

ОПТИМИЗАЦИОННЫЕ МОДЕЛИ ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ С ТЕПЛОВЫМИ И БЫСТРЫМИ РЕАКТОРАМИ В ЗАМКНУТОМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

А.А. Андрианов*, **И.С. Купцов***, **Т.А. Осипова***, **О.Н. Андрианова****,
Т.В. Утянская***

** Обнинский институт атомной энергетики (ИАТЭ НИЯУ МИФИ)*

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1

*** АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского»*

249033 Россия, г. Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1

**** АО «ИЦЯК»,*

123298, Москва, ул. Маршала Бирюзова, 1



Приводятся описание и некоторые результаты применения двух оптимизационных моделей двухкомпонентной ядерно-энергетической системы, состоящей из тепловых и быстрых реакторов в замкнутом ядерном топливном цикле, соответствующих двум возможным направлениям развития ядерной энергетики РФ: тепловые и быстрые реакторы на таблеточном урановом и уран-плутониевом оксидном топливе; тепловые реакторы на таблеточном урановом оксидном топливе и быстрые реакторы на смешанном нитридном уран-плутониевом топливе. Оптимизационные модели разработаны в среде энергетического планирования МАГАТЭ MESSAGE и позволяют не только проводить оптимизацию структуры ядерной энергетики по экономическому критерию с учетом ресурсных и инфраструктурных ограничений, но и использоваться в качестве основы для разработки многокритериальных, стохастических и робастных оптимизационных моделей двухкомпонентной ядерно-энергетической системы. Представленные результаты демонстрируют характерные структурные черты двухкомпонентной ядерно-энергетической системы для консервативных предположений с целью иллюстрации возможностей разработанных оптимизационных моделей. Обсуждены вопросы экономической целесообразности технологической диверсификации структуры системы, обеспечивающей возможность формирования робастной структуры ядерной энергетики в будущем. Продемонстрировано, что с учетом существующих неопределенностей в стоимостях услуг топливного цикла и реакторных технологий сделать обоснованный вывод касательно наибольшей привлекательности определенного варианта по показателю удельных дисконтированных затрат в настоящий момент невозможно.

Ключевые слова: тепловые реакторы, быстрые реакторы, замкнутый ядерный топливный цикл, МОКС-топливо, СНУП-топливо, оптимизация, неопределенность, MESSAGE.

© А.А. Андрианов, И.С. Купцов, Т.А. Осипова, О.Н. Андрианова, Т.В. Утянская, 2018

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время из всех возможных вариантов развития национальной ядерной энергетики наиболее активно обсуждаются две альтернативы, имеющие общее название – двухкомпонентная ядерно-энергетическая система (ЯЭС). Предполагается, что в составе такой системы на разных временных горизонтах могут присутствовать как тепловые, так и быстрые реакторы, связанные замкнутым ядерным топливным циклом (ЯТЦ) [1 – 8].

В одном из вариантов (далее вариант 1) предполагается, что тепловые и быстрые реакторы будут работать на таблеточном оксидном топливе; при этом тепловые реакторы могут работать как на урановом оксидном, так и смешанном уран-плутониевом (МОКС) топливе, а быстрые реакторы с $KV > 1$ – на МОКС-топливе. Также предполагается, что плутоний из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов будет использоваться для формирования топливных загрузок быстрых реакторов, а плутоний из ОЯТ (включая бланкет) быстрых реакторов может использоваться и для изготовления МОКС-топлива для тепловых реакторов. В рамках данного варианта предполагаются централизованные переработка ОЯТ и изготовление свежего топлива [1 – 4].

Во втором варианте (далее вариант 2) тепловые реакторы будут продолжать работать на таблеточном урановом оксидном топливе до тех пор, пока есть доступные по приемлемой стоимости ресурсы природного урана, а быстрые реакторы (как с расширенным воспроизводством топлива, так и без него) будут работать на смешанном нитридном уран-плутониевом (СНУП) топливе, плутоний для которого может быть извлечен из ОЯТ как тепловых, так и быстрых реакторов. Реализация как централизованного, так и пристанционного ЯТЦ предполагается возможной в рамках данного варианта [5 – 8].

Каждый из упомянутых вариантов имеет характерные черты, достоинства и недостатки, а также определенные сходства и различия, которые обсуждаются в упомянутых публикациях. Однако работ, в которых проводится сравнительный анализ обеих концепций на системном уровне на единой методической и расчетной базе исходя из общих сценарных и модельных предположений, в настоящее время нет. Частично на восполнение данного пробела направлена настоящая публикация, акцент в которой сделан на выявление характерных структурных черт упомянутых концепций с использованием оптимизационных моделей двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ЯТЦ.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ И ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

При проведении системно-аналитических и прогнозных исследований в обоснование приоритетов развития ядерных технологий широко используют системные модели развития ядерной энергетики. Соответствующие программные средства делятся на две категории: имитационные и оптимизационные. Для задач моделирования двухкомпонентной ядерной энергетики с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ЯТЦ в настоящее время используются имитационные модели. Имитационные модели фиксируют все основные сценарные предположения (структура энергетики, последовательность переработки ОЯТ реакторов и т.п.) и позволяют оценить материальные потоки в системе, потребности в услугах и товарах ЯТЦ, показатели эффективности системы. Однако они не указывают направления структурных изменений в системе для повышения ее эффективности.

