

# СИСТЕМНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРОВ В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

*Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А.,  
Коробейников В.В., Мосеев А.Л.*

*АО «ГНЦ РФ – ФЭИ им. А.И. Лейпунского»  
249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1*



Поэтапный перевод ядерной энергетики России в режим двухкомпонентной ядерной энергетической системы с тепловыми и быстрыми реакторами в едином замкнутом ЯТЦ позволяет решить ряд отложенных системных проблем современной энергетики.

Рассматриваются фундаментальные возможности двухкомпонентной ЯЭС, которые появляются благодаря наличию в ней коммерческих натриевых реакторов на быстрых нейтронах. За счет синергичного развития тепловых и быстрых реакторов предполагается получить экономический эффект, связанный с появлением в системе ЯЭ новых топливных услуг, таких как наработка и улучшение изотопного состава плутония для тепловых реакторов, трансмутация «внешних» минорных актинидов, наработка изотопов различного назначения, наработка водорода и т.д. Рассматривается также расширение экспортных возможностей России в части топливообеспечения как блоков, сооруженных по российским технологиям, так и зарубежных блоков с МОКС-топливом. В таком подходе важен анализ технико-экономических показателей не отдельных реакторов, а экономики целой системы, в которой быстрые реакторы благодаря свойственному им избытку нейтронов выполняют функции, необходимые для ядерной энергетической системы в целом. Сделана предварительная технико-экономическая оценка таких системных функций, предоставляемых быстрыми натриевыми реакторами.

**Ключевые слова:** двухкомпонентная система ядерной энергетики, отработавшее ядерное топливо, замыкание ЯТЦ, технико-экономическая оценка, дополнительные возможности, удельная приведенная стоимость производства электроэнергии.

---

© *Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А.,  
Коробейников В.В., Мосеев А.Л., 2024*

**Для цитирования:** Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л. Системные возможности быстрых натриевых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2024. – № 1. – С. 5–17. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.01>

### **ВОЗМОЖНОСТИ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В РЕШЕНИИ НАКОПЛЕННЫХ ПРОБЛЕМ ПРЕДШЕСТВУЮЩЕГО ЭТАПА**

Основу современной ядерной энергетики России составляют тепловые реакторы, работающие в открытом ядерном топливном цикле (ЯТЦ). Ядерная и радиационная безопасность действующих АЭС обеспечивается проектно-конструкторскими решениями и большим опытом эксплуатации. Решение проблем радиационной и экологической безопасности, высокоактивных отходов, сосредоточенных в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ), отложено до ввода в систему быстрых реакторов. На это время безопасность обращения с высокоактивными отходами гарантируется техническими условиями хранения ОЯТ в пристанционных, а затем в централизованных хранилищах.

Перевод ядерной энергетики России в режим двухкомпонентной с тепловыми и быстрыми реакторами и замкнутым ЯТЦ является стратегической целью Госкорпорации «Росатом» на ближайшие десятилетия [1–6]. В этой связи задача по замыканию топливного цикла тепловых и быстрых реакторов на опытно-промышленном уровне в единый топливный цикл выходит на первый план. Такая двухкомпонентная система помимо производства электроэнергии позволит решить следующие системные проблемы ядерной энергетики России [3–6]:

- накопление ОЯТ тепловых реакторов;
- накопление ОЯТ, возвращаемого от зарубежных АЭС, построенных по российским проектам;
- неэффективное использование весьма ограниченной сырьевой урановой базы;
- накопление в ОЯТ минорных актинидов и других долгоживущих высокоактивных отходов в результате деятельности тепловых реакторов.

Кроме того переход к двухкомпонентной структуре даст возможность реализовать крупные инновационные технологические и коммерческие проекты, такие как

- обеспечение долгосрочного и надежного топливообеспечения ядерной энергетики за счет перехода от уранового топлива к МОКС-топливу;
- реализация многократного рециклирования плутония в двухкомпонентной ядерной энергетической системе;
- оптимизация запаса плутония в глобальной системе ядерной энергетики с тепловыми и быстрыми реакторами;
- расширение экспортных возможностей Госкорпорации «Росатом» за счет предоставления зарубежным заказчикам услуг в области заключительной стадии топливного цикла (улучшение изотопного вектора плутония, утилизация минорных актинидов и др.);
- наработка медицинских, технологических и энергетических изотопов, включая  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ;
- участие в коммерческом производстве водорода и др.

В зависимости от функциональных задач быстрые реакторы могут подразделяться на несколько групп, по примеру того, как это сделано в работе [7] для быстрых реакто-

ров, предназначенных для производства электроэнергии, с одной стороны, и реакторов, предназначенных для выжигания минорных актинидов, с другой стороны. В российской ядерной энергетической системе дополнительно к этим типам реакторов могут появиться специализированные быстрые реакторы для наработки топлива для быстрых и тепловых реакторов, реакторы для улучшения («облагораживания») изотопного состава плутония от тепловых реакторов [8, 9], реакторы для производства различных изотопов как в активной зоне, так и в зонах воспроизводства и другие. Проекты перечисленных типов реакторов могут отличаться с учетом специфики решаемых задач и соответствующих технических требований к топливу, активной зоне и топливной инфраструктуре. В некоторых случаях сочетать названные выше функции в одной активной зоне оказывается проблематично.

В настоящее время в качестве технологической базы для такой многофункциональной компоненты развивающейся ядерной энергетике могут рассматриваться только серийные быстрые натриевые реакторы большой мощности [5, 10], которые наряду с производством электроэнергии способны обеспечить замыкание единого с тепловыми реакторами топливного цикла и решить перечисленные выше задачи. Следует отметить, что подобные качества быстрых натриевых реакторов (в частности, с МОКС-топливом) являются следствием их способности к расширенному воспроизводству ядерного горючего при работе с плутонием любого изотопного состава, встречающегося в ядерной энергетике, при отсутствии избыточных ограничений по запасу реактивности.

