

ОПТИМИЗАЦИОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ СТРУКТУРЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ С РЕАКТОРАМИ НА ТЕПЛОВЫХ И БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПАКЕТА MESSAGE

А.А. Андрианов*, В.В. Коробейников**, Е.В. Поплавская**,
Е.Н. Рачкова**, Е.В. Федорова*

* Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

** ГНЦ РФ-Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск



Представлены результаты расчетно-оптимизационных исследований вариантов развития ядерной энергетики России, полученные для различных предположений о запасах природного урана.

Продемонстрирована возможность применения пакета энергетического планирования MESSAGE (Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts) для выработки требований к характеристикам воспроизводства быстрых натриевых реакторов и оценки требуемых масштабов развития предприятий ЯТЦ.

Ключевые слова: оптимизация, ядерная энергетика, ядерный топливный цикл, быстрые реакторы.

Key words: optimization, nuclear power, nuclear fuel cycle, fast reactors.

ВВЕДЕНИЕ

Возможности полезного применения энергии ядерного деления, которые были обоснованы много лет назад, позволили в семидесятые годы прошлого века сделать весьма оптимистические прогнозы ее развития, предсказывавшие очень высокий уровень установленных ядерных мощностей в мире к 2000 г. Реальный ход событий показал, что эти прогнозы оказались завышенными более чем на порядок. К сожалению, большие планы по развертыванию мощностей ядерной энергетики (ЯЭ) России также не были выполнены. Тем не менее, те страны (Франция, Япония, США и др.), которые взяли решительный курс на осуществление своих ядерных программ, смогли за короткий срок (в течение 10–15 лет) диверсифицировать структуру производства базисной электроэнергии, т.е. обеспечить в ней достаточно высокую долю ядерного электричества.

В настоящее время вновь просматривается очевидная тенденция осознания значимости ЯЭ в качестве стабильного и эффективного энергоресурса, повсеместно сопровождаемая стимулированием инвестиций и инноваций в эту сферу.

© А.А. Андрианов, В.В. Коробейников, Е.В. Поплавская, Е.Н. Рачкова, Е.В. Федорова, 2010

Тенденция эта обусловлена возрастанием экологических, экономических и геополитических проблем доминирующей сегодня энергетики на основе органического топлива. Многие ведущие страны уже рассчитывают на преимущества ЯЭ следующего IV поколения. Эти инновационные энергетические системы должны отвечать следующим основополагающим требованиям: быть ресурсообеспеченными и малоотходными в долгосрочной перспективе; оставаться экономически эффективными; поддерживать необходимый уровень безопасности и надежности; обеспечивать устойчивость атомной энергетики в плане нераспространения ядерного оружия. Достигнутые к настоящему времени результаты в сфере развития инновационных ядерных технологий обеспечивают России лидирующие позиции в технологической готовности к инновационному развитию своей ЯЭ.

Переход к рециклу плутония в натриевых быстрых реакторах означает создание такой структуры ядерного топливного цикла (ЯТЦ), которая обеспечила бы потребности ЯЭ России в топливе на длительную перспективу исходя из доступных природных ресурсов.

Моделирование сценариев развития ЯЭ с натриевыми быстрыми реакторами, имеющими различные параметры потребления и воспроизводства топлива, позволяет сформулировать требования к параметрам быстрых реакторов и оценить требуемые масштабы развития предприятий ЯТЦ.

В работе представлены результаты расчетно-оптимизационных исследований модельных сценариев развития двухкомпонентной ЯЭ России, полученные для различных предположений о запасах природного урана.