Оптимизационные модели позволяют компенсировать отмеченный недостаток имитационных моделей, но остаются менее востребованным инструментом для задач моделирования двухкомпонентной ядерной энергетики в связи с большими трудозатратами, необходимыми для разработки, тестирования, применения и интерпретации их резуль-

татов. Использование оптимизационных моделей представляется целесообразным, поскольку они позволяют не только выявлять наиболее эффективные направления повышения производительности системы в рамках однокритериальной и многокритериальной парадигм, но и показывать характерные структурные черты систем и тенденции изменения в условиях неопределенности основных сценарных и технико-экономических параметров. Это позволяет находить направления, обеспечивающие повышение эффективности и робастности (устойчивости к возможным изменениям технико-экономических и сценарных параметров) структур ядерной энергетики. По этим причинам в работе рассмотрены именно оптимизационные модели двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ЯТЦ.

В качестве основного расчетного инструмента использована среда энергетического планирования MESSAGE (разработана Международным институтом прикладного системного анализа, распространяется и поддерживается в настоящее время МАГАТЭ, используется в составе набора программных средств Международного проекта по инновационным реакторам и топливным циклам) [9, 10]. В секциях PESS и INPRO МАГАТЭ национальные эксперты выработали рекомендации по спецификации системы ядерной энергетики в MESSAGE, удовлетворяющие современным представлениям [11, 12]. MESSAGE широко используется в национальных исследованиях и является одним из реперных программных средств при верификации оригинальных кодов [12 – 16].

Целью работы является демонстрация возможностей использования оптимизационного подхода к задаче поиска и обоснования наиболее эффективных структур двухкомпонентной ЯЭС. Для этого проводится выявление характерных структурных черт моделей описанных вариантов двухкомпонентной ЯЭС, а также оценка неопределенности в удельных дисконтированных затратах (LUEC) и структуре ядерной энергетики, обусловленных неопределенностью стоимостей услуг ЯТЦ и реакторных технологий. Информационную базу работы составили технико-экономические данные и сценарные предположения, представленные в публикациях экспертов НИЦ КИ, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», ИТЦП «Прорыв», АО «НИКИЭТ» [1 – 8].

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ ОПТИМИЗАЦИОННЫХ МОДЕЛЕЙ

Существующие тепловые реакторы были объединены в две группы: РБМК и ВВЭР. В будущем на ввод в систему ядерной энергетики рассматриваются реакторы ВВЭР, ВВЭР-ТОИ (модифицированный реактор ВВЭР с повышенной глубиной выгорания), ВВЭР-МОКС (модифицированный реактор ВВЭР на МОКС-топливе), БН-1200 на МОКС- и СНУП-топливе и БРЕСТ-1200 (далее используется аббревиатура БР-1200) на СНУП-топливе (возможный вариант пуска данного типа реакторов на нитридном обогащенном урановом топливе не рассматривался). Предполагалось, что ВВЭР и ВВЭР-ТОИ могут быть введены в эксплуатацию начиная с первого года прогнозного периода, БН-1200 – с 2030 г., БР-1200 и ВВЭР-МОКС – с 2040 г. Динамика ввода различных установок определяется из решения оптимизационной задачи. Условные схемы рассматриваемых моделей двухкомпонентной ЯЭС приведены на рис. 1.

Все использованные в расчетах величины являются среднегодовыми, т.е. соответствуют рабочим характеристикам реакторов в установившемся режиме работы, учтены первичные загрузки и последние выгрузки топлива (в соответствии с данными в [1, 5, 15]). БН-1200 представлен в моделях отдельно активной зоной и бланкетом. Стоимость услуг предприятий ЯТЦ взята из [1] (средние значения). Касательно стоимости реакторных установок сделано консервативное предположение – удельные капитальные затраты БР-1200 меньше на 10%, а БН-1200 выше на 10%, чем ВВЭР, удельные капитальные затраты которого 4000 долл./кВт. Норма дисконтирования принята равной 5% [1, 7].

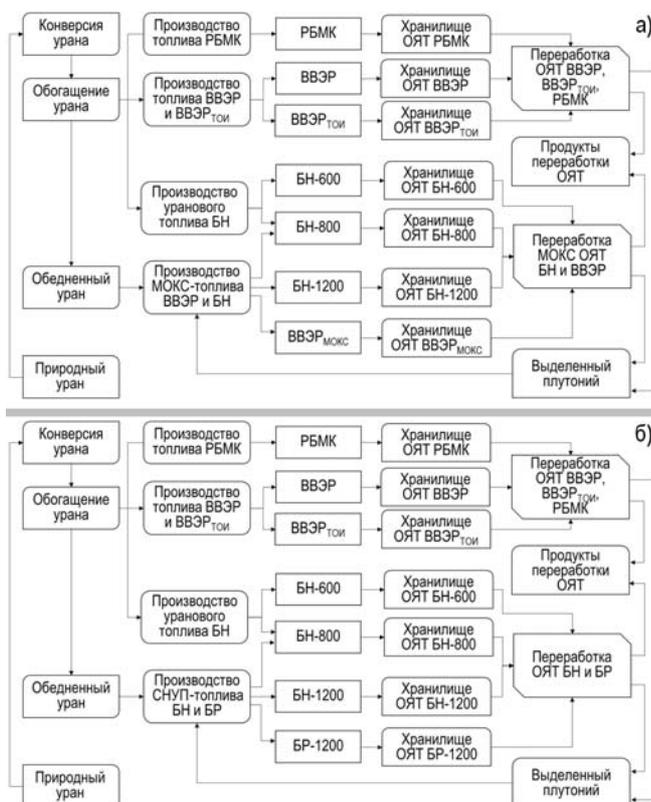


Рис. 1. Основные структурные элементы моделей двухкомпонентной ЯЭС: а) – вариант 1; б) – вариант 2

