



УДК 621.039.516.4

ЗАМКНУТЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ АЭС РОССИИ. ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ*

В.М.Лебедев, Н.Н.Давиденко, А.И. Архангельская

Концерн «Росэнергоатом», г. Москва



В качестве стратегической задачи обеспечения жизнеспособности атомной энергетики, ее конкурентоспособности и меньшей экологической опасности необходимо рассматривать ее будущее развитие в замкнутом ядерном топливном цикле.

В основу представленных в докладе результатов исследований был положен анализ ресурсов ядерного топлива и, прежде всего, возможных потенциальных запасов, накопленных на складах предприятий ядерного топливного цикла.

Исследования ресурсов ядерного топлива проводятся постоянно группами российских и иностранных специалистов, международными организациями. В основном эти исследования направлены на анализ различных реакторных стратегий с точки зрения потребностей в топливе и анализ природных ресурсов урана.

Основные выводы, которые следуют из этих исследований - это сочетание в перспективе различных топливных циклов:

- на природном и обогащенном уране, реализованных в настоящее время в мировой ядерной энергетике с использованием реакторов на тепловых нейтронах с частичной подпиткой энергетического плутония в виде МОХ-топлива;

- плутоний-урановых циклов на быстрых бридерах с урановым бланкетом и быстрых конверторах без уранового бланкета с высококипящим тяжелым теплоносителем; эти перспективные топливные циклы направлены, прежде всего, на долгосрочное решение проблемы топливных ресурсов ядерной энергетики, обеспечение безопасности в быстрых конверторах за счет малого запаса реактивности с исключением быстрого разгона реактора при любых ошибочных действиях или авариях в системе управления реактивностью, создание лучших условий для трансмутации долгоживущих радионуклидов и кардинального решения проблемы радиоактивных отходов без создания специальных реакторов-"сжигателей";

- ториевых циклов с использованием в активных зонах урана-233, обогащенного урана и плутония в реакторах на тепловых нейтронах для расширения запасов исходных природных ядерных материалов.

© В.М.Лебедев, Н.Н.Давиденко, А.И. Архангельская, 1999

* Доклад на X Международной конференции Ядерного общества России (Обнинск, 28 июня-2 июля 1999 г.)



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

Все эти исследования и выводы имеют принципиальное значение для развития будущей крупномасштабной ядерной энергетики, которая, однако, требует значительных ресурсов для своего становления.

Наши исследования имели целью поиск путей накопления необходимых средств на пока еще начальном этапе становления крупномасштабной ядерной энергетики.

Ядерная энергетика развивающегося первого этапа должна обеспечить экономическую и социальную привлекательность. Последняя заключается для большей части потребителей энергии в убежденности безаварийной эксплуатации АЭС. Для специалистов в области ядерной энергетики это означает максимальное повышение безопасности эксплуатации существующих стареющих блоков, в то же время обеспечивая конкурентоспособность ядерной энергии на энергетическом рынке.

Исследуя потенциальные ресурсы урана на основе складских запасов мы исходили из того, что в России вплоть до 90-х гг. эксплуатировалось 13 промышленных урановых реакторов с ежегодным потреблением значительных количеств природного урана. В настоящее время осталось в эксплуатации 3 таких реактора.

Промышленные реакторы выгружают эквивалентное количество слегка обедненного ($\sim 0.65\%$ U-235) урана, который после извлечения «военного» плутония на радиохимическом заводе превращается в плав уранилнитрата $[(\text{UO}_2(\text{H}_2\text{O})_6)(\text{NO}_3)_2]$ - так называемый «плав РС» (РС - регенерированное сырье). «Плав РС» уже в течение длительного времени используется для производства топлива российских АЭС, т.к. содержит значительное количество U-235, которое позволяет его обогащать до энергетических концентраций с приемлемыми затратами и не содержит недопустимые количества технологически опасных изотопов урана (232, 236).

Имеется значительный опыт использования этого сырья для производства топлива АЭС без каких-либо инцидентов при его производстве и эксплуатации. Запасы «плава РС», а также произведенного из него гексафторида урана оцениваются в несколько десятков тысяч тонн в пересчете на природный уран.