Синергичное взаимодействие двух компонентов на основе тепловых и быстрых реакторов, при котором эти реакторы являются не конкурентами, а партнерами, позволит системе развиваться более эффективно и динамично, чем современная ядерная энергетика. На рисунке 1 в качестве примера показана структура мощностей одного из рассматривавшихся сценариев развития двухкомпонентной ядерной энергетической системы. На рисунке 2 показана организация в ЯТЦ возможной миссии по «облагораживанию», где плутоний всех реакторов после регенерации поступает на централизованный склад.

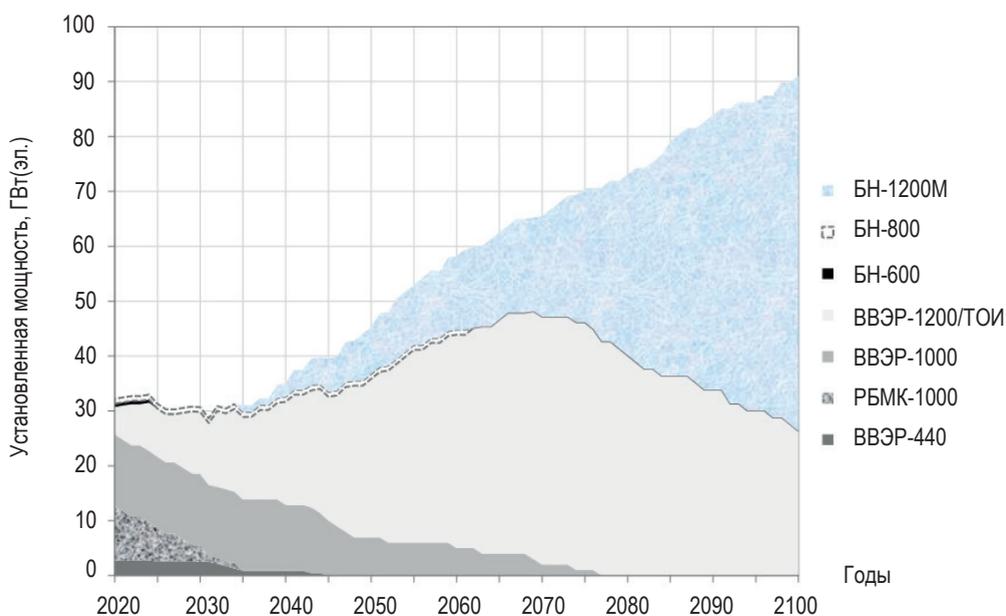


Рис. 1. Структура мощностей в двухкомпонентном сценарии с тепловыми и быстрыми реакторами

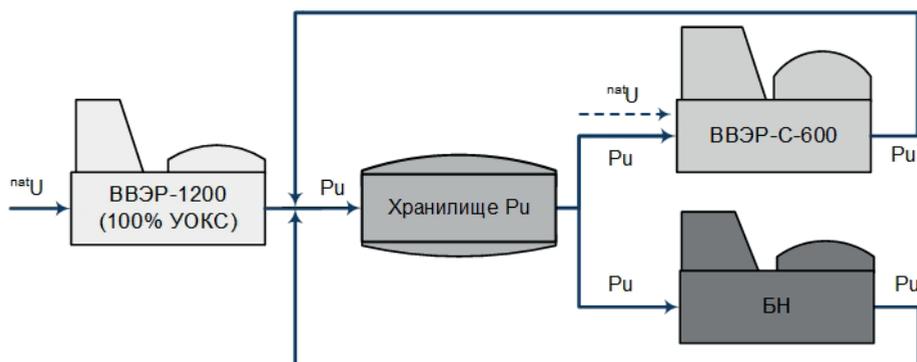


Рис. 2. Организация ЯТЦ на основе мультирециклирования плутония в тепловых и быстрых реакторах (УОКС – урановое оксидное топливо)

При обосновании сценариев развития сравнивать следует эффективность систем [4], а не отдельных энергоблоков. При этом необходимо учитывать не только экономические критерии, но и инфраструктурные задачи отрасли и страны, которые сможет решить двухкомпонентная система энергетики по сравнению с однокомпонентной. Эти решения инфраструктурных задач должны быть оценены и выражены в материальных и стоимостных показателях.

Например, переработка отработавшего ядерного топлива быстрых реакторов может стать экономически выгодной только при достаточно большом его количестве, обеспечивающем мощный комплекс переработки. При этом весь плутоний тепловых реакторов предварительно должен быть «пропущен» через быстрые реакторы [11]. Другим критерием для выбора времени начала переработки ОЯТ быстрых реакторов может быть недостаток плутония для интенсивно развивающейся двухкомпонентной ядерной энергетики. На рисунке 3 показана потребность в переработке ОЯТ реакторов БН-800 и БН-1200М исходя из условия топливообеспечения в рассматривавшемся сценарии. При этом учитывались