В качестве прогноза роста мощностей ядерной энергетики приняты следующие предложения: 2030 г. – 43 ГВт, 2050 г. – 64 ГВт, 2100 г. – 118 ГВт [7]. Чтобы учесть краевые эффекты, горизонт прогнозирования был расширен до 2150 г. (150 ГВт в 2150 г.). Экспорт реакторных технологий и услуг ЯТЦ не учитывался. Расчеты проводились с учетом предыстории развития ядерной энергетики в РФ и исходя из предположений, что запасы природного урана составляют 600 тыс.т., а мощности заводов по переработке ОЯТ всех типов реакторов (включая ОЯТ РБМК) не превысят 2000 т т.м./г. (что соответствует примерно суммарным мощностям РТ-1,-2, ОДЦ, ОДЭК). Структура загрузки перерабатывающих ОЯТ предприятий определяется из решения оптимизационной задачи. Длительность выдержки ОЯТ перед переработкой для всех типов реакторов принята равной пяти годам. Предполагается, что переработка ОЯТ будет выполняться централизованно. Накопленные к 2015 г. выделенный плутоний (эксоружейный и энергетический) и плутоний, содержащийся в ОЯТ, представляют собой ресурс для производства топлива быстрых реакторов (использованы данные из [15]). Других ограничений в модель не закладывалось. Критерий оптимизации – минимизация полных дисконтированных затрат на всю программу развития.

Разработанные модели, подготовленные в соответствии с рекомендациями [11, 12], были верифицированы путем сравнения с результатами, полученными с использованием оригинальных кодов, и прошли обсуждение и апробацию на рабочих совещаниях МАГАТЭ, что позволяет говорить о корректности созданных моделей. Модели позволяют оптимизировать структуру ядерной энергетики по критерию минимума полных дисконтированных затрат с учетом множественных ресурсных и инфраструктурных ограничений, оценить масштабы материальных потоков в ЯТЦ, потребности в услугах и товарах ЯТЦ, экономические показатели сценариев. Их можно использовать в качестве

прототипа для разработки многокритериальных, стохастических и робастных оптимизационных моделей двухкомпонентной ЯЭС.

НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ ОПТИМИЗАЦИОННЫХ МОДЕЛЕЙ

Оптимальные структуры двухкомпонентной ЯЭС в обоих вариантах определяются исходя из требования минимизации полных дисконтированных затрат на всю программу развития с учетом ресурсных и инфраструктурных ограничений. Ресурсные ограничения являются определяющими – они обуславливают спектр реакторных технологий, которые целесообразно включить в структуру для обеспечения роста потребностей в ядерной энергогенерации. Инфраструктурные ограничения (определяющими являются мощности заводов по переработке ОЯТ) оказывают значительное влияние на динамику ввода реакторных технологий и структуру их топливообеспечения, но не изменяют набор технологий.

С учетом принятых консервативных предположений относительно стоимостных данных удельные дисконтированные затраты на производство электроэнергии (ЛУЕС) тепловыми реакторами оказываются меньше, чем быстрыми. В то же время поскольку запасов природного урана недостаточно для обеспечения заданного роста мощностей ядерной энергетики, в ее структурах необходимы реакторы, работающие на плутониевом топливе: в варианте 1 – БН-1200 на МОКС-топливе, в варианте 2 – БН-1200 и БР-1200 на СНУП-топливе, оптимальная доля которых в системе на каждом временном интервале определяется из решения оптимизационной задачи. Поэтому оптимальные структуры ядерной энергетики в условиях отсутствия учета инфраструктурных ограничений на мощность заводов по переработке ОЯТ будут включать в себя максимально возможную (при данных запасах урана) долю тепловых реакторов (весь новый парк тепловых реакторов, вводимых после 2015 г., составляют реакторы ВВЭР-ТОИ в обоих вариантах). Момент окончания ввода тепловых реакторов в систему определяется исходя из требования, что все введенные в эксплуатацию тепловые реакторы на урановом оксидном топливе должны быть обеспечены топливом в течение всего срока эксплуатации (запасы природного урана в этом случае будут исчерпаны на рубеже 2120 – 2130 гг., мощности тепловых реакторов не превысят 70 ГВт).

Такой отложенный, но более интенсивный в будущем вариант ввода быстрых реакторов в систему влечет за собой значительный рост потребностей в услугах по переработке ОЯТ с целью своевременного их обеспечения вторичным ядерным топливом для удовлетворения растущих потребностей в ядерной энергогенерации и компенсации массового вывода из эксплуатации тепловых реакторов. Это приведет к высоким потребностям в мощностях по переработке ОЯТ после 2060 г., которые до 2.5 раз превысят предельные производственные возможности запланированных к эксплуатации заводов по переработке ОЯТ, и последующей недозагрузке их мощностей после того, как этапы интенсивного ввода быстрых реакторов будут пройдены.

Учет инфраструктурных ограничений на мощности заводов по переработке ОЯТ в соответствии с существующими планами приведет к их более равномерной загрузке и более раннему, но менее интенсивному вводу быстрых реакторов в систему, что делает возможным продолжение эксплуатации тепловых реакторов на урановом оксидном топливе после 2115 г. Соответствующие структуры ядерной энергетики представлены на рис. 2.

