

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Диаграммы** состояния двойных металлических систем. Справочник. М.: Машиностроение. В 3 т.: 1996, т. 1, 992 с.; 1997, т. 2, 1024 с.; 1999, т. 3. Книга 1, 872 с.; 2000, т. 3. Книга 2. 448 с.
2. **Кутайцев В.И.** Сплавы тория, урана и плутония. Сборник материалов по диаграммам состояния и кристаллическим структурам. М.: Госатомиздат, 1962. 224 с.
3. **Воздвиженский В.М.** Прогноз двойных диаграмм состояния. По статистическим критериям. М.: Металлургия, 1975. 223 с.
4. **Воздвиженский В.М.** Уравнения для расчета концентраций невариантных точек в двухкомпонентных системах. — Цветные металлы, 1971, № 1, с. 105—108.
5. **Ефимов Ю.В.** Некоторые закономерности эвтектоидных превращений двойных систем. — Журн. физ. химии, 1967, т. XLI, № 7, с. 1683—1686.
6. **Ellinger F., Land C., Miner W.** The solubility limits of aluminium in delta plutonium and some revisions of the plutonium — phase diagram. — J. Nucl. Mater., 1962, v. 5, № 2, p. 165—172.
7. **Timofeeva L.F.** Low temperature equilibrium ageing under self-irradiation in binary alloys of plutonium with elements of the IIIB group. — In: Proc. of the Intern. Conf. on Ageing Studies and Lifetime Extension of Materials. Oxford, July 10—13, 1999. Dordrecht: Kluwer Academic Publisher, 2001, p. 191—198.
8. **Тимофеева Л.Ф.** Низкотемпературное равновесие, старение и самооблучение в двойных сплавах плутония с элементами III-B группы. — В сб.: Избранные труды ВНИИНМ. М., 2002, т. 2, с. 144—153.
9. **Hecker S., Timofeeva L.F.** A table of two diagrams. — J. Los Alamos Science, 2000, № 26(1), p. 244—251.
10. **Бочвар А.А., Конобеевский С.Т., Кутайцев В.И. и др.** Взаимодействие плутония с другими металлами в связи с их расположением в Периодической системе Д.И. Менделеева. — Труды II Женевской конф. Докл. сов. ученых, 1959, т. 3, с. 376—395.
11. **Чеботарев Н.Т., Курило В.С., Тимофеева Л.Ф. и др.** Влияние температуры и давления на фазовое равновесие в сплавах систем плутоний—алюминий, плутоний—галлий. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, 1990, вып. 3, № 37, с. 20—28.

Поступила в Редакцию 4.04.03

УДК 621.039.526

ТЕКУЩИЕ И ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ЗАДАЧИ ТОПЛИВООБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Солонин М.И., Коновалов И.И. (Минатом России)

В июне 2004 г. исполняется 50 лет со дня пуска первой в мире промышленной АЭС в Обнинске. Это достаточный период для того, чтобы рассмотреть, насколько оправдались ожидания, имевшие место на заре развития ядерной энергетики, во взаимосвязи с концептуальными вопросами ее топливообеспечения, ядерного топливного цикла.

Как известно, главными аргументами в пользу создания в 50—60-е годы прошлого столетия промышленной ядерной энергетики являлись накопленный в ходе военных программ по созданию ядерного оружия научный и практический опыт в области реакторной технологии, гидрометаллургического и радиохимического производств, наличие высококвалифицированных кадров, необходимость альтернативных источников энергии в целях постепенного замещения традиционных на органическом топливе. В части обеспечения сырьевыми ресурсами важными аргу-

ментами также являлись развитие сырьевой базы делящихся материалов, существенно превышающей масштабы потребления в военной сфере, теоретическая неисчерпаемость топливных ресурсов при реализации замкнутого ядерного топливного цикла с использованием быстрых реакторов.

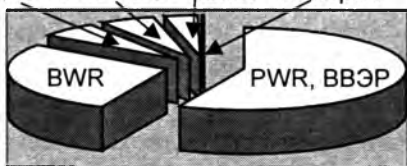
Важно отметить, что принципиальная возможность замыкания цикла по урану и плутонию была показана при реализации военных программ, первой из опытных ядерных энергетических установок, давшей первые киловатты электроэнергии, стал американский быстрый натрий-калиевый реактор EBR I, реализующий принцип топливного самообеспечения.