Для решения задачи была разработана расчетная схема замкнутого топливного цикла в среде оптимизационного программного комплекса MESSAGE (Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impacts) [1]. В результате расчетов определена оптимальная при принятых предположениях динамика ввода в структуру ЯЭ России мощностей инновационных ядерно-энергетических установок типа БН с различными параметрами воспроизводства. Для рассчитанных вариантов оптимальной структуры системы были определены потребности в обогащенных предприятиях, предприятиях по производству уранового и MOX-топлива, объемы переработки отработавшего ядерного топлива, динамика потребления плутония и накопления отработавшего топлива.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Расчеты были проведены для двух предположений относительно запасов природного урана: «умеренных», равных 1 млн. 200 тыс. т (вариант «а»), и «оптимистических», равных 1 млн. 600 тыс. т (вариант «б»). Прогноз роста цен на природный уран представлен в табл.1.

Существующие АЭС были агрегированы в две группы по типам реакторов: РБМК и ВВЭР. В качестве кандидатов на ввод в развивающуюся систему ЯЭ рассматрива-

Таблица 1

Динамика цен на природный уран

Год	\$/кг
2007	64.6
2010	107.4
2015	178.7
2020	250.0

лись реакторы ВВЭР, ВВЭРм (модифицированный реактор ВВЭР с повышенной глубиной выгорания), БН-800 и три варианта реактора БН-К с КВ=1.23, 1.34, 1.42, которые обозначены далее как БН-К-1, БН-К-2, БН-К-3 соответственно.

Расчетная схема модели ядерной энергосистемы России приведена на рис.1.

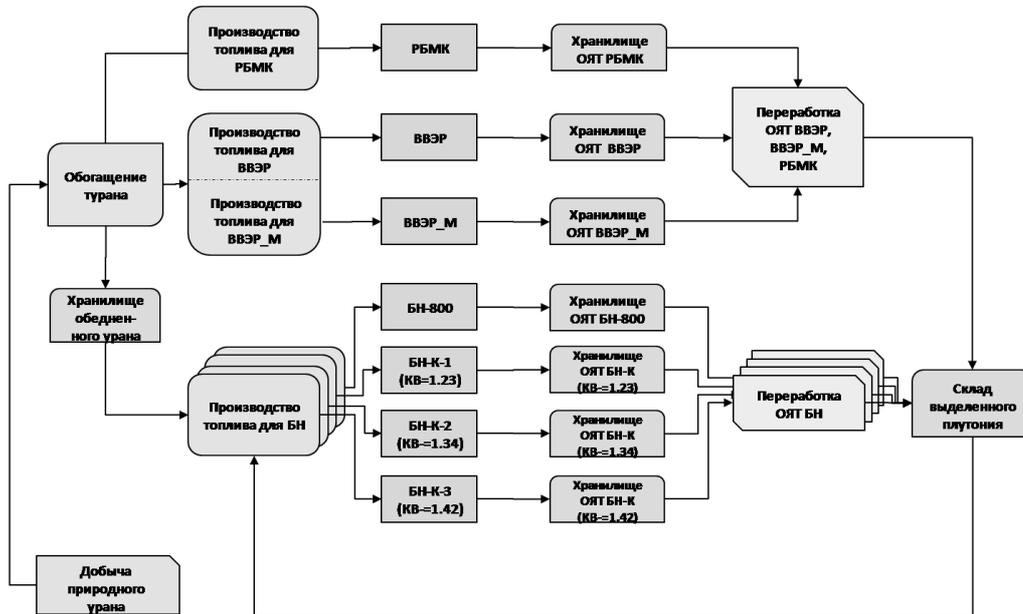


Рис. 1. Расчетная схема ЯТЦ

Характеристики тепловых и быстрых реакторов, использованные для подготовки данных в формате MESSAGE, представлены в табл.2 и 3. Все использованные в расчетах величины являются среднегодовыми, т.е. соответствуют рабочим характери-

Таблица 2

Характеристики реакторов на тепловых нейтронах [2]

Тип реактора	Мощность (э), МВт	Глубина выгорания, ГВт-г/т т.м.	КИУМ, %	Момент возможного ввода, год	Срок службы, лет
РБМК	1000	20	0.8	Не разрешен	40
ВВЭР	1000	40	0.8	–	50
ВВЭРм	1200	60	0.9	2015	60