Для принятых предположений в обоих вариантах в систему в 2030 г. вводится около 2.4 ГВт БН-1200. В варианте 1 суммарные мощности БН-1200 достигают 7.2 ГВт в 2040 г. и остаются на этом уровне до 2060 г., после чего начинается интенсивный ввод БН-1200. В варианте 2 в 2040 г. в дополнение к 4 ГВт БН-1200 в сис-

тому вводятся БР-1200, установленная мощность которых становится равной 9.8 ГВт в 2056 г. и остается на этом уровне до 2085 г. В это время интенсивно вводятся БН-1200, суммарная мощность которых достигает 44 ГВт к 2085 г. и фиксируется на этом уровне. С 2085 г. в систему начинают активно вводиться БР-1200. Первоначальный этап ввода быстрых реакторов характеризуется утилизацией находящегося в хранилищах выделенного плутония и преимущественно переработкой ОЯТ быстрых реакторов (порядка 60 и 120 т.т.м./г. для вариантов 1 и 2), плутоний из которого используется для формирования новых топливных загрузок (освоение замкнутого ЯТЦ). Более масштабный ввод быстрых реакторов на начальном этапе оказывается экономически нецелесообразным из-за необходимости развертывания дорогостоящей инфраструктуры замкнутого ЯТЦ, наличия достаточных объемов природного урана и возможности в последующем обеспечить ввод быстрых реакторов, удовлетворяя ограничениям по инфраструктуре замкнутого ЯТЦ. Этап интенсивного наращивания мощностей быстрых реакторов характеризуется началом масштабной переработки ОЯТ тепловых реакторов.

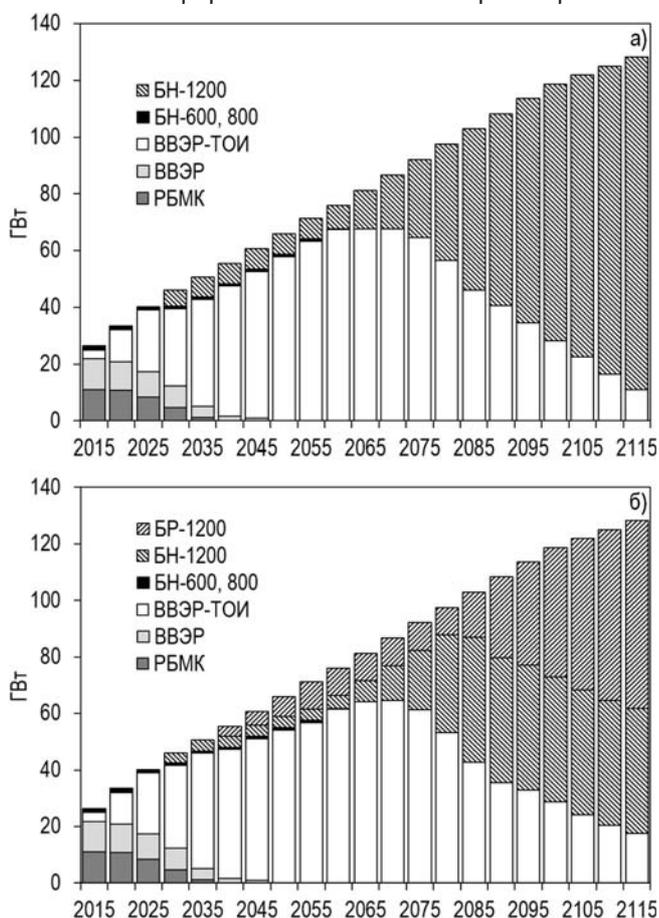


Рис. 2. Примеры типовых оптимальных структур ядерной энергетики (годовые данные объединены по пятилеткам): а) – вариант 1; б) – вариант 2

Для обеспечения требуемого роста мощностей ядерной энергетики для данного сценария при запасах урана в 600 тыс.т реакторы БН-1200 (как на МОКС-, так и на СНУП-топливах) при пятилетней длительности внешнего ЯТЦ позволяют обеспечить систему ядерной энергетики необходимым количеством топлива и стабильным ростом мощностей после того, как прекращается строительство ВВЭР-ТОИ и начнется их массовый вы-

вод из эксплуатации. При пятилетней длительности внешнего ЯТЦ без использования опции «старт на нитридном обогащенном урановом топливе» БР-1200 не могут обеспечить заданный темп роста мощностей ядерной энергетики, однако с учетом хороших ожидаемых экономических показателей данный тип реактора появляется в системе (вариант 2) как компаньон БН-1200, что говорит об экономической эффективности такого сочетания данных технологий в рассматриваемых условиях. ВВЭР-МОКС, напротив, при заданных предположениях не включается в оптимальную структуру системы для варианта 1. Принудительное введение их в систему (в виде жесткого ограничения модели) приведет к изменению потоков материалов в ЯТЦ, которое будет сопровождаться увеличением полных затрат на развитие системы, что делает их ввод экономически нецелесообразным. Доля быстрых реакторов в структуре ядерной энергетики в 2100 г. достигает 74% для варианта 1 и 75% для варианта 2 (доли БН-1200 и БР-1200 приблизительно одинаковы).

Годовое потребление природного урана, потребности в услугах по конверсии, обогащению и изготовлению топлива тепловых реакторов определяются графиком их ввода, и пик для обоих вариантов приходится на начало 2060-х гг. К 2100 г. будет потребляться около 90% имеющегося природного урана для варианта 1 и 86% для варианта 2. Оставшаяся часть будет расходоваться после 2100 г. на обеспечение топливом тепловых реакторов, которые не выработали срок службы к концу интервала прогнозирования.