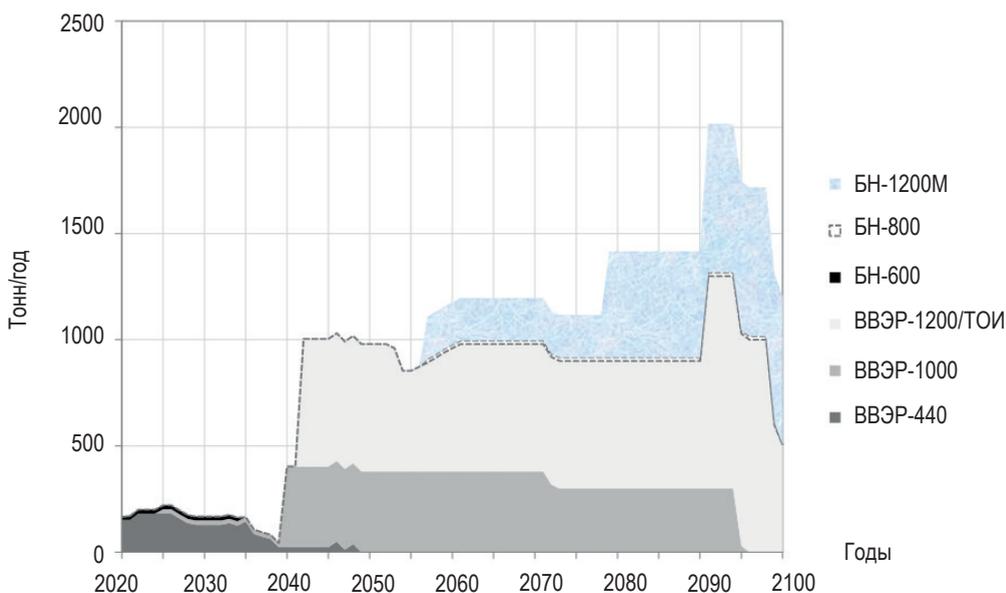


Рис. 3. Структура потребностей в переработке ОЯТ с целью обеспечения плутонием быстрых реакторов

61 т уже выделенного к 2020-ым гг. плутония, а также требование минимизации его запаса на складе. Из рисунка 3 видно, что потребность в переработке ОЯТ быстрых реакторов в рассматриваемом сценарии возникает после 2055 г.

Сюда же относится вопрос наличия у коммерческого быстрого реактора бокового воспроизводящего экрана. Воспроизводящий экран позволяет получать плутоний с низким содержанием высших изотопов, улучшать изотопный состав плутония из ВВЭР [5, 6] (в том числе из зарубежных PWR на смешанном уран-плутониевом топливе) и тем самым организовать многократный рецикл плутония в системе быстрых и тепловых реакторов. Это позволит последним работать в условиях дефицита дешевого природного урана.

При отсутствии необходимости в этих опциях, а также из соображений баланса плутония в системе возможен временный отказ от бокового воспроизводящего экрана с его заменой на более дешевый стальной [11]. Кроме того возможно использование бокового экрана для выполнения других функций, например, наработки изотопов или выжигания минорных актинидов [12, 13].

Для выбора стратегии обращения с минорными актинидами требуется выполнение НИОКР в обоснование технологических, материаловедческих, нейтронно-физических аспектов, вопросов ядерной и радиационной безопасности. Кроме того необходимо исследование системных проблем, связанных с обращением отработавшего ядерного топлива и минорных актинидов в ядерной энергетической системе в целом, в том числе с учетом возврата зарубежного ОЯТ [14]. В связи с этим преждевременно ставить задачу полномасштабного коммерческого рецикла минорных актинидов в первом БН-1200 – на нем должны быть опробованы и продемонстрированы будущие технологии их утилизации. Вместе с тем, оценки [15] показывают, что именно использование бокового экрана БН-1200М для размещения америция в мишенях с замедлителем может оказаться наиболее эффективным способом его выжигания по сравнению не только с гомогенным размещением в топливе, но и с его выжиганием в специализированных реакторах.

Кроме того наработка медицинских, технологических и энергетических изотопов ( $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и др.) в облучательных устройствах с замедлителем, располагаемых в боковом экране, может стать коммерчески значимой задачей для реакторов БН-1200М особенно в условиях массового вывода реакторов РБМК из эксплуатации.

Задачей будущего может стать наработка в ториевом боковом экране быстрого реактора изотопа  $^{233}\text{U}$  для последующего его использования в тепловых реакторах [16]. При этом переработку сборок, содержащих облученный торий, можно отложить до тех пор, когда  $^{233}\text{U}$  будет востребован. В то же время такое решение исключает бесполезную трату нейтронов, которая свойственна предложению заменить урановый радиальный бланкет на стальной.

Еще одно новое направление развития быстрых реакторов – атомно-водородная энергетика. В настоящее время водородная энергетика рассматривается как одно из ключевых направлений в рамках программ по декарбонизации и достижению углеродной нейтральности. Общий объем годового производства водорода в мире сейчас оценивается в 55–70 млн. т при совокупном среднегодовом темпе роста в 1,6% [17], и единственной возможностью глобального перехода к чистой водородной энергетике является использование энергии ядерных реакторов. При рассмотрении путей развития атомно-водородной энергетике перспективным считается тепловой реактор ВТГР [18], являющийся источником высокопотенциального тепла для производства водорода методом паровой конверсии метана. Другой технологией производства водорода, уже освоенной в промышленном мас-