Таблица 3

Характеристики реакторов на быстрых нейтронах

Тип реактора	Мощность (э), МВт	КВ	КИУМ, %	Момент возможного ввода, год	Срок службы, лет
БН-800	870	1	0.85	2012	45
БН-К-1	1200	1.23	0.9	2016	60
БН-К-2	1200	1.31	0.9	2030	60
БН-К-3	1200	1.42	0.9	2050	60

стикам реакторов в установившемся режиме работы. В данном исследовании использовалось упрощенное представление быстрого реактора без отдельного моделирования активной зоны и бланкетов.

Расчеты проводились с учетом предыстории развития ЯЭ России [3].

Типы заводов по переработке облученного ядерного топлива (ОЯТ), моменты возможного ввода и типы реакторов, ОЯТ которых на них перерабатывается, представлены в табл. 4. В силу того, что завод РТ-2 является относительно законченным проектом, он смоделирован как отдельное предприятие с известной проектной мощностью переработки ОЯТ. Предполагалось, что после 2030 г. может перерабатываться ОЯТ реакторов типа РБМК.

Таблица 4

Заводы по переработке ОЯТ

Тип завода	Момент возможного ввода	Ограничения по мощности	Перерабатываемое ОЯТ
РТ-1	Эксплуатируется до 2020 г.	От 200 до 400 т/г.	ВВЭР
РТ-2	2018 г.	Не более 1500 т/г.	ВВЭР, ВВЭРм
РТ-ЛВР	2030 г.	Нет ограничений	ВВЭР, ВВЭРм, РБМК
РТ-БН	2030 г.	Нет ограничений	БН 800, БН-К-1.2.3

Накопленные к 2007 г. ОЯТ и выделенный плутоний (табл.5) рассматривались в качестве существующего ресурса для производства топлива БН.

Стоимостные характеристики реакторных установок и предприятий ЯТЦ представлены в табл. 6 [5].

Таблица 5

Складские запасы ОЯТ тепловых реакторов и плутония [4]

Складские запасы	Объемы, т
ОЯТ ВВЭР	7 000
ОЯТ РБМК	11 500
Плутоний	40 (энергетический) + 40 (оружейный)

Согласно плану развития ЯЭ России, изложенному в ФЦП «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007 - 2010 гг. и на перспективу до 2015 г.», предполагается строительство по 1 ГВт ВВЭР в 2009, 2011, 2012 г.; по 2 ГВт ВВЭР в 2013 – 2015 гг. и БН-800 в 2012 г. Эти данные были заложены в модель как принятый к исполнению план строительства АЭС [6]. Поскольку структура ЯЭ на этом временном интервале жестко задана, прогнозный интервал, для которого проводились оптимизационные расчеты, начинался с 2016 г. и составил 85 лет. Чтобы учесть краевые эффекты моделирования, горизонт прогнозирования был расширен до 2150 г. для корректного описания задержек топливного цикла. Для всех вариантов расчетов норма дисконтирования принималась равной 4%.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

В качестве примера, иллюстрирующего возможности разработанной расчетной схемы, приведены результаты расчетов для сценария развития ЯЭ России, предусматривающего строительство 100 ГВт установленных мощностей к 2050 г. и 200 ГВт к 2100 г.