Для вариантов 1 и 2

- максимальные потребности в услугах по конверсии составят 8.2 и 7.6 тыс.т/г.;
- максимальные потребности в услугах по обогащению урана составят примерно 7 и 6.5 млн. кг ЕРР/г.;
- потребности в услугах по изготовлению топлива для первичных загрузок и подпитки тепловых реакторов не превысят 1200 и 1100 т т.м./г.

Среднегодовые потребности в услугах по изготовлению МОКС- (вариант 1) и СНУП- (вариант 2) топлив быстрых реакторов (с учетом первичных загрузок) до момента их массового ввода в эксплуатацию (ориентировочно 2060-е гг.) составят соответственно ~ 50 и 100 т т.м./г. К 2100 г. эти потребности возрастут примерно до 650 и 950 т т.м./г. для вариантов 1 и 2.

Для производства топлива быстрых реакторов используется хранящийся на складах выделенный плутоний (изначально) и плутоний, получаемый в процессе переработки ОЯТ тепловых и быстрых реакторов (когда выделенный плутоний закончен). Несмотря на более высокие удельные затраты на переработку ОЯТ быстрых реакторов по сравнению с тепловыми реакторами, меньшие требуемые объемы перерабатываемого ОЯТ для получения необходимого количества плутония для изготовления топлива быстрых реакторов делают переработку ОЯТ быстрых реакторов экономически более целесообразной по сравнению с переработкой ОЯТ тепловых реакторов. Поэтому, если для обеспечения топливом быстрых реакторов достаточно извлечения плутония из ОЯТ быстрых реакторов, переработка ОЯТ тепловых реакторов откладывается до того момента, когда потребуется дополнительное количество плутония. Поскольку содержание плутония в ОЯТ ВВЭР-ТОИ выше, чем в ОЯТ ВВЭР, а затраты на переработку одинаковы, переработка ОЯТ ВВЭР начинается только после того, как переработано все доступное ОЯТ ВВЭР-ТОИ. Для сделанных сценарных предположений переработка ОЯТ РБМК оказывается экономически нецелесообразной в обоих вариантах. Структура загрузки перерабатывающих ОЯТ заводов определяется балансными соотношениями и экономическими параметрами переделов ЯТЦ. Для варианта 1 в период с 2064 по 2100 гг. более 50% мощностей по переработке ОЯТ задействовано на переработку ОЯТ тепловых реакторов, после 2100 г. большая часть мощностей по переработке ОЯТ задействована на переработку ОЯТ быстрых реакторов. Для варианта 2 в период с 2045 по 2087 гг. большей частью перера-

батывается ОЯТ тепловых реакторов (задействовано более 50% мощностей), после 2087 г. – ОЯТ быстрых реакторов. Суммарные мощности заводов по переработке ОЯТ не превысят 2000 т т.м. /г. для обоих вариантов (в среднем загрузка составляет 83 и 88% для вариантов 1 и 2).

Максимальные объемы ОЯТ, аккумулирующегося в бассейнах выдержки и централизованных хранилищах, составят около 65 тыс. т т.м. (2064 г.) для варианта 1, 50 тыс. т т.м. (2052 г.) для варианта 2. Объемы ОЯТ снизятся до 47 и 29 тыс. т т.м. к 2100 г. соответственно для вариантов 1 и 2 (не все ОЯТ после пятилетней выдержки подвергнется переработке). В связи с отсутствием экономической целесообразности переработки ОЯТ РБМК оно продолжит находиться в хранилищах в объеме порядка 19 тыс. т т.м. на всем интервале прогнозирования в обоих вариантах.

Для рассмотренного базового случая стоимостных данных при сделанных предположениях разница между вариантами в полных дисконтированных затратах на всю программу развития составляет менее 1%. С учетом значительных неопределенностей в стоимостных данных на услуги ЯТЦ и сооружение реакторных установок представляет интерес оценка влияния этих неопределенностей на экономические показатели вариантов (LUEC) и разброс мощностей реакторных установок в оптимальных структурах ядерной энергетики.

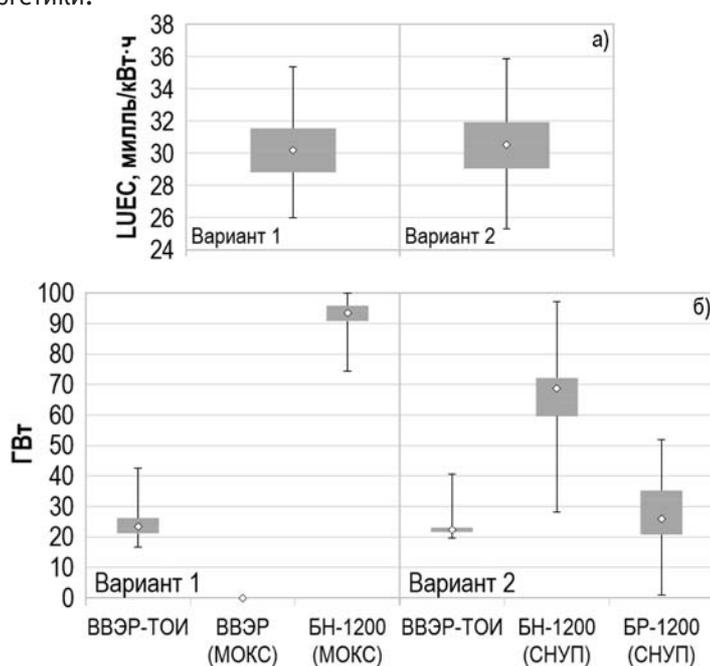


Рис.3. Разброс значений LUEC (а) и установленных мощностей РУ в оптимальных структурах ядерной энергетики в 2100 г. (б) вследствие неопределенности стоимостных данных (приведены максимальные и минимальные значения, 25 и 75% квантили, средние значения)