Вместе с тем исторический опыт создания и эксплуатации объектов мировой ядерной энергетики свидетельствует о чрезмерно оптимистичных для того периода времени, неоправданных в полной мере практикой прогнозах относительно масштабов энергетики на быстрых реакторах и активного вовлечения в топливный цикл регенерированного урана и плутония. В то время как природный уран превратился в основной топливный ресурс, полноценное использование регенерированного урана ограничивается его радиационными и физическими характеристиками. Энергетический плутоний оказался специфическим высокоактивным материалом, требующим чрезвычайно продуманного и дорогостоящего процесса обращения с ним как при хранении, так и при изготовлении топлива. Безопасность, экономичность, конкурентоспособность, реакторная технология, оправдавшая себя при реализации оборонных программ, способствовали тому, что тепловые реакторы с водяным теплоносителем и урановым топливом стали основой развития ядерной энергетики в мире.

Показатель использования энергетического потенциала природного урана для тепловых реакторов с открытым топливным циклом составляет 0,5—0,6% (для быстрых реакторов с замкнутым топливным циклом около 90%). Это обстоятельство с принципиальных позиций поставило ядерную энергетику на тепловых реакторах, сжигающих ^{235}U , в один ряд с энергетикой, основанной на использовании исчерпаемых органических видов сырья, дефицит некоторых из них наступит в текущие десятилетия.

Наряду с легководными получили распространение тяжеловодные реакторы на природном уране. Их ядерный топливный цикл имеет лучшие показатели топливоиспользования, однако принципиально не меняет картину. Как видно из рис. 1, сейчас основу мировой ядерной энергетики составляют водо-водяные реакторы под давлением и кипящие тепловые реакторы. Их доля по установленной мощности составляет около 92%. Из соображений безопасности эксплуатации, освоенности технологии, технических возможностей в качестве топлива используется диоксид

Магноксо-
вые, AGR CANDU РБМК Быстрые



Р и с. 1. Структура мировой ядерной энергетики

урана. Физические свойства активной зоны легководных реакторов в совокупности с диоксидом урана, имеющим относительно низкую плотность по урану, предопределили неэффективный ядерный топливный цикл с позиций использования энергетического потенциала природного урана. Но даже сформировавшийся в таком виде ядерный топливный цикл обладает высокой конкурентоспо-

способностью по отношению к энергетике на органических видах сырья в структуре всего топливно-энергетического баланса. Для некоторых развитых стран (Франции, Японии, Швейцарии) данный вид энергетики оказался по геолого-климатическим характеристикам безальтернативным. Почти то же самое можно сказать в отношении отдельных географических регионов (стран Восточной Европы, европейской части России, Атлантического побережья США). Наиболее перспективной для развития мировой ядерной энергетики следует признать динамично развивающуюся экономику стран Юго-Восточной Азии и в первую очередь Китая, Южной Кореи, Индии. Следует признать уникальными возможности использования транспортных и транспортабельных ядерных энергетических установок (ледокольный флот, подводные лодки, плавучие энергоблоки).

Завершая экскурс в историю, отметим, что невозможно отрицать существенную роль АЭС в энергообеспечении человечества с точки зрения как достигнутых практических результатов, так и появления единственной за последние десятилетия серьезной альтернативы консервативным источникам энергии. Таким образом, даже при сегодняшнем неоптимальном топливоиспользовании ядерная энергетика является важным стабилизирующим фактором. Около половины всего прироста выработки электроэнергии в стране в 2000 и 2001 гг. и почти 100% в 2002 г. было достигнуто за счет АЭС.

Безусловно, длительное соизмеримое с исторической эпохой существование ядерной энергетики возможно при возвращении к первоначальной концепции, т.е. переходу к замкнутому топливному циклу с использованием быстрых реакторов. Эта стратегия определена в известных документах Минатома России и концептуально обозначена на международном уровне проектом ИНПРО, разрабатываемым под эгидой МАГАТЭ, а также проектом «Поколение IV», инициированным США. В указанных документах предусматривается сооружение демонстрационных образцов быстрого реактора в период до 2030 г. Данные документы не предусматривают до 2030 г. промышленного использования ториевого сырья. Таким образом, с большой долей вероятности можно утверждать, что до указанного периода времени основу мировой и российской ядерной энергетики будут по-прежнему составлять водо-водяные тепловые реакторы. Этим периодом времени (до 2030 г.) и будет ограничено рассмотрение топливообеспечения.

