные затраты. В противном случае при их учете через приведенные топливные затраты, которые обычно относят на весь жизненный цикл, влияние начального этапа будет в значительной степени распределено на эти 100 лет. Была принята следующая модель для расчета топливных затрат:

эксплуатируется головной энергоблок с БН-1200М последовательно при трех режимах среднего выгорания топлива — 90, 110 и 130 МВт·сут/кг тяж. мет.;

затем вводится малая серия из восьми энергоблоков с БН-1200М. Все энергоблоки этой серии эксплуатируются при среднем выгорании 130 МВт·сут/кг;

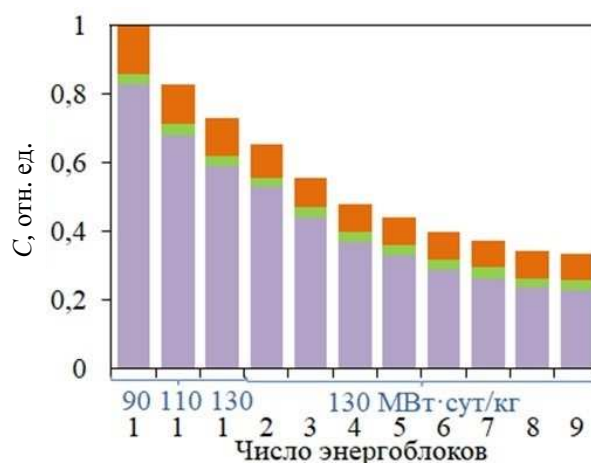
синхронно с учетом двухлетнего срока на изготовление начальных загрузок в соответствии с потребностями вводятся в эксплуатацию производства по изготовлению свежего и переработке отработавшего топлива;

удельные цены на изготовление ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом и переработку как функции от производительности заводов моделируются в виде непрерывных зависимостей (см. рис. 5, 6);

удельные цены на все остальные переделы топливного цикла приняты постоянными. Погрешности в топливных затратах, обусловленные этим допущением, невелики, что следует из их вклада в годовые топливные затраты.

В виде диаграммы относительная топливная составляющая стоимости показана на рис. 7 для трех случаев: полная с учетом переработки отработавшего топлива быстрых реакторов и боковой зоны воспроизводства, с учетом боковой зоны воспроизводства, но с отложенной переработкой отработавшего топлива, с учетом отложенной переработки отработавшего топлива и стальным экраном.

Отложенная переработка, а также увеличение среднего выгорания и числа энергоблоков БН-1200М приводят к снижению топливной составляющей стоимости на 20—30%. Вследствие



Р и с. 7. Зависимость топливной составляющей стоимости производства электроэнергии БН-1200М от среднего выгорания и числа блоков в системе: ■, ■, ■ — полная, без переработки, без переработки отработавшего топлива и отказа от боковой зоны воспроизводства соответственно

масштабного фактора на этапах изготовления смешанного уран-плутониевого топлива и переработки отработавшего при увеличении до девяти введенных в эксплуатацию энергоблоков топливная составляющая стоимости снижается примерно в 2 раза. Эффективность от замены боковой зоны воспроизводства на стальной экран существенно меньше и составляет от 3 до 10%.

Рекомендации по снижению топливных затрат на начальном этапе перехода к двухкомпонентной ядерной энергетической системе. Исходя из полученных результатов, может быть предложена следующая поэтапная схема начального этапа замыкания ЯТЦ:

ввод в эксплуатацию головного энергоблока БН-1200М и его работа при среднем выгорании 90 МВт·сут/кг тяж. мет. в совокупности с мало-мощным 10—15 т/год производством по изготовлению ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом;

последовательный по мере отработки технологий перевод головного энергоблока в режим эксплуатации при среднем выгорании 110 и 130 МВт·сут/кг тяж. мет.;

ввод малой серии реакторов БН-1200М в составе восьми энергоблоков с увеличением до ~60 т/год мощностей по изготовлению топлива;

продолжение эксплуатации серии из девяти энергоблоков без переработки до истощения плутония из отработавшего топлива ВВЭР и складирование отработавшего топлива быстрых

реакторов с временным отказом от переработки, по крайней мере, примерно до 2055 г.;

ввод в эксплуатацию специализированного производства по переработке отработавшего топлива быстрых реакторов производительностью не менее 200 т тяж. мет./год, что означает окончание начального этапа замыкания ЯТЦ.