Выполненные варианты расчеты оптимальных структур ядерной энергетики (сгенерировано 1000 сценариев с различными значениями стоимостных данных из диапазона их неопределенностей, разброс в экономических данных взят из [1], без учета инфраструктурных ограничений) показывают, что оба варианта двухкомпонентной ЯЭС можно считать статистически неразличимыми по критерию LUEC, так как 95%-ые доверительные интервалы неопределенностей перекрываются (рис. 3а). Следовательно, невозможно сделать однозначное суждение о перспективности какого-либо из рассматриваемых вариантов по данному показателю с учетом существующих неопределенностей в стоимостных данных. Разброс в суммарных мощностях различных реакторных

установок в оптимальных структурах приведен на рис. 3б. Заметим, что БН-1200 всегда присутствует в структуре ЯЭС при сделанных консервативных предположениях, однако наиболее эффективным компаньоном ему в структуре является не ВВЭР-МОКС, а БР-1200, одновременная работа с которым (при условии достижимости заявляемых экономических показателей) способна обеспечить минимальную себестоимость производства электроэнергии.

ОБСУЖДЕНИЕ

С учетом ограниченного объема выполненных исследований результаты представленного анализа, очевидно, не могут лечь в основу обоснования управленческих решений, однако их вполне достаточно для демонстрации преимуществ применения оптимизационного подхода для задач сравнительного анализа возможных сценариев развития национальной ядерной энергетики. При заданных предположениях по затратам на передельные ЯТЦ и сооружение реакторных установок, ресурсным и инфраструктурным ограничениям экономически целесообразным оказывается постепенный умеренный переход к замкнутому ЯТЦ, позволяющий в полной мере освоить технологии замкнутого ЯТЦ и снизить существующие значительные неопределенности в стоимостных данных, что позволит сделать более обоснованные суждения о наиболее экономически предпочтительном варианте в будущем.

Для обеспечения заданного темпа роста мощностей ядерной энергетики в сложившихся в настоящее время условиях не требуется быстрый реактор с высокими параметрами воспроизводства и, как следствие, отсутствует экономически обусловленная необходимость утилизации избыточного плутония в тепловых реакторах (прочие соображения, которые могут сделать данный технологический вариант целесообразным, не обсуждаются). Выполненные оценки подтверждают тезис о том, что если предполагается в перспективе ввод быстрых реакторов, то вопрос об использовании плутония в тепловых реакторах требует детального изучения в связи с отсутствием неоспоримых аргументов, свидетельствующих о целесообразности реализации такого варианта [8, 17 – 20].

Напротив, в долгосрочной перспективе экономически эффективной представляется технологическое разнообразие быстрого компонента структуры ЯЭС, предполагающее комбинацию различных типов быстрых реакторов (на целесообразность этого указывается в [12, 14, 16]). В этом случае структуры ядерной энергетики оказываются более устойчивыми к возможным изменениям основных технико-экономических параметров системы, что подтверждается результатами анализа, выполненным на основе робастной и стохастической оптимизации [13, 16]. Данное обстоятельство свидетельствует о структурной устойчивости (робастности) найденных оптимальных структур национальной ядерной энергетики, что говорит о быстрых реакторах как основе крупномасштабной ядерной энергетики будущего, а не как возможном средстве обеспечения потребностей тепловых реакторов в топливе и обращения с их ОЯТ и РАО.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты анализа структур двухкомпонентных ЯЭС иллюстрируют возможности разработанных оптимизационных моделей, демонстрируя характерные структурные черты ЯЭС на базе быстрых реакторов для консервативных модельных предположений. В рамках принятых ограничений и предположений определены типы реакторов, требуемые для обеспечения устойчивого развития национальной ядерной энергетики, оптимальные сроки и темпы их ввода. Выполнены оценки требуемых масштабов задействования предприятий ЯТЦ (добыча урана, конверсионные и обогатительные производства, заводы по изготовлению топлива и переработке ОЯТ, хранилища ОЯТ и РАО). Указаны характерные черты, сходства и различия обоих вариантов.

Проведенный анализ указал на экономическую целесообразность технологической

диверсификации быстрой компоненты структуры ЯЭС, обеспечивающей возможность формирования робастной (устойчивой к возможным изменениям технико-экономических и сценарных параметров) структуры ядерной энергетики в будущем. Продемонстрировано, что с учетом существующих неопределенностей в стоимостях услуг ЯТЦ и реакторных технологий сделать обоснованный вывод о наибольшей привлекательности по показателю удельных дисконтированных затрат (LUEC) какого-либо из рассмотренных вариантов в настоящий момент невозможно.

Авторы выражают благодарность В.Л. Мироновичу за полезные обсуждения и помощь, оказанную при подготовке рукописи статьи.