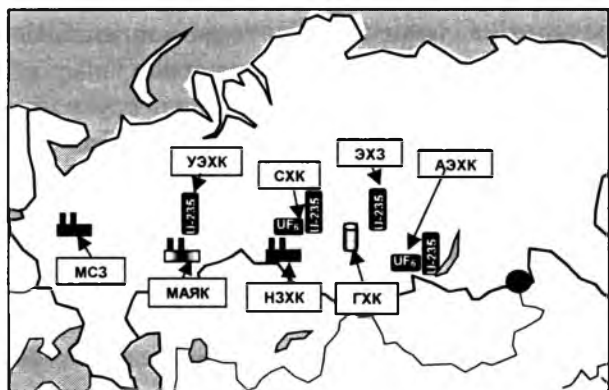
Понятие «топливообеспечение» включает в себя снабжение природным урановым сырьем, производство ядерного топлива — ТВС, включая технологические стадии рафинирования, обогащения, изготовления, использование вторичного уранового сырья и плутония. Структура отечественного топливообеспечения включает в себя потребности не только АЭС, но и других направлений, а именно «малая» энергетика (транспортные ЯЭУ, исследовательские реакторы), экспорт ТВС для АЭС и исследовательских реакторов, построенных по российским проектам, экспорт природного и низкообогащенного урана, ТВС для АЭС, построенных по зарубежным проектам. Как известно, основными стадиями ядерного топливного цикла являются горнодобывающее производство, сублиматно-разделительное производство, производство ТВС, радиохимическая переработка топлива и возврат регенерированного сырья в топливный цикл. Ядерная энергетика развивалась в странах, имеющих свой собственный цикл топливообеспечения АЭС, который в основном определялся действующими и резервными месторождениями урана и

разделительными производствами, и в странах, зависимых от международного рынка услуг по топливообеспечению. Самый простой ядерный топливный цикл осуществлен с использованием реакторов CANDU, где отсутствует стадия как обогащения урана, так и переработки отработавшего топлива. В 90-х годах произошла хорошо известная всем интеграция ядерного топливного цикла в западных странах. Сформировался международный рынок сырья, услуг по сублиматной технологии и обогащению.

Следует отметить, что наша страна занимает особое место среди стран с развитой ядерной энергетикой, поскольку имеет все элементы топливного цикла АЭС, достаточные мощности и, как следствие, при необходимости может быть автономной (рис. 2).

Инфраструктура отечественного ядерного топливного цикла формировалась в предположении интенсивного развития ядерной энергетики, мощность которой начиная с 60-х и до середины 80-х годов почти удваивалась каждые 10 лет, что привело к опережающему интенсивному расширению производственных мощностей предприятий топливного цикла. Существующие мощности предприятий обеспечивают намеченные темпы развития в ближайшие 10 лет. Это является очевидным преимуществом инфраструктуры российского ядерного топливного цикла, поскольку не требуется значительных капиталовложений в развитие производств, необходимы лишь средства для их поддержания и модернизации.