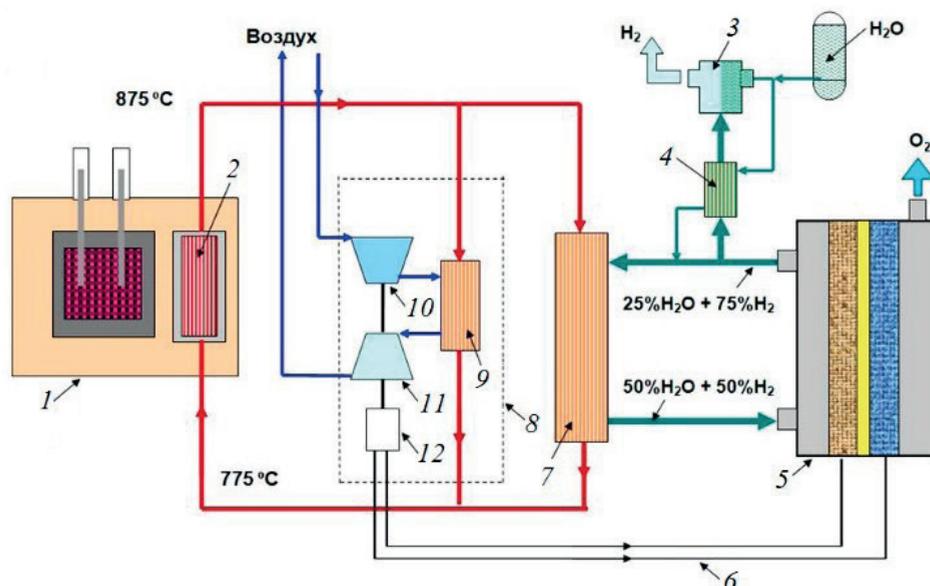


Рис. 4. Схема реакторной установки для производства электроэнергии и водорода на основе технологии твердооксидного электролиза воды: 1 – быстрый реактор; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – сепаратор водорода; 4 – теплообменник; 5 – твердооксидный электролизер; 6 – электроэнергия на электролизер; 7 – парогенератор; 8 – газотурбинная установка; 9 – теплообменник; 10 – компрессор; 11 – турбина; 12 – электрогенератор

штабе, является электролиз воды, для которого требуется источник дешевого электричества и перегретого водяного пара.

Реализация масштабного производства водорода с помощью ядерной энергии тепловых реакторов потребует существенного дополнительного расхода природного урана, что может значительно изменить технико-экономические показатели ядерной энергетики или даже стать ограничительным фактором ее развития. Сегодня Стратегия развития ядерной энергетики не учитывает в своих балансовых моделях фактора атомно-водородной энергетики. Выходом является ускоренное развитие реакторов на быстрых нейтронах с необходимым коэффициентом воспроизводства вторичного ядерного горючего и температурой натрия, повышенной до 700°C и более, что позволит расширить используемые ресурсы природного урана и стать источником высокопотенциального тепла для различных энергетических применений [19]. На рисунке 4 в качестве одного из возможных примеров приведена схема реакторной установки с быстрым реактором для производства электроэнергии и водорода на основе технологии высокотемпературного электролиза воды с помощью твердооксидного электролизера [20].

## ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ОЦЕНКИ НЕКОТОРЫХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ, ПРЕДОСТАВЛЯЕМЫХ БЫСТРЫМИ РЕАКТОРАМИ В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ СИСТЕМЕ

Оценим некоторые перечисленные выше возможности, которые предоставляют быстрые реакторы в двухкомпонентной ядерной энергетической системе, на примере перспективного реактора БН-1200М.

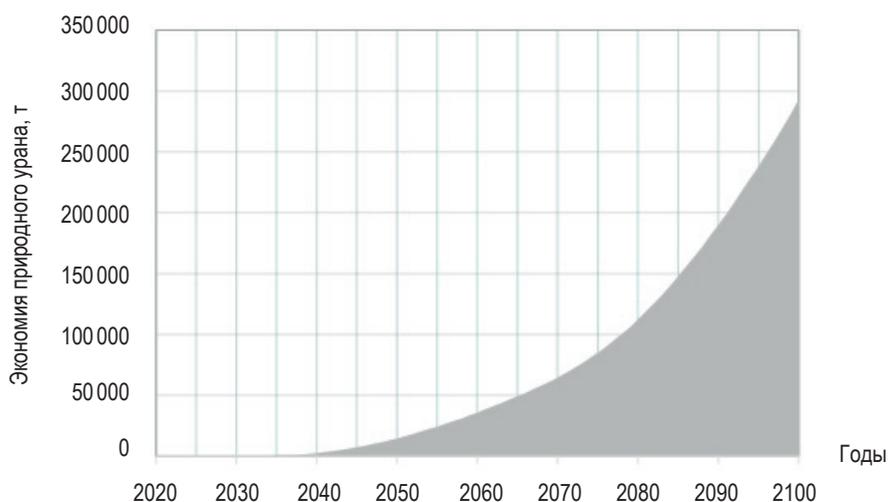


Рис. 5. Экономия природного урана за счет ввода в эксплуатацию после 2035 г. серии реакторов БН-1200М

- Сокращение потребления природного урана парком отечественных реакторов при одновременном увеличении экспорта уранового топлива. На рисунке 5 показана экономия природного урана в рассматриваемом сценарии за счет ввода в эксплуатацию после 2035 г. серии реакторов БН-1200М. При замещении одного реактора ВВЭР исключается потребление около 200 т природного урана в год. При современной цене на природный уран ~150 долл./кг тм продажа такого количества урана приводит к получению годового дохода в ~30 млн. долл. Это равнозначно снижению удельной приведенной стоимости производства электроэнергии быстрого реактора на ~12%.

- Расширенное воспроизводство плутония, избыток которого может идти на топливообеспечение тепловых реакторов, в том числе построенных за рубежом по российским проектам. Ежегодный экономический эффект для единичного быстрого реактора от нарабатываемого в нем избыточного плутония при его использовании в тепловых реакторах (ВВЭР-С или ВВЭР-ТОИ, или ВВЭР-СКД) составляет 12 – 15 млн. долл., что эквивалентно снижению удельной приведенной стоимости производства электроэнергии быстрого реактора на 0,8 – 1,2%. Конкуренции на мировом рынке пока нет.