Цена его должна определяться только затратами на хранение, так как в свое время все затраты на переработку отработавшего топлива промышленных реакторов были отнесены к произведенному оружейному плутонию.

Для производства «военного» плутония в промышленных реакторах были созданы также значительные запасы природного урана в слитках, который является потенциальным сырьем для производства топлива АЭС. Однако этот уран, на наш взгляд, следует рассматривать в большей степени как стратегический запас, так как он более всего подходит для длительного хранения - высокоплотный компактный материал, не требующий специальной тары. Его запасы также составляют несколько десятков тысяч тонн.

Еще одним значительным ресурсом урана для ядерной энергетики является отвальный уран изотопно-разделительных заводов, накопленный в прошлые годы при использовании газодиффузионной технологии.

Среднее содержание U-235 в этом уране составляет 0,4-0,3%, а современная газоцентрифужная технология позволяет с приемлемыми затратами снизить отвальную концентрацию U-235 до 0,1-0,01%. Запасы отвального урана, накопленного в прошлые годы и пригодного для производства топлива АЭС также насчитывают несколько десятков тысяч тонн. Цену отвального урана, по-видимому, можно считать нулевой, т.к. все затраты в производстве обогащенного урана были



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

ранее отнесены на его стоимость.

Оружейный уран с содержанием U-235 более 90%, безусловно, пригоден для ядерной энергетики. Его запасы оцениваются значительными величинами (судя по публикациям, 1300-1500 т), но 500 т его определено для разбавления до энергетических концентраций (4,4%) и поставки по договору в США.

Для использования этого урана в ядерной энергетике требуется природный или отвалный уран для разбавления в количестве ~12 тыс. т на 500 т оружейного урана и тогда этого количества урана хватило бы для обеспечения атомной энергетики России современного уровня мощности на 25-30 лет.

Но его разбавление до энергетических концентраций обесценивает прошлые затраты на разделительную работу и мы приходим к выводу, что экономически выгоднее его все-таки хранить в качестве стратегического запаса или продавать.

Определенная договором с США цена 780 долл./кг 4,4% урана, полученного из оружейного урана, заметно ниже величин, которые рассчитаны на основе мировых цен на природный уран и на разделительную работу.

Использование оружейного урана для нужд атомной энергетики России в настоящее время нерационально ввиду недостаточных мощностей для производства обогащенного урана и низкой себестоимости разделительной работы на газоцентрифужных заводах.

Другие потенциальные виды уранового сырья для производства топлива для АЭС

Ресурсы топлива для АЭС

1. Уран в недрах	Ресурсы ограничены при весьма высоких затратах
2. Уран в виде закиси-окиси	Остаточные запасы (после продажи за рубеж) на складе ограничены.
3. Уран в виде UF ₄ , UF ₆ , UO ₂ , таблеток UO ₂ на складе	Запасы ограничены.
4. Уран в слитках и изделиях	Запасы значительны. Наиболее удобен для длительного хранения с наименьшими затратами.
5. Отвалы изотопно-разделительных заводов прошлых лет	Запасы значительны. Используется в производстве обогащенного урана при газоцентрифужной технологии.
6. Оружейный уран	Запасы значительны. Варианты использования: для длительного хранения в качестве стратегического запаса; продажа за рубеж. Использование для производства топлива АЭС России в настоящее время нерационально ввиду избытка разделительных мощностей и низкой себестоимости разделительной работы.
7. Регенерированный уран от переработки топлива промышленных реакторов ("плав РС")	Запасы значительны и пополняются в результате эксплуатации 3-х промышленных реакторов. Используется в производстве обогащенного урана.
8. Регенерированный уран от переработки топлива реакторов ВВЭР-440, ВМ, БН, ИР на заводе РТ1(комбинат "Маяк")	Накопленные запасы незначительны, переработка ведется в ограниченных масштабах. Существенные ограничения по использованию по изотопам U-232, U-236.
9. Запасы урана в активных зонах реакторов АПЛ, подлежащих утилизации	Потенциальные запасы незначительны.



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

не представляют пока такого значения как перечисленные выше, однако учтены ниже в перечне возможных ресурсов топлива для АЭС.