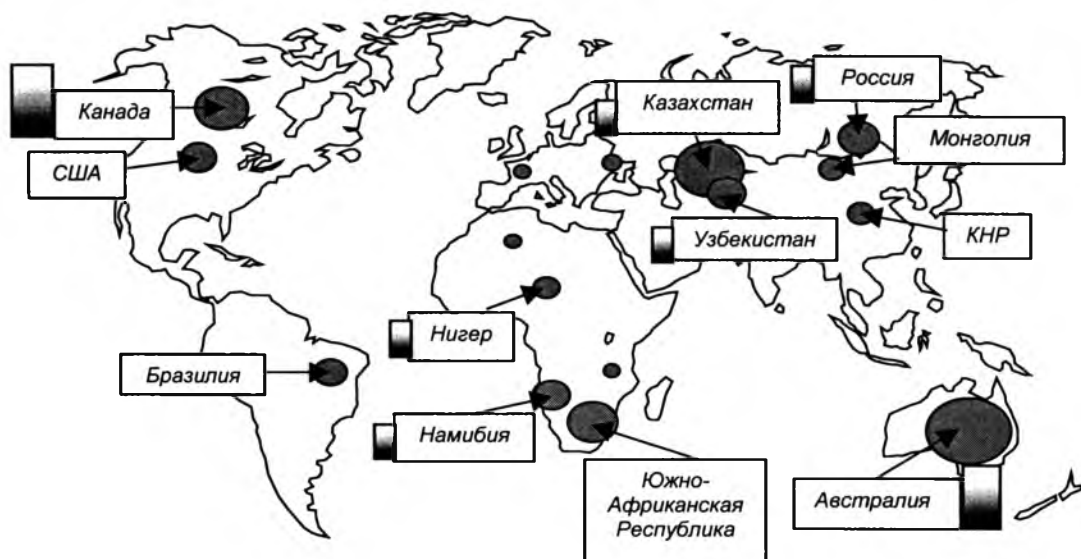
Основой для конкретизации развития ядерной энергетики является достоверная оценка запасов урана. В отличие от теплоэлектростанций топливная составляющая в стоимости электроэнергии, вырабатываемой на АЭС, незначительна, что



Р и с. 2. Предприятия российского ядерного топливного цикла: УЭХК — Уральский электрохимический комбинат; СХК — Сибирский химический комбинат; ЭХЗ — Электрохимический завод; АЭХК — Ангарский электрохимический комбинат; МСЗ — Машиностроительный завод; НЗХК — Новосибирский завод химических концентратов; ГХК — Горно-химический комбинат; ● — добыча урана; UF_6 — производство UF_6 ; U^{235} — обогащение урана;  — производство топлива;   — переработка и хранение отработавшего топлива соответственно

позволяет рассматривать сырье с относительно большим диапазоном стоимости добычи. Сегодня рентабельными с учетом ближайшей перспективы рассматриваются урановые ресурсы в залежах со стоимостью добычи не более 80 дол. за 1 кг. В настоящее время мировые разведанные запасы урана этой категории составляют около 3,5 млн т, причем больше половины находятся в трех странах: Австралии (863 тыс. т), Казахстане (629 тыс. т), Канаде (437 тыс. т). По данному показателю Россия занимает 7-е место в мире, имея разведанные запасы 165 тыс. т (рис. 3).

Соотношение объемов разведанных запасов урана к установленной мощности ядерной энергетики в мире и России сегодня



Р и с. 3. Мировые запасы и основные производители урана: ● — запасы урана; ■ — годовая добыча

приблизительно одинаковое. В то же время пропорции добычи урана к разведанным запасам в разных странах существенно отличаются. В частности, Казахстан имеет значительную долю неосвоенных ресурсов природного урана, что приводит к особому интересу к нему со стороны развитых ядерных стран, в число которых, принимая во внимание также фактор географической близости, входит и Россия.

Основными производителями урана являются Канада (12,5 тыс. т в год) и Австралия (7,7 тыс. т в год). Россия делит вместе с Нигером 3-е место с годовым уровнем добычи немногим более 3 тыс. т.

Основной характеристикой текущей ситуации с топливообеспечением мировой ядерной энергетики является значительный разрыв между потребностью в уране и его производством. Такая ситуация сложилась из-за возможности использования значительного количества складских запасов, которые образовались в результате резкого сокращения ранее предполагаемых темпов развития и прекращения урано-емких военных программ. В итоге разница между уровнем производства и потребления в мире за последние 10 лет составила более 250 тыс. т.

Разведанные запасы природного урана в нашей стране составляют 165 тыс. т, из них высокорентабельные — 56 тыс. т. Основным уранодобывающим предприятием является АО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение». Годовая добыча урана составляет примерно 3,1 тыс. т с учетом небольшого вклада ЗАО «Далур». Дальнейшие возможности по увеличению добычи состоят в освоении разведанных и предварительно оцененных запасов урана резервных месторождений в Забайкалье.