Литература

1. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного – М.: Техносфера, 2016. – 160 С.
2. Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю. и др. Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 г. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 111. – № 4. – С. 183-196.
3. О стратегии ядерной энергетики России до 2050 г. – М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2012.
4. Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Кухаркин Н.Е. и др. Стратегический взгляд на ядерную энергетику России на современном этапе // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122. – № 3. – С. 123-126.
5. Белая книга ядерной энергетики / Под общ. ред. Е.О. Адамова. – М.: НИКИЭТ, 2001. – 270 С.
6. Адамов Е.О., Джалавян А.В. и др. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – № 6. – С. 319-330.
7. Адамов Е.О., Мочалов Ю.С., Муравьев Е.В., Рачков В.И. и др. Крупномасштабная двухкомпонентная ядерная энергетика с замкнутым ЯТЦ на базе реакторов на быстрых нейтронах / Аналитическая записка. – М.: ГК «Росатом», 2017. – 67 С.
8. Муравьев Е.В. Топливообеспечение ядерной энергетики с вводом быстрых реакторов // Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2014. – № 5. – С. 75-86.
9. Messner S., Strubergger M. User's guide for MESSAGE III, WP-95-69, IASA, 1995.
10. IAEA, MESSAGE – Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts. User manual.
11. Modelling nuclear energy systems with MESSAGE: A user's guide, IAEA Nuclear Energy Series No NG-T-5.2. – Vienna: IAEA, 2016. 126 p.
12. Андрианов А.А., Коровин Ю.А., Федорова Е.В. Оптимизация систем ядерной энергетики в среде энергетического планирования MESSAGE. – Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2012. – 132 С.
13. Andrianov A. Approaches and software for multi-objective optimization of nuclear power structures. // *Sustainability*. – 2012. – No. 4. – PP. 721-739.
14. Андрианов А.А., Купцов И.С., Утянская Т.В. Применение методов оптимизации для задач оценки эффективности систем ядерной энергетики с использованием среды MESSAGE // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 1. – С. 70-80.
15. Андрианов А.А., Коробейников В.В., Поплавская Е.В. и др. Оптимизационные исследования структуры ядерной энергетики России с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах с использованием пакета MESSAGE // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. – С. 156-164.
16. Андрианов А.А. и др. Некоторые результаты многокритериальной и робастной оптимизации структур ядерно-энергетических систем // Атомная энергия. – 2017. – Т. 123. – № 1. – С. 9-14.
17. Andrianov A., Schwenk-Ferrero A. Comparison and screening of nuclear fuel cycle options in view of sustainable performance and waste management. // *Sustainability*. – 2017. – Vol. 9. – No. 9:1623. – PP. 1-31.

18. Gao R., Nam H.O., Ko W.I., Jang, H. National options for a sustainable nuclear energy system: MCDM evaluation using an improved integrated weighting approach. // *Energies*. – 2017. – Vol. 10. – No. 12. – P. 24.

19. Каграманян В. Мне жалко французов. Электронный ресурс: <http://www.atominform.ru/news/air1918.htm> (дата доступа: 05.03.2018).

20. Пономарев-Степной Н.Н., Цибульский В.Ф. Оценка эффективности использования смешанного уран-плутониевого топлива в ВВЭ// *Атомная энергия*. – 2007. – Т. 103. – № 5. – С. 275-277.

Поступила в редакцию 07.04.2018 г.

Авторы

Андрианов Андрей Алексеевич, доцент, канд. техн. наук
E-mail: andreyandrianov@yandex.ru

Купцов Илья Сергеевич, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: kuptsov_ilia@list.ru

Осипова Татьяна Андреевна, заместитель директора
E-mail: taosipova@merphi.ru

Андрианова Ольга Николаевна, с.н.с., канд. техн. наук
E-mail: oandrianova@ippe.ru

Утянская Татьяна Владимировна, м.н.с.
E-mail: tutian@gmail.com

UDC 621.039.003

OPTIMIZATION MODELS OF TWO-COMPONENT NUCLEAR ENERGY SYSTEM WITH THERMAL AND FAST REACTORS IN A CLOSED NUCLEAR FUEL CYCLE

Andrianov A.A.*, Kuptsov I.S.*, Osipova T.A.*, Andrianova O.N.**, Utyanskaya T.V.***

* Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg. 249040 Russia

** JSC «SSC RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky»

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

*** JSC «Engineering Center of Nuclear Containers»

Bld. 1, Marshala Biryuzova st., Moscow, 123298 Russia

ABSTRACT

The article gives a brief description and some illustrative application results for two optimization models of a two-component nuclear energy system consisting of thermal and fast reactors in a closed nuclear fuel cycle. These models correspond to two possible ways of developing Russian nuclear energy system in the future which are discussed in the expert community: (1) thermal and fast reactors using oxide fuel (UOX, MOX), (2) thermal reactors using uranium oxide fuel and fast reactors using mixed nitride uranium-plutonium (MNUP) fuel. Both optimization models have been elaborated in the IAEA energy planning tool MESSAGE, which is recommended for use as a software package, part of the International Project INPRO. The created models were prepared in full compliance with the recommendations for the IAEA's PESS and INPRO sections, regarding the specification of nuclear energy systems in MESSAGE. The models were

verified by comparison with the results obtained using original nuclear material flow codes. The models make it possible to optimize the nuclear energy structures in accordance with the economic criteria (minimum total discounted costs), taking into account multiple resources and infrastructural constraints and restrictions. In addition, they can be used as a basis for developing multi-objective, stochastic and robust optimization models of a two-component nuclear energy system. The work is based on publications of experts from NRC «Kurchatov Institute», JSC «SSC RF-IPPE», ITCP «Proryv», JSC «NIKIET». The presented results demonstrate some characteristic structural features of two-component nuclear energy system models, manifested when applying the optimization approach to the problem of searching for and justifying the most effective and robust structures of nuclear energy systems. It has been demonstrated that, taking into account the existing uncertainties in the nuclear fuel cycle services and reactor technology costs, it is impossible to make a justified conclusion about the greatest attractiveness by the economic criterion (levelized generation cost) between the two options considered.

Keywords: thermal reactors, fast reactors, closed nuclear fuel cycle, UOX, MOX, MNUP, optimization, uncertainty, forecasting, MESSAGE.