Таблица 6

Экономические параметры модели

Тип реакторной установки	Мощность (э), МВт	Удельные капитальные затраты млн.долл./МВт
БН-800	870	2600
БН-К	1200	1700
ВВЭР	1000	1900
ВВЭРм	1200	1700
Тип завода	Производственная мощность, т т.м./год	Удельные капитальные затраты, млн.долл./ т т.м.
Завод по производству МОКС-топлива	110	7885
Завод по переработке ОЯТ БН	150	5120
Завод РТ-2 по переработке ОЯТ ВВЭР	1500	1775
Передел ЯТЦ	Тип реактора	Значение
Конверсия, \$/кг U	ВВЭР, ВВЭРм, РБМК	17
Обогащение, \$/кг ЕРР	ВВЭР, ВВЭРм, РБМК	100
Изготовление топлива, \$/кг(т.м.)	ВВЭР, ВВЭРм, РБМК	510
	БН	2400
Временное хранение ОЯТ, \$/кг(т.м.)/г.	ВВЭР, ВВЭРм, РБМК	4
	БН	4
Хранение выделенного плутония, \$/кг(т.м.)/г.		2000
Переработка, \$/кг(т.м.)	ВВЭР, ВВЭРм	800
	РБМК	800
	БН	1500

Структуру системы ЯЭ, полученную в результате оптимизационных расчетов, определяют имеющиеся запасы природного урана. Поскольку запасов природного урана недостаточно для производства требуемого по сценарию количества электроэнергии, в структуру системы включаются наработчики вторичного ядерного топлива – реакторы БН-К-1 и БН-К-2 в варианте по запасам урана «а» и БН-К-1 в варианте «б» (рис.2).

Топливный цикл тепловых реакторов дешевле, чем быстрых, поэтому оптимальная структура включает в себя максимально возможную при данных запасах урана долю тепловых реакторов. Весь новый парк ЛВР после 2015 г. составляют реакторы ВВЭРм (табл. 7). На основании ограничений (табл. 3) в обоих вариантах в систему вводится около 3.5 ГВт БН-К-1 для возможно более раннего начала утилизации находящегося в хранилищах плутония. Более масштабный ввод реакторов БН-К-1 на начальном этапе прогнозного периода экономически нецелесообразен из-за высоких затрат на переработку отработавшего топлива. Активное наращивание мощностей реакторов БН-К-1 начинается после 2060 г. для варианта «а» и после 2075 г. для варианта «б».

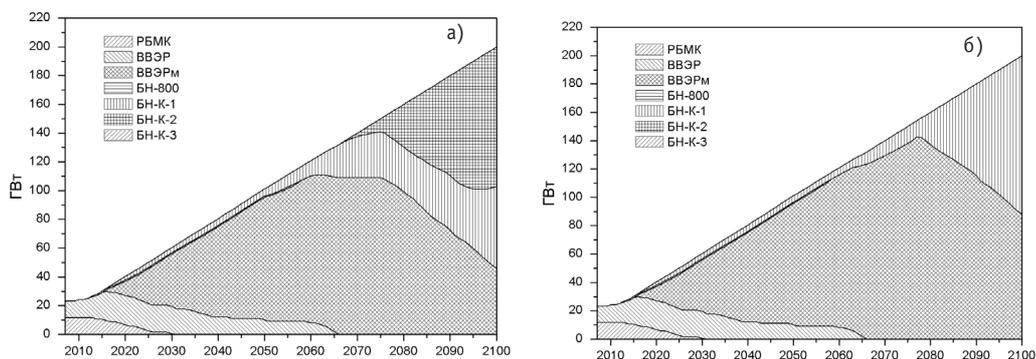


Рис. 2. Структура установленных мощностей ЯЭ: а) – запасы урана 1.2 млн. т; б) – запасы урана 1.6 млн. т

Для замыкания топливного цикла при запасах урана 1.2 млн.т реактор БН-К-1 имеет недостаточно высокие параметры воспроизводства плутония. Чтобы обеспечить систему ЯЭ топливом после 2065 г., когда прекращается строительство реакторов ВВЭРм и весь прирост производства ядерной энергии обеспечивается быстрыми реакторами, необходим ввод в эксплуатацию реакторов БН-К-2 (табл. 7).

Доля быстрых реакторов в структуре системы ЯЭ к концу прогнозного периода достигает 77% для варианта «а» и 56% для варианта «б».