На рис. 4 показаны потребности в природном уране российских АЭС и зарубежных заказчиков на период до 2010 г. Предполагаемая среднегодовая потребность в период 2010—2020 гг. возрастет до 16—17 тыс. т. Потребности не в полной мере обеспечиваются мощностями российской уранодобывающей промышленности, что соответствует мировой тенденции. Источником для покрытия разницы, как и в

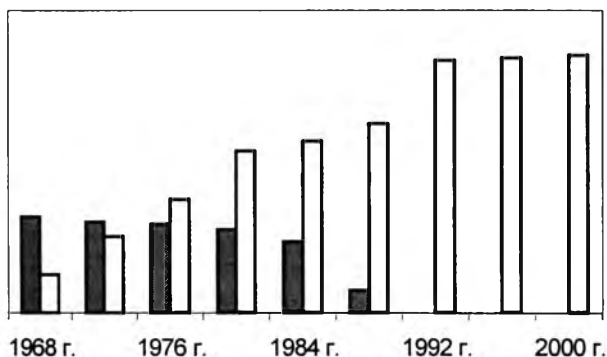


Р и с. 4. Российские потребности в урановом сырье в период до 2010 г.

энергетики, сроки и технические возможности освоения прогнозных запасов российского урана, экспортно-импортная политика. Как уже отмечалось, необходимо также детально изучить формы возможного сотрудничества России со странами ближнего зарубежья, обладающими значительными запасами урана, для удовлетворения части будущих потребностей в сырье.

В целом необходимо отметить, что последовательная и взаимосогласованная реализация комплексной стратегии действий в таких подотраслях, как уранодобыча, ядерная электроэнергетика, внешняя торговля урансодержащими материалами, позволит избежать возможного дефицита и гарантировать обеспеченность урановым сырьем на весь рассмотренный период до 2030 г., а также более отдаленную перспективу. Важную роль здесь может сыграть применение новейших разработок для информационных систем в области моделирования организационно-производственных и технико-экономических процессов отрасли.

Показатели эффективности разделительных предприятий являются одним из важнейших преимуществ России. Первоначально данное производство развивалось, как и в других странах, по технологии газодиффузионного метода. Однако в конце 50-х годов в промышленных условиях был реализован метод центробежного разделения изотопов урана. Как видно из рис. 5, дальнейшее совершенствование этого метода привело к вытеснению из российского ядерного топливного цикла



Р и с. 5. Динамика развития и структура разделительных мощностей России в относительных единицах: ■, □ — диффузионный и центробежный метод соответственно

общемировой практике, является значительное количество урана, высвобождаемого из военной сферы или находящегося в складских запасах. Однако эти возможности лимитированы и, следовательно, возможен дефицит в сырье. Срок наступления такого дефицита зависит от расчетных сценариев, и определяющими факторами здесь являются темпы развития национальной ядерной

более энергоемкого метода газодиффузионного разделения, который был принят за основу за рубежом.

Зарубежные страны, в первую очередь ядерные державы, также рассматривали центробежное разделение изотопов урана. Трудности реализации этого метода и достижения приемлемых технико-экономических показателей в условиях уже развитого газодиффузионного производства

не позволили перейти к его промышленному освоению даже с учетом того, что в США в 70-е и 80-е годы были затрачены многие средства на создание центробежной и других альтернативных видов технологии разделения изотопов урана. Это привело к тому, что стоимость единицы разделения стала на российских заводах существенно ниже, чем на разделительных заводах западного мира. Страна заняла одно из ведущих положений на мировом рынке услуг по обогащению урана, а также связанных с ним рынках продукции ядерного топливного цикла. В то же время в ближайшие годы нельзя исключать серьезной конкуренции со стороны компании Urenco, которая владеет заводами, оснащенными газовыми центрифугами, хотя пока и не сопоставимыми по мощности с российским производством. В более отдаленной перспективе существенный передел сложившегося рынка услуг по обогащению урана возможен с пуском в 2007 г. международным консорциумом LES-2 аналогичного центрифужного производства на территории США.