REFERENCES

1. *Two-Component Nuclear Power System with Thermal and Fast Reactors in a Closed Nuclear Fuel Cycle*. Ed. by N.N. Ponomarev-Stepnoy Moscow. Tekhnosfera Publ., 2016, 160 p. (in Russian).
2. Alekseev P.N., Asmolov V.G., Gagarinskii A.Y., Kukharkin N.E., Semchenkov Y.M., Sidorenko V.A., Subbotin S.A., Tsibulskii V.F., Shtrombakh Y.I. The strategy for the development of nuclear energy in Russia until 2050. *Atomnaya Energiya*. 2011, v. 111, no. 4, pp. 183-196 (in Russian).
3. Alekseev P.N., Asmolov V.G., Gagarinskiy A.Yu., Kukharkin N.E., Semchenkov Yu.M., Sidorenko V.A., Subbotin S.A., Tsibulskiy V.F., Shtrombah Ya.I. On the Russian Nuclear Power Industry Development Strategy until 2050. In Proc. of the VIII-th International Scientific and Technical Conf. «Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Power Industry». Moscow, 2012 (in Russian).
4. Alekseev P.N., Gagarinskii A.Y., Kukharkin N.E., Semchenkov Y.M., Sidorenko V.A., Subbotin S.A., Tsibulskii V.F., Shimkevich A.L., Shtrombakh Y.I. Strategic view on nuclear power in Russia at the present stage, *Atomic Energy*. 2017, v. 122, no 3, pp. 123-126 (in Russian).
5. *White Book of Nuclear Power Engineering*. Ed. by E.O. Adamov. Moscow. JRC «NIKIET» Publ., 2001, 270 p. (in Russian).
6. Adamov E.O., Dzhilavyan A.V., Lopatkin A.V., Molokanov N.A., Muravyov E. V., Orlov, V.V., Kal'akin S.G., Rachkov V.I., Troyanov V.M., Avrorin E.N., Ivanov V.B., Aleksakhin R.M.. Conceptual framework of a strategy for the development of nuclear power in Russia to 2100. *Atomnaya Energiya*. 2012, v. 112, no. 6, pp. 391-403 (in Russian).
7. Adamov E.O., Mochalov Yu.S., Muraviev E.V., Rachkov V.I. Large-scale two-component nuclear power with a closed nuclear fuel cycle on the fast neutron reactors basis. Report to SC «Rosatom». Moscow. SC «Rosatom» Publ., 2017, 67 p. (in Russian).
8. Muravev E.V. Fuel supply of nuclear power with the fast reactors involving. *Izvestiya Rossiyskoy akademii nauk. Energetika*. 2014, v. 5, pp. 75-86 (in Russian).
9. Messner S., Strubergger M. *User's guide for MESSAGE III*, WP-95-69, IIASA, 1995.
10. *MESSAGE – Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts. User manual (DRAFT)*. International Atomic Energy Agency: Vienna, Austria.
11. *Modelling nuclear energy systems with MESSAGE: a user's guide*, IAEA Nuclear Energy Series No NG-T-5.2. Vienna, 2016, 126 p.

12. Andrianov A., Korovin Yu., Fedorova E. *Optimization of nuclear energy systems by means of the energy planning tool MESSAGE*. Obninsk. INPE NRNU MEPHI Publ., 2012. 132 p. (in Russian).
13. Andrianov A. Approaches and software for multi-objective optimization of nuclear power structures. *Sustainability*. 2012, v. 4, pp.721-739.
14. Andrianov A., Kuptsov I., Utianskaya T. Application of optimization methods for nuclear energy system performance assessment by the MESSAGE software. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2016, no. 1, pp. 70-80 (in Russian).
15. Andrianov A., Korobeinikov V., Poplavskaya E., Rachkova E., Fedorova E. Optimization studies of the Russia's nuclear power industry structure with thermal and fast neutron reactors by the MESSAGE software. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2010, no. 2, pp. 156-164 (in Russian).
16. Andrianov A., Kuptsov I., Utyanskaya T. Some results of multicriterial and robust optimization of nuclear power systems structure. *Atomnaya Energiya*, 2017, v. 123, no. 1, pp. 9-14 (in Russian).
17. Andrianov A., Schwenk-Ferrero A. Comparison and screening of nuclear fuel cycle options in view of sustainable performance and waste management. *Sustainability*. 2017, v.9, no. 9:1623, pp. 1-31.
18. Gao R., Nam H.O., Ko W.I., Jang H. National options for a sustainable nuclear energy system: MCDM evaluation using an improved integrated weighting approach. *Energies*. 2017, v.10, no.12, 24 p.
19. Kagramanyan V. I'm upset for the French. Available at: <http://atominfo.ru:17000/hl?url=webds/atominfo.ru/en/news/e0178.htm&mime=text/html&charset=windows-1252> (accessed July 05, 2018).
20. Ponomarev-Stepnoi N., Tsibul'skii V. Assessment of the effectiveness of mixed uranium-plutonium fuel in VVER. *Atomic Energy*, 2007, v. 103, no. 5, pp. 833-835.

Authors

Andrianov Andrei Alekseevich, Associate Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: andreyandrianov@yandex.ru

Kuptsov Ilya Sergeevich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: kuptsov_ilia@list.ru

Osipova Tatiana Andreevna, Deputy Director

E-mail: taosipova@mephi.ru

Andrianova Olga Nikolaevna, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: oandrianova@ippe.ru

Utyanskaya Tatyana Vladimirovna, Researcher

E-mail: tutian@gmail.com