Таблица 7

Динамика ввода мощностей (вариант «а»/вариант «б»), ГВт

	РБМК	ВВЭР	ВВЭРм	БН-800	БН-К-1	БН-К-2	БН-К-3
2009–2015	0/0	8/8	0/0	0.87/0.87	0/0	0/0	0/0
2016–2025	0/0	0/0	27/27	0/0	4/4	0/0	0/0
2026–2035	0/0	0/0	25/25	0/0	1/1	0/0	0/0
2036–2045	0/0	0/0	24/24	0/0	0/0	0/0	0/0
2046–2055	0/0	0/0	18/22	0/0	4/0	0/0	0/0
2056–2065	0/0	0/0	15/25	0/0	14/4	0/0	0/0
2066–2075	0/0	0/0	0/18	0/0	9/3	12/0	0/0
2076–2085	0/0	0/0	0/10	0/0	7/39	43/0	0/0
2086–2095	0/0	0/0	0/0	0/0	9/46	36/0	0/0

Как видно из результатов расчетов, приведенных на рис. 2 и в табл. 7, реактор БН-К-3, имеющий предельно высокий КВ, при заданном спросе на ядерную электроэнергию не включается в оптимальную структуру системы ЯЭ.

Годовое потребление природного урана, потребности в услугах по обогащению и изготовлению топлива тепловых реакторов определяются графиком их ввода. Приведенные на рис. 3 результаты получены в предположении, что все введенные в эксплуатацию тепловые реакторы должны полностью отработать свой срок службы. Поэтому в обоих вариантах по запасам урана к 2100 г. потребляется только около 95 % имеющегося природного урана. Оставшаяся часть расходуется после 2100 г. на обеспечение топливом тепловых реакторов, которые не выработали срок службы к концу интервала прогнозирования. До 2050 г. изменение суммарного потребления природного урана совпадает для обоих вариантов по его запасам. Одинаковое потребление природного урана объясняется тем, что график строи-

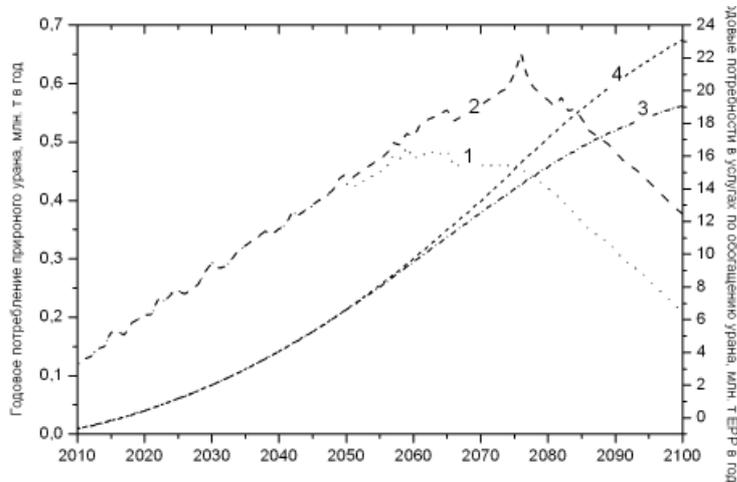


Рис. 3. Услуги по обогащению и годовое потребление природного урана: 1 – годовое потребление природного урана (запасы урана 1.2 млн. т); 2 – годовое потребление природного урана (запасы урана 1.6млн. т); 3 – годовые потребности в услугах по обогащению (запасы урана 1.2 млн. т); 4 – годовые потребности в услугах по обогащению (запасы урана 1.6млн. т)

тельства реакторов типа ВВЭРм на интервале с 2016 по 2049 гг. совпадает.

Пик нагрузки обогатительных предприятий для варианта «а» приходится на 2059 г. и составляет около 17 млн. кг ЕРР, для варианта «б» максимум производства ЕРР – 22 млн. кг ЕРР требуется в 2076 г.