Для удержания ведущих мировых позиций по технико-экономическим показателям этого метода обогащения урана в нашей стране уже начаты испытания опытных газовых центрифуг 8-го и 9-го поколения, обладающих большей производительностью. Усовершенствование технологии обогащения сделает возможным вовлечение в цикл невостребованных в настоящее время отвалов урана.

Рассмотрим еще один значимый момент, а именно стадию производства и эксплуатации ТВС в действующих ядерных реакторах. Как известно, в России ТВС изготавливаются на двух предприятиях — Машиностроительном заводе и Новосибирском заводе химических концентратов совместно с казахстанским Ульбинским машиностроительным заводом. Показатели производства и эксплуатационной надежности твэлов не уступают мировому уровню. Помимо полного обеспечения нужд отечественной ядерной энергетики в 2002 г. ТВС российского производства поставлялись в 10 стран мира как для реакторов, построенных по отечественным проектам, так и для АЭС зарубежного производства (Германия, Швейцария, Швеция). В связи со строительством ВВЭР-1000 за рубежом (Китай, Индия, Иран) в текущем десятилетии география экспорта российских ТВС еще более расширится.

Одной из важнейших характеристик ядерного топлива является эффективность использования природного урана. До недавнего времени показатели топливоиспользования в реакторах российских АЭС уступали лучшим западным показателям. В результате оптимизации топливного цикла по глубине выгорания топлива и длительности эксплуатации ТВС, внедрения выгорающих поглотителей показатели топливоиспользования становятся сопоставимыми с лучшими мировыми достижениями (см. таблицу). Экономия природного урана при этом составит около 20%.

Изучая разные подходы к организации топливообеспечения, нельзя не учитывать, что общественная приемлемость любого направления в развитии ядерной энергетики может быть обеспечена только при условии четких и понятных обществу решений в отношении безопасного обращения с продуктами конечной стадии ядерного топливного цикла — отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Эта стадия при комплексном подходе к показателям альтернативных ядерных топливных циклов является существенной с точки зрения экономики и определяющей ключевой с позиции соблюдения экологических требований.

**Лучшие мировые и российские показатели топливоиспользования
в водо-водяных реакторах**

Параметр	Зарубежные АЭС			Российские АЭС с ВВЭР-1000		
	CANDU (Канада)	PWR-4* (Франция)	BWR* (Швеция)	УТВС*	ТВСА, ТВС-2 (4 года)*	ТВСА, ТВС-2 (5 лет)**
Расход природного урана, кг/(МВт-сут)	0,179	0,195	0,194	0,205	0,198	0,193
Среднее выгорание, МВт-сут/кг U	8,33	52,3	49,2	44,5	48,6	56,4
*Начато промышленное внедрение.						
**Технический проект.						

Существуют три варианта обращения с отработавшим ядерным топливом: долговременное хранение с отложенным решением, радиохимическая переработка и прямое захоронение. Первый вариант имеет широкое распространение во всем мире и реализуется на базе сухих хранилищ. В нашей стране принято долговременное промежуточное хранение большей части накопленного отработавшего ядерного топлива до его переработки в будущем в целях получения сырья для ядерной энергетики на быстрых реакторах. Исходя из этого, начаты подготовительные работы по строительству на Горно-химическом комбинате централизованного сухого хранилища отработавшего ядерного топлива. Таким образом, длительное контролируемое хранение не потеряет актуальности в долгосрочном периоде времени, но на ближайшие годы не является определяющим с позиции топливообеспечения.

С позиций топливообеспечения интерес представляет радиохимическая переработка топлива для вовлечения регенерированных делящихся материалов в ядерный топливный цикл. Применяемая в России, Франции и Великобритании технология переработки отработавшего ядерного топлива АЭС была создана в 60-х годах на основе водного пурекс-процесса извлечения плутония для военных целей из облученного металлического урана.