- Улучшение (облагораживание) изотопного состава плутония из зарубежного отработавшего МОКС-топлива PWR для его повторного использования в реакторах PWR. Экономика этой услуги состоит в компенсации затрат, производимых российской стороной на прохождение плутония по топливному циклу быстрого реактора. Для обеспечения требуемого изотопного состава плутония из отработавшего МОКС-топлива PWR требуется двухкратный рецикл исходного плутония по топливному циклу быстрого реактора (с учетом наработки плутония в воспроизводящих экранах). Цена услуги при этом составит ~400 тыс. долл./кг Pu. При этом длительность миссии увеличивается в два раза. Снижение удельной приведенной стоимости производства электроэнергии на быстром реакторе при этом составит ~5% при облагораживании годовой наработки плутония от одного PWR с частичной загрузкой смешанным уран-плутониевым топливом. Конкуренция пока отсутствует.

- Сжигание плутония из отработавшего смешанного уран-плутониевого топлива PWR – коммерческая услуга для зарубежных АЭС. Поскольку задача корректировки изотопного

состава плутония в этом случае не стоит, то достаточно одного прохода плутония по топливному циклу быстрого реактора. Следовательно, потенциальный доход составит около 200 тыс. долл./кг Pu.

- Выжигание америция из ОЯТ зарубежных тепловых реакторов. Экономика этой миссии заключается в компенсации затрат, которые несет российская сторона на утилизацию 1 кг америция. Отсутствие достоверных технико-экономических данных по топливному циклу быстрого реактора с минорными актинидами позволяют сделать только предварительные оценки. Стоимость выжигания 1 кг америция в быстром реакторе оценивается в пределах от 70 до 700 тыс. долл. в зависимости от способа размещения в реакторе (в составе облучательного устройства в боковой зоне воспроизводства или при гомогенном размещении в активной зоне). Выжигание 23 кг америция (из ежегодно выгружаемого отработавшего ядерного топлива теплового реактора после 20-ти лет выдержки) на коммерческой основе в реакторе БН-1200М приводит к снижению величины удельной приведенной стоимости производства электроэнергии для быстрого реактора до 6%.

- Вклад тепловыделения от америция в полное тепловыделение высокоактивных отходов значителен. Поэтому при его выделении из ОЯТ для реакторного выжигания при глубинном захоронении ВАО возможно более плотное размещение контейнеров. По оценкам французских специалистов, в случае исключения америция из состава высокоактивных отходов ОЯТ быстрых реакторов площади подземных захоронений сокращаются на 50% [7]. В быстрых реакторах выжигать можно не только америций, но и его источник –  $^{241}\text{Pu}$ . Для этого топливо быстрых реакторов следует изготавливать на основе плутония, выделенного из отработавшего ядерного топлива ВВЭР с минимальной выдержкой пять лет. В этом случае за год будет сгорать до 100 кг  $^{241}\text{Pu}$ , причем отпадает необходимость выделения и выжигания америция. Конкуренция по выжиганию америция отсутствует.

- Производство изотопов, главным образом,  $^{238}\text{Pu}$  и  $^{60}\text{Co}$ . Годовой доход от производства изотопов оценивается в 12 млн. долл., но такое производство имеет конкурентный характер, поэтому экономическая эффективность проекта зависит от конъюнктуры на мировом рынке.

- Отложенная переработка ОЯТ быстрых реакторов. К моменту ввода в эксплуатацию головного энергоблока БН-1200М количества накопленного плутония хватит не только на эксплуатацию его и БН-800, но и на пуск еще нескольких серийных быстрых реакторов. Для этого потребуется переработка ОЯТ ВВЭР. Освободившиеся хранилища отработавшего топлива тепловых реакторов после их надлежащей модернизации могут быть использованы под хранение ОЯТ быстрых реакторов. Это позволит отказаться от создания производств по переработке ОЯТ малой серии быстрых реакторов. Экономия инвестиционных затрат составит около 20 млрд. руб.

- Серийность энергоблоков с быстрым реактором БН-1200М. Переход от головного коммерческого быстрого реактора к серии энергоблоков и отказ от переработки ОЯТ быстрых реакторов на начальной стадии замыкания ЯТЦ приведут к уменьшению топливной составляющей стоимости электроэнергии примерно в два раза [11], что даст снижение удельной приведенной стоимости производства электроэнергии на ~10%.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Поэтапный перевод ядерной энергетики России в режим двухкомпонентной ядерной энергетической системы с тепловыми и быстрыми реакторами в едином замкнутом ЯТЦ

открывает пути решения ряда системных проблем современной энергетики. Предварительная технико-экономическая оценка дополнительных по отношению к производству электроэнергии возможностей показывает, что быстрые реакторы в составе двухкомпонентной ядерной энергетической системы позволяют получить дополнительные доходы и снизить величину удельной приведенной стоимости производства электроэнергии. Дополнительным функционалом быстрых натриевых реакторов является выжигание минорных актинидов, наработка искусственных изотопов, утилизация и облагораживание плутония и др. В двухкомпонентной системе появляется возможность помимо продажи электроэнергии производить дополнительные продукты или предоставлять услуги, имеющие рыночную стоимость. При этом экономический эффект может достигать существенной доли в топливной составляющей стоимости электроэнергии, вырабатываемой быстрыми реакторами.