Динамика изменения потребностей в услугах по обогащению ^{235}U совпадает с динамикой изменения потребностей в услугах по изготовлению топлива тепловых реакторов. Всплески кривых соответствуют моментам ввода новых мощностей тепловых реакторов. Потребности в услугах по изготовлению топлива для загрузки и подпитки тепловых реакторов не превышают 2100 т т.м. для варианта «а» и 2700 т т.м. для варианта «б».

Потребности в услугах по изготовлению топлива быстрых реакторов до момента их массового ввода в эксплуатацию (с 2060 г. для варианта «а» и с 2077 г. для варианта «б») составляют для обоих вариантов около 180 т т.м. К 2100 г. объемы изготовления топлива возрастают примерно в 15 раз для варианта «а» и в 10 раз для варианта «б».

Для производства топлива быстрых реакторов используется хранящийся на складах выделенный плутоний и плутоний, получаемый в процессе переработки ОЯТ тепловых и быстрых реакторов. Как видно из графиков на рис. 4, переработка ОЯТ быстрых реакторов начинается с 2030 г. – даты, разрешенной ограничениями задачи (табл.б). Согласно полученным результатам расчета баланса по плутонию, к этому моменту запасы плутония полностью израсходованы на изготовление топлива реакторов БН-800 и БН-К-1 для обоих вариантов по запасам урана. К концу прогнозного периода объемы переработки быстрых реакторов достигают 1800 и 1200 т т.м. соответственно для вариантов «а» и «б».

Несмотря на более высокие удельные затраты на переработку ОЯТ БН, меньшие требуемые объемы перерабатываемого ОЯТ для получения нужного количества плутония делают переработку ОЯТ БН экономически более выгодной по сравнению с переработкой ОЯТ тепловых реакторов. Поэтому, если для замыкания топливного цикла достаточно ОЯТ БН и разрешенные сроки ввода заводов по переработке ОЯТ БН не препятствуют своевременной переработке необходимого количества ОЯТ БН, сооружение заводов по переработке ОЯТ тепловых реакторов от-

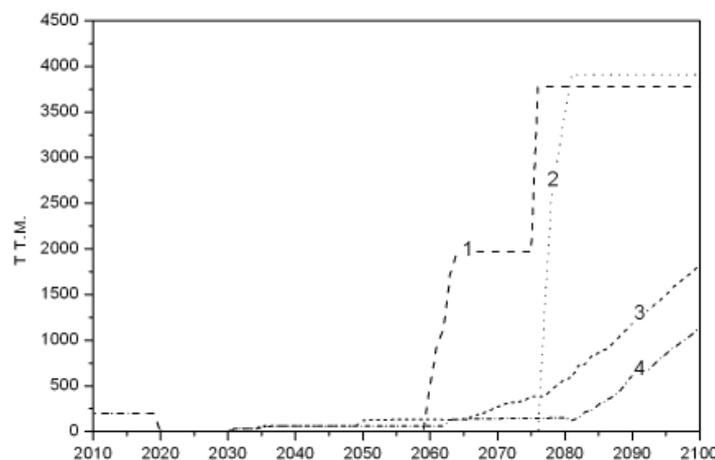


Рис. 4. Задействованные мощности перерабатывающих ОЯТ ЛВР и БН заводов: 1 – годовые потребности в услугах по переработке ОЯТ тепловых реакторов (запасы урана 1.2 млн. т); 2 – годовые потребности в услугах по переработке ОЯТ тепловых реакторов (запасы урана 1.6млн. т); 3 – годовые потребности в услугах по переработке ОЯТ быстрых реакторов (запасы урана 1.2 млн. т); 4 – годовые потребности в услугах по переработке ОЯТ быстрых реакторов (запасы урана 1.6млн. т)

кладывается до момента массового ввода в эксплуатацию реакторов типа БН. Сроки ввода перерабатывающих заводов определяются балансными соотношениями и экономическими параметрами переделов топливного цикла.