Теоретически при многократном замыкании ядерного топливного цикла тепловых реакторов по урану и плутонию возможно достичь доли использования природного урана до 2% (вместо 0,5% для открытого ядерного топливного цикла и 0,6% при однократном замыкании) и тем самым в несколько раз увеличить эффективный сырьевой потенциал. Однако с позиции стоимости электроэнергии в условиях больших запасов относительно дешевого урана цикл с переработкой отработавшего топлива экономически менее эффективен, чем открытый топливный цикл. Кроме того, при многократном замыкании топливного цикла по урану встает проблема четных изотопов урана $^{232,234,236}\text{U}$, которые ухудшают нейтронно-физические характеристики топлива или существенно повышают его радиоактивность. Без создания специальных разделительных каскадов невозможно многократно рециклировать отработавшее топливо. Таким образом, по сути существующий цикл с переработкой отработавшего топлива является открытым с одноразовым рециклом. При тенденции увеличения глубины выгорания топлива и соответствующего увеличения накопления четных изотопов даже одноразовое замыкание по урану при современной технологии может стать проблематичным.

В России в настоящее время продолжает действовать радиохимический завод РТ-1 проектной мощностью 400 т тяжелого металла в год. Экономическая выгода

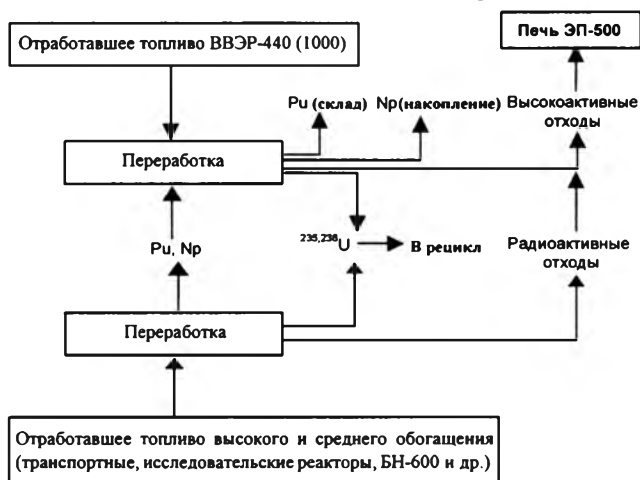
переработки топлива обусловлена своеобразием сложившейся структуры ядерной энергетики. Целесообразность переработки высокообогащенного топлива очевидна ввиду высокого остаточного содержания ^{235}U . Смешение высокообогащенного регенерированного урана с ураном, полученным из отработавшего топлива ВВЭР-440, позволяет получать слабообогащенное топливо для РБМК (рис. 6).

Объем переработки отработавшего топлива в текущем периоде эквивалентен дополнительному поступлению в топливный цикл 1,5 тыс. т природного урана ежегодно, что составляет 30% потребностей в сырье АЭС России. Эти обстоятельства и определили частичное замыкание топливного цикла по урану. Замыкание цикла тепловых реакторов по плутонию ввиду высокой стоимости изготовления смешанного оксидного топлива и малой выгоды с точки зрения экономии урана в России в ближайший период не планируется. Ограниченное использование смешанного или другого топлива, содержащего плутоний, возможно в связи с выполнением международных обязательств по утилизации избыточного плутония, выведенного из военных программ.

В настоящее время подготовлен план модернизации комплекса РТ-1 с главной целью резкого снижения количества обрабатываемых жидких реагентов за счет модернизации радиохимических процессов и прекращения сбросов жидких радиоактивных отходов в специализированные бассейны. Кроме того, планируется в опытно-промышленном масштабе начать переработку отработавшего топлива ВВЭР-1000.

Важно отметить, что помимо топливообеспечения и выпуска изотопной продукции завод РТ-1 необходим как своеобразный научно-практический полигон для отработки схем переработки отработавшего топлива для широкомасштабной ядерной энергетики будущего с быстрыми реакторами и выработки наиболее экологически приемлемых решений и технологии обращения с радиоактивными отходами всех уровней активности.

В заключение следует отметить, что мероприятия по совершенствованию каждой стадии ядерного топливного цикла могут дать определенный, а для отдельных стадий существенный эффект в отношении обеспечения достаточной сырьевой базы природного урана на период до 2030 г. и более далекую перспективу. Наиболее радикальной и в то же время наиболее эффективной мерой ресурсной безопасности национальной ядерной энергетики является реализация единой взаимосвязанной стратегии действий на каждой стадии с обязательным введением корпоративных принципов управления российскими предприятиями — производителями товаров и услуг ядерного топливного цикла.



Р и с. 6. Схема переработки отработавшего топлива на заводе РТ-1