Что касается производства природной закиси окиси, следует констатировать, что в России практически отсутствуют запасы с высоким содержанием урана (более 1%) и она вынуждена была разрабатывать рудные месторождения со средним содержанием 0,1-0,2% урана, создавая крупные горно-перерабатывающие предприятия с весьма дорогими горными работами на глубоких подземных горизонтах и дорогостоящей переработкой с применением самых эффективных гидрометаллургических технологий.

Цена рудного урана в России существенно выше цен мирового рынка и даже прогнозируя рост цен мирового рынка, вряд ли российский уран будет конкурировать с ураном Канады, Австралии, Африки.

В России также имеются запасы оружейного плутония в неразобранных ядерных боезапасах, в солях, оксидах от переработки топлива промышленных реакторов и энергетического плутония в результате деятельности завода РТ-1.

Оружейный плутоний в настоящее время используется в МОХ-топливе опытных ТВС реакторов БН.

Энергетический (высокофоновый) плутоний предполагается для использования в будущем с созданием дистанционных технологий по изготовлению топлива.

Все затраты топливного цикла АЭС должна нести энергетика, продающая конечную продукцию ядерного топливно-энергетического комплекса.

Но, по-видимому, энергетика не должна быть одна ответственна за предыдущую историю развития.

Так, например, эксплуатация созданных избыточных мощностей по производству топлива при снижении объемов производства приводит к росту затрат, но величина этих затрат не должна снижать способность АЭС успешно конкурировать на энергетическом рынке.

Более того, только большие мощности АЭС, создание которых возможно при высокой конкурентоспособности АЭС, позволят экономически выгодно реализовать замкнутый топливный цикл с вовлечением в него регенерированных энергетических урана и плутония.

В связи с этим, ядерная энергетика России в настоящее время должна быть нацелена на использование наиболее дешевых ресурсов топлива, а это, прежде всего, регенерированный уран от переработки топлива промышленных реакторов и отвалы изотопно-разделительных заводов прошлых лет. Этих запасов достаточно для становления действительно крупномасштабной ядерной энергетике России.

Параллельно должны вестись научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по созданию безопасных и экономичных технологий по использованию регенерированных энергетических урана и плутония, но большие затраты в промышленную реализацию технологии переработки отработавшего топлива и эксплуатацию заводов РТ будут оправданы лишь при стабильной загрузке достаточно большого радиохимического завода, каким должен быть завод РТ-2 (т.е. при масштабах переработки 1000-1500 т урана в год, что соответствует мощности АЭС ~60-90 ГВт/эл.).

На наш взгляд, практическая реализация замкнутого топливного цикла АЭС должна решаться на базе комплексных универсальных производств по переработке



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

всех видов используемого топлива и по изготовлению топлива из различных видов сырья, что требует создания надежных дистанционных технологий на стадиях обработки регенерированных ядерных материалов.

При этом чрезвычайно важно не допустить уже на стадии отработки технологий загрязнения оборудования опасными изотопами, прежде всего, U-232 и продуктами его распада вышедопустимого уровня.

При скудном бюджетном финансировании атомные электростанции России не в состоянии оплатить строительство большого перерабатывающего завода, стоимость которого в настоящее время составляет не менее 2-3 млрд. долл. Необходимо привлечение средств возможных зарубежных заказчиков услуг на переработку топлива, а для этого нужны контракты с реализацией принципа «платит потребитель», как это было сделано при строительстве больших радиохимических заводов во Франции и Англии с накоплением средств за будущую переработку.

Но, по-видимому, реализация этого принципа в настоящее время в России весьма затруднена.

Замкнутый топливный цикл АЭС позволяет наиболее надежно решать экологические проблемы использования ядерного топлива, реализуя задачи фракционирования и кондиционирования радиоактивных отходов. Решение этих задач опять же под силу крупномасштабной ядерной энергетике, а для этого она должна быть надежной и экономически привлекательной.

Устойчивая сырьевая база будущей крупномасштабной ядерной энергетики обеспечивается комбинацией в ее структуре тепловых и быстрых реакторов с использованием как уранового, так и смешанного (MOX) уран-плутониевого топлива в замкнутом цикле. Для ее создания нужны средства, которые могут быть получены при снижении затрат на производство энергии, в том числе и затрат на топливо.