На рисунке 5 показана динамика изменения объемов ОЯТ тепловых и быстрых реакторов в хранилищах.

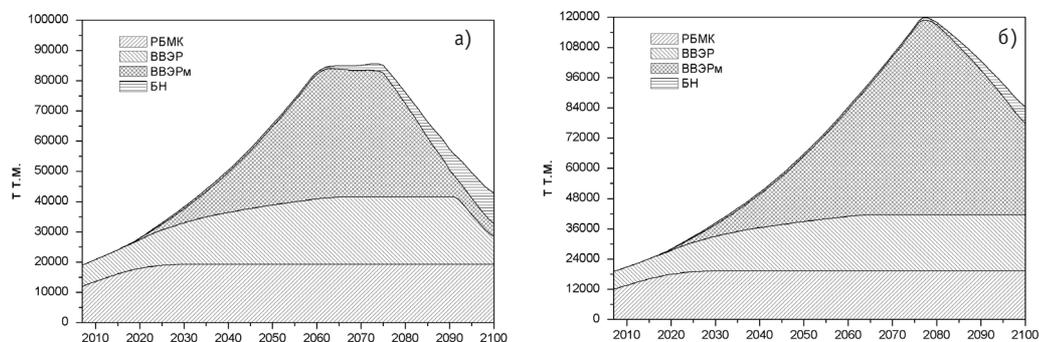


Рис. 5. ОЯТ ЛВР и БН: а) – запасы урана 1.2 млн. т; б) – запасы урана 1.6 млн. т

Как видно из рис. 5 б, требуемые объемы хранилищ ОЯТ для варианта «б» составляют около 120000 т т.м.; для варианта «а» объемы хранилищ меньше примерно на 30%.

Согласно результатам расчетов, переработка топлива РБМК экономически нецелесообразна в обоих вариантах по запасам урана. Поскольку содержание плутония в выгруженном топливе ВВЭРм выше, чем в выгруженном топливе ВВЭР, а затраты на переработку одинаковы, переработка ОЯТ ВВЭР начинается только после того, как переработано все доступное ОЯТ ВВЭРм (рис. 5а).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Приведенные в работе результаты оценки оптимальной структуры замкнутого топливного цикла ЯЭ России иллюстрируют возможности применения разрабо-

танной расчетной схемы для задач прогнозирования развития ЯТЦ. В рамках принятых ограничений модели определены типы БН, требуемые для замыкания топливного цикла в случае оптимистичного и умеренного прогнозов относительно запасов природного урана, оптимальные сроки и темпы их строительства. Выполнены оценки требуемых масштабов развития предприятий топливного цикла: обогащательных производств, заводов по изготовлению топлива, заводов по переработке ОЯТ, объемов хранилищ ОЯТ. Расчеты показали, что при заданных предположениях о затратах на переделы топливного цикла экономически целесообразным оказывается возможно более поздний переход к замкнутому топливному циклу. Для обеспечения заданного спроса на производство ядерной электроэнергии не требуется реактор БН с предельно высоким КВ.

Литература

1. IASA, MESSAGE – Model for Energy Supply Strategy Alternatives and their General Environmental Impact, www.iasa.ac.at.
2. Nuclear Fuel Cycle Simulation System (VISTA), IAEA-TECDOC-1535.
3. IAEA, Power Reactor Information System, PRIS.
4. Концепция по обращению с ОЯТ. – М.: ГК РОСАТОМ, 2008.
5. Trends in nuclear fuel cycle: economic, environmental and social aspects. – NEA OECD, 2001.
6. Федеральная целевая программа «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007 – 2010 гг. и на перспективу до 2015 гг». Постановление Российской Федерации от 6 октября 2006 г. № 605.

Поступила в редакцию 28.01.2010