### Литература

1. 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. Электронный ресурс: [https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya\\_t126-4\\_2019/p183](https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t126-4_2019/p183) (дата доступа 15.12.2023).
2. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами. Под общ. ред. Е.О. Адамова. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020. – 496 с.
3. Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А. и др. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. Под ред. Н.Н. Пономарева-Стелного. – М.: Техносфера, 2016. – 160 с. Электронный ресурс: [https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema\\_2016](https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016) (дата доступа 15.12.2023).
4. Зродников А.В., Коробейников В.В., Мосеев А.Л. и др. Многокритериальный анализ эффективности сценариев развития ядерной энергетики России в условиях неопределенности знаний о будущем. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2020. – № 3. – С. 5–16. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.3.01>.
5. Алексеев П.Н., Баланин А.Л., Декусар В.М. и др. Развитие физико-технических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2018. – Вып. 2. – С. 71–83. – Электронный ресурс: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2018/2-8.pdf> (дата доступа 15.12.2023).
6. Алексеев П.Н., Баланин А.Л., Гулевич А.В. и др. Облик двухкомпонентной ядерной энергетической системы на базе ВВЭР и реакторов БН. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2022. – Вып. 4. – С. 59–74. Электронный ресурс: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2022/issue2022-4-59-74.pdf> (дата доступа 15.12.2023).
7. Camarcat N., Garzenne C., Mer J. et al. Industrial research for transmutation scenarios. // Comptes Rendus Mecanique. – 2011. – V. 339. – Iss. 4. – PP. 209–218. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.crme.2011.01.006>.
8. 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. Электронный ресурс: [https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya\\_t129-5\\_2020/p265](https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t129-5_2020/p265) (дата доступа 15.12.2023).
9. Eliseev V., Klinov D., Camarcat N. et al. On the possibility to improve mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors. // Nuclear Energy and Technology. – 2020. – V. 6. – № 2. – PP. 131–135. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.51587>.
10. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. и др. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора. // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 4. – С. 206–211. Электронный ресурс: [https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya\\_t108-4\\_2010/p206](https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t108-4_2010/p206) (дата доступа 15.12.2023).

11. Тузов А.А., Троянов В.М., Гулевич А.В. и др. К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двух-компонентной ЯЭ России. // Атомная энергия. – 2022. – Т. 133. – Вып. 2. – С. 71–76. Электронный ресурс: [https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya\\_t133-2\\_2022/p71](https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t133-2_2022/p71) (дата доступа 15.12.2023).
12. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А. и др. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах. // Атомная энергия. – 2020. – Т. 128. – Вып. 2. – С. 82–87. Электронный ресурс: [https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya\\_t128-2\\_2020/p82](https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t128-2_2020/p82) (дата доступа 15.12.2023).
13. Декусар В.М., Зродников А.В., Елисеев В.А., Мосеев А.Л. К вопросу накопления и реакторной утилизации америция в ядерной энергетике. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2019. – № 1. – С. 215–223. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-1-215-223>.
14. Залимская М. Доклад главы АО «Тенекс» на симпозиуме Всемирной Ядерной Ассоциации, Лондон, 21 сентября 2017 г. – Электронный ресурс: <http://www.world-nuclear-news.org/UF-Russia-proposes-new-closed-fuel-cycle-2309177.html> (дата доступа 15.12.2023).
15. Тузов А.А., Гулевич А.В., Гурская О.С. и др. Особенности выжигания америция в быстром реакторе типа БН-1200М. // Атомная энергия. – 2023. – Т. 134. – № 5–6. – С. 230–238. Электронный ресурс: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/issue/view/420> (дата доступа 25.12.2023).
16. Декусар В.М., Долгов Е.В., Илюнин В.Г. и др. Пути и возможности использования ториевого цикла в легководных и быстрых реакторах. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 1999. – № 1. – С. 25–31. Электронный ресурс: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/1999/01.pdf> (дата доступа 15.12.2023).
17. Развитие водородной энергетики как новая страница энергостратегии. – Электронный ресурс: [https://www.eprussia.ru/market-and-analytics/2762164.htm?phrase\\_id=5580295](https://www.eprussia.ru/market-and-analytics/2762164.htm?phrase_id=5580295) (дата доступа 15.12.2023).
18. Головкин В.Ф., Дмитриева И.В., Рязанов А.В. Выбор конфигурации ядерного энергоисточника на основе ВТГР для технологического применения. // Труды НГТУ им. П.Е. Алексеева. – 2022. – № 2. – С. 44–57. DOI: [https://doi.org/10.46960/1816-210X\\_2022\\_2\\_44](https://doi.org/10.46960/1816-210X_2022_2_44).
19. Сорокин А.П., Алексеев В.В., Иванов А.П., Кузина Ю.А. Исследования высокотемпературной энерготехнологии с реактором на быстрых нейтронах для производства водорода. – М.: ООО АП «Столица». – 2022. – 258 с. – ISBN-978-5-6048556-7-6.
20. Поплавский В.М., Забудько А.Н., Петров Э.Е. и др. Физические характеристики и проблемы создания натриевого быстрого реактора как источника высокопотенциальной тепловой энергии для производства водорода и других высокотемпературных технологий. // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – № 3. – С. 129–134. Электронный ресурс: [https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya\\_t106-3\\_2009/p129](https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t106-3_2009/p129) (дата доступа 15.12.2023).