Заключение. В условиях отсутствия дефицита плутония предлагается начать переход к двухкомпонентной ядерной энергетической системе с отложенной переработкой отработавшего уран-плутониевого топлива быстрых реакторов на период после 2050 г. Немедленная переработка этого отработавшего топлива нецелесообразна по экономическим причинам вследствие его незначительного количества, при отсутствии дефицита природного урана и плутония — отказ на время и от использования воспроизводящего бокового blankets.

Экономически оправданным для начального этапа замыкания ЯТЦ может быть сооружение 6—9 энергоблоков с БН-1200М. При сооружении единичного энергоблока вследствие масштабного фактора следует ожидать высокие топливные затраты в расчете на единицу произведенной электроэнергии.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Двухкомпонентная** ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. М.: Техносфера, 2016.
2. **Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Калугин М.А. и др.** К стратегии развития ядерной энергетики России. — Атомная энергия, 2019, т. 126, вып. 4, с. 183—187.
3. **Белая книга** ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами. Под общ. ред. Е.О. Адамова. М., АО «НИКИЭТ», 2020. 496 с.
4. **Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Мосеев А.Л.** Начальный этап замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики. Вызовы и возможные решения: Препринт ФЭИ-3297, 2022. 28 с.
5. **Калашников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М. и др.** Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла. — Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2016, № 1, с. 91—99.
6. **Communication** Received from the Russian Federation Concerning its Policies Regarding the Management of Plutonium. IAEA Information Circular: INFCIRC/549/add.9/21. Date: 05.11.2019.
7. **Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А. и др.** Корректировка изотопного состава плутония с помощью быстрых реакторов. — Атомная энергия, 2020, т. 129, вып. 5, с. 265—272.
8. **Eliseev V., Klinov D., Camarcat N. e.a.** On the possibility to improve mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors. — NUCET, 2020, v. 6, № 2, p. 131—135.
9. **Shropshire D., Williams K., Boore W. e.a.** Advanced Fuel Cycle Cost Basis. INL/EXT-07-1207, Rev.1, 2008.
10. **Spencer B., Cul G., Collins E.** Effect of scale on capital cost of nuclear fuel reprocessing. — In: Intern. Conf. GLOBAL 2003, p. 2255—2259 (CD).
11. **Shropshire D., Williams K., Boore W. e.a.** Advanced Fuel Cycle Economic Analysis of Symbiotic Light-Water Reactor and Fast Burner Reactor Systems. INL/EXT-09-15254, 2009.
12. **Stroll W.** Lessons Learned at the Karlsruhe and Hanau Plants for Future MOX Technology Developments. IJU/MD-001, 2002.
13. **Зродников А.В., Декусар В.М., Гурская О.С.** Системная топливная составляющая стоимости производства электроэнергии в двухкомпонентной ЯЭС с замкнутым уран-плутониевым ЯТЦ. — Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2021, № 3, с. 5—17.
14. **Кларк Дж.** Международные гарантии: точка зрения промышленности. — Бюл. МАГАТЭ, 1996, т. 38, № 4, с. 25—28.

Поступила в Редакцию 16.08.22

УДК 621.039

ТРИ ОСОБЕННОСТИ ДИНАМИКИ ПУЛЬСИРУЮЩЕГО РЕАКТОРА

Шабалин Е.П. (ОИЯИ, Дубна, Московская обл.)

e-mail: shab36@nf.jinr.ru

Пульсирующий реактор — это реактор, работающий в режиме часто и периодически повторяющихся импульсов мощности, длительность которых намного меньше периода их повторения, период повторения — намного меньше времени распада самых короткоживущих осколков деления — эмиттеров запаздыва-

ющих нейтронов. При этом фоновая мощность в промежутках между импульсами намного меньше средней мощности пульсирующего реактора. Периодический характер энерговыделения существенно изменяет связь как прямую, так и обратную между реактивностью и мощностью в сравнении с реакторами непрерывного