Поступила в редакцию 28.12.2023

### Авторы

Троянов Владимир Михайлович, научный руководитель, д.т.н.,

E-mail: [vmtroyanov@ippe.ru](mailto:vmtroyanov@ippe.ru)

Гулевич Андрей Владиславович, начальник департамента физики реакторов, д.ф.-м.н.,

E-mail: [avgulevich@ippe.ru](mailto:avgulevich@ippe.ru)

Гурская Ольга Станиславовна, научный сотрудник,

E-mail: [gurskaya@ippe.ru](mailto:gurskaya@ippe.ru)

Декусар Виктор Михайлович, ведущий научный сотрудник, к.т.н.,

E-mail: [decouss@ippe.ru](mailto:decouss@ippe.ru)

Елисеев Владимир Алексеевич, начальник лаборатории, к.т.н.,

E-mail: [eliseev@ippe.ru](mailto:eliseev@ippe.ru)

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник, профессор, д.ф.-м.н.,  
E-mail: vvkorobeynikov@ippe.ru

Мосеев Андрей Леонидович, старший научный сотрудник,  
E-mail: amoseev@ippe.ru

UDC 621.039.5

## **System Features of Fast Sodium Reactors in a Two-Component Structure of Nuclear Power Generating**

**Troyanov V.M., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Korobeynikov V.V., Moseev A.L.**

*IPPE JSC*

*1 Sq. Bondarenko, 249033 Obninsk, Kaluga region, Russia*

### **Abstract**

The phased transfer of Russia's nuclear power industry to a two-component nuclear power system with thermal and fast reactors in a single closed NFC allows solving a number of deferred system problems of modern energy, such as accumulation of spent fuel from thermal reactors and spent fuel returned from foreign NPPs built according to Russian designs; inefficient use of the uranium raw material base; recycling of minor actinides and other long-lived high-level waste accumulated from the activities of thermal reactors.

The article examines the fundamental possibilities of two-component NPS, which appear due to the availability of commercial fast neutron sodium reactors. Due to the synergistic development of thermal and fast reactors, it is expected to achieve an economic effect associated with the emergence of new fuel services in the nuclear power plant system, such as the production and improvement of the isotopic composition of plutonium for thermal reactors, transmutation of «external» minor actinides, production of isotopes for various purposes, production of hydrogen, etc. The expansion of Russia's export opportunities is also being considered, both in terms of fuel supply for units built using Russian technologies and foreign units with MOX fuel. In this approach, it is important to analyze the technical and economic indicators not of individual reactors, but of the economy of the whole system, where fast reactors perform the necessary system functions due to their inherent excess of neutrons. The article makes a preliminary technical and economic assessment of such system functions provided by fast sodium reactors. It is shown that fast and thermal reactors working together in a two-component nuclear energy system, with the same electrical power and similar technical and economic indicators, can significantly reduce the necessary infrastructure costs and/or generate additional income, thereby reducing the specific leveled cost of electricity production.

**Key words:** two-component nuclear power system, spent nuclear fuel, NFC closure, technical and economic assessment, additional opportunities, specific present value of electricity production.

**For citation:** Troyanov V.M., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Korobeynikov V.V., Moseev A.L. System Features of Fast Sodium Reactors in a Two-Component Structure of Nuclear Power Generating. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024, no. 1, pp. 5–17; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.01> (in Russian).

References

1. Alekseev P.N., Gagarinsky A.Yu., Kalugin M.A., Kukharkin N.E., Semchenkov Yu.M., Sidorenko V.A., Subbotin S.A., Teplov P.S., Fomichenko P.A., Asmolov V.G. On a Strategy for the Development of Nuclear Power in Russia. *Atomic Energy*. 2019, v. 126, iss. 4, pp. 207 – 212. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-019-00538-w>
2. The White Paper of Nuclear Energy. Closed-loop NFC with fast reactors. Under the general editorship of E.O. Adamov. M.: Publishing house of JSC NIKIET, 2020, 496 p. (in Russian).
3. Alekseev P.N., Alekseev S.V., Andrianova E.A., Asmolov V.G., Dekusar V.M., Zrodnikov A.V., Kagramanyan V.S., Koltun O.V., Pavlov A.S., Ponomarev-Stepnoy N.N., Subbotin S.A., Temishev R.R., Teplov P.S., Usanov V.I., Tsubulskii V.F. Two-component Nuclear Energy System with Thermal and Fast Reactors in a Closed Nuclear Fuel Cycle. Ed. by N.N. Ponomarev-Stepnoy. M.: Tehnosfera, 2016, 160 p. Available at: [https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema\\_2016](https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016) (accessed Dec.15, 2023) (in Russian).
4. Zrodnikov A.V., Korobeynikov V.V., Moseev A.L., Egorov A.F., Dekusar V.M. Multi-criteria analysis of the efficiency of the scenarios for the development of nuclear power engineering in Russia under conditions of uncertainty of knowledge about the future. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2020, no. 3, pp. 5 – 16. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.3.01> (in Russian).
5. Alekseev P.N., Balanin A.L., Dekusar V.M., Egorov A.F., Klinov D.A., Korobeynikov V.V., Marova E.V., Maslov A.M., Nevinitsa V.A., Staroverov A.I., Fomichenko P.A., Shepelev S.F., Shirokov A.V. Development of BN-1200 physical and technical design solutions AIMED at improvement of SFR technology competitiveness. *VANT. Ser.: Yaderno-reaktornyye konstanty*. 2018, iss. 2, pp. 71 – 83. Available at: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2018/2-8.pdf> (accessed Dec.15, 2023) (in Russian).
6. Alekseev P.N., Balanin A.L., Gulevich A.V., Dekusar V.M., Egorov A.F., Klinov D.A., Korobeynikov V.V., Marova E.V., Maslov A.M., Moseev A.L., Nevinitsa V.A., Teplov P.S., Troyanov V.M., Fomichenko P.A., Shepelev S.F. Signature of a Two Component Nuclear Energy System on the basis of VVER and BN reactors. *VANT. Ser.: Yaderno-reaktornyye konstanty*. 2022, iss. 4, pp. 59 – 74. Available at: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2022/issue2022-4-59-74.pdf> (accessed Dec. 15, 2023) (in Russian).
7. Camarcat N., Garzenne C., Mer J., Leroyer H., Desroches E., Delbecq J.-M. Industrial research for transmutation scenarios. *Comptes Rendus Mecanique*. 2011, v. 339, iss. 4, pp. 209 – 218. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.crme.2011.01.006> .
8. Klinov D.A., Gulevich A.V., Eliseev V.A., Bur'evskii I.V., Gurskaya O.S., Troyanov V.M., Meriot C., Lemasson D., Velardo H., Camarcat N. Fast Reactor Aided Adjustment of Plutonium Isotope Composition. *Atomic energy*. 2020, v. 129, iss. 5, pp. 270 – 277. DOI: <https://doi.org/s10512-021-00747-2> .
9. Eliseev V.A., Klinov D.A., Camarcat N., Lemasson D., Meriot C., Pershukov V.A., Troyanov V.M., Velardo H. On the possibility to improve mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors. *Nuclear Energy and Technology*. 2020, v. 6, no. 2, pp. 131 – 135. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.51587> .
10. Poplavsky V.M., Tsubulya A.M., Khomyakov Y.S., Matveev V.I., Eliseev V.A., Tsikunov A.G., Vasil'ev B.A., Belov S.B., Farakshin M.R. Core and fuel cycle for an advanced sodium-cooled fast reactor. *Atomic energy*. 2010, v. 108, iss. 4, pp. 260–266. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-010-9287-y> .
11. Tuzov A.A., Troyanov V.M., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Moseev A.L., Simonenko V.A. The Initial Stage of Closing the NFC of the Russian Two-Component Nuclear Power Engineering System. *Atomic energy*. 2022, v. 133, iss. 2, pp. 72–78. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-023-00975-8> .
12. Gulevich A.V., Eliseev V.A., Klinov D.A., Korobeinikova L.V., Kryachko M.V., Pershukov V.A., Troyanov V.M. Possibility of Burning Americium in Fast Reactors. *Atomic Energy*. 2020, v. 128, iss. 2, pp. 88 – 94. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00656-w> .
13. Dekusar V.M., Zrodnikov A.V., Eliseev V.A., Moseev A.L. On the issue of accumulation and reactor utilization of americium in nuclear energy. *VANT. Ser.: Yaderno-reaktornyye konstanty*. 2019, no. 1, pp. 215 – 223. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-1-215-223> (in Russian).

14. Zalimskaya M. Report of the Head of Tenex JSC at the Symposium of the World Nuclear Association, London, September 21, 2017. Available at: <http://www.world-nuclear-news.org/UF-Russia-proposes-new-closed-fuel-cycle-2309177.html> (accessed Dec.15, 2023).

15. Tuzov A.A., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Zarapina E.M., Troyanov V.M. Features of Americium transmutation in Fast Reactor of the Type BN-1200M. *Atomnaya energiya*. 2023, v.134, no. 5–6, pp. 230–238. Available at: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/issue/view/420> (accessed Dec.25, 2023) (in Russian).

16. Dekusar V.M., Dolgov E.V., Ilyunin V.G., Kalashnikov A.G., Pivovarov V.A., Troyanov M.F., Chizhikova Z.N., Sharapov V.N. Ways and Possibilities of Thorium Cycle Application for Light Water and Fast Reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 1999, no 1, pp. 25–31. Available at: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/1999/01.pdf> (accessed Dec.15, 2023) (in Russian).

17. The development of hydrogen energy as a new page of energy strategy. Available at: [https://www.eprussia.ru/market-and-analytics/2762164.htm?sphrase\\_id=5580295](https://www.eprussia.ru/market-and-analytics/2762164.htm?sphrase_id=5580295) (accessed Dec.15, 2023).

18. Golovko V.F., Dmitrieva I.V., Ryazanov A.V. Configuring Nuclear Power Source based on HTGR for technological use. Proceedings of the R.E. Alekseev NSTU. 2022, no 2, pp. 44–57. DOI: [https://doi.org/10.46960/1816-210X\\_2022\\_2\\_44](https://doi.org/10.46960/1816-210X_2022_2_44) (in Russian).

19. Sorokin A.P., Alekseev V.V., Ivanov A.P., Kuzina Yu.A. Studies of high-temperature energy technology with a fast neutron reactor for hydrogen production. M: LLC AP Stolitsa, 2022, 258 p. ISBN-978-5-6048556-7-6 (in Russian).

20. Poplavskii V.M., Zabud'ko A.N., Petrov É.E., Ovcharenko M.K., Popov V.V., Bogush V.B., Loginov N.I., Tarasov V.A., Polevoi V.B., Horomskii V.A., Mikheev A.S. Physical characteristics and problems of developing a sodium-cooled fast reactor as a source of high-potential thermal energy for hydrogen production and other high-temperature technologies. *Atomic energy*. 2009, v. 106, no 3, pp. 162–167. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-009-9147-9>

## Authors

Vladimir M. Troyanov, Scientific Director, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: [vmtroyanov@ippe.ru](mailto:vmtroyanov@ippe.ru)

Andrey V. Gulevich, Head of the Reactor Physics Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: [avgulevich@ippe.ru](mailto:avgulevich@ippe.ru)

Olga S. Gurskaya, Researcher,

E-mail: [gurskaya@ippe.ru](mailto:gurskaya@ippe.ru)

Viktor M. Dekusar, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [decouss@ippe.ru](mailto:decouss@ippe.ru)

Vladimir A. Eliseev, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [eliseev@ippe.ru](mailto:eliseev@ippe.ru)

Valeriy V. Korobeynikov, Principal Scientist, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: [vvkorobeynikov@ippe.ru](mailto:vvkorobeynikov@ippe.ru)

Andrey L. Moseev, Senior Researcher,

E-mail: [amoseev@ippe.ru](mailto:amoseev@ippe.ru)