Использование уран-ториевого топливного цикла требует, на наш взгляд, еще больших затрат, связанных с необходимостью создания новой сырьевой базы и применения дорогостоящих дистанционных технологий на всех звеньях цикла, где присутствует воспроизведенный из тория уран, в значительно большей степени загрязненный опасными изотопами (U-232, U-236).

Суммируя вышеизложенное, можно сделать следующие выводы:

1. В настоящее время основным сырьем для производства топлива АЭС является природный уран.

В России цена основного поставщика - Приаргуньского горно-химического комбината (ПГХК = АО «ПГХО») составляет 44,5 долл./кг U_3O_8 (37,5 долл./кг U_3O_8 - после проведенных в последние годы организационно-технических мероприятий).

Складские запасы в значительной степени исчерпаны поставками на мировой рынок.

Остатки их оцениваются 3-5-летними потребностями АЭС России.

Производство на ПГХК составляет 2-2,5 тыс. т U_3O_8 /год с перспективой увеличения объемов до 3,5-4 тыс. т U_3O_8 /год.

Ведутся работы по расширению производственной базы получения природного урана из минерального сырья до 10-12 тыс. т/год в ближайшие 10 лет.



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

Учитывая, что освоение новых месторождений так же, как и расширение производства на ПГХК требуют значительных финансовых, ресурсных и временных затрат, реализация этого направления в обеспечении топливом АЭС России неподъемна для экономики страны в ближайшие 10-20 лет.

Кроме того, следует учитывать, что в заключаемых в настоящее время контрактах на поставки природного урана цена его не превышает 20-25 долл./кг U_3O_8 , что вдвое ниже, чем на ПГХК и, по-видимому, ниже цен для новых российских месторождений урана.

Из природных источников урана наиболее реальной при достижении договоренности представляется сырьевая база Казахстана, но она в настоящее время находится под пристальным вниманием западных монополистов, прежде всего, канадской фирмы «Камеко».

Поддержание и развитие сырьевой минеральной базы России, по-видимому, необходимо для обеспечения будущей крупномасштабной ядерной энергетики, но при этом высокие цены на рудную закись-окись урана должны компенсироваться низкой ценой за разделение изотопов урана.

2. При анализе возможных ресурсов урана для обеспечения атомной энергетики России наиболее подходит, так называемое, сырье «РС» - уран, полученный после переработки топлива промышленных ядерных реакторов. Этот уран, вследствие малых глубин выгорания, содержит достаточно много изотопа $U-235$ (~0,65%) и приемлемое с точки зрения замыкания в топливном цикле АЭС содержание технологически опасных радиоактивных продуктов деления.

Имеется значительный опыт использования этого сырья для производства топлива АЭС без каких-либо инцидентов при его производстве и эксплуатации.

Возможные ресурсы сырья «РС», его складские запасы в десятки раз превышают складские запасы природной закиси-оксида урана.

Кроме того, в результате оставшихся в эксплуатации трех промышленных реакторов с использованием ранее накопленного металлического урана количество сырья «РС» прирастает ~ на 3 тыс. т/год, что соответствует ежегодной потребности в уране АЭС России.

3. Существенным ресурсом топлива для АЭС являются отвалы прошлых лет изотопно-разделительных заводов. Среднее содержание $U-235$ в отвалах прошлых лет ~ 0,3%.

При современном отвале 0,1-0,01% этих запасов, по-видимому, хватит для обеспечения современного уровня мощности АЭС России на 15-20 лет.

4. В настоящее время, вероятно, не следует рассматривать в качестве заметной доли сырья для топлива АЭС России регенерированное топливо от переработки облученного топлива АЭС, т.к. масштабы его переработки весьма незначительны (не более 5% потребностей).

В то же время, в качестве стратегической задачи обеспечения жизнеспособности атомной энергетики, ее конкурентоспособности и меньшей экологической опасности необходимо рассматривать ее будущее развитие в замкнутом ядерном топливном цикле, однако следует учитывать, что для изготовления топлива АЭС из регенерированных материалов необходимы специально подготовленные производства со всеми ограничениями и биологической защитой, определенными и принятыми для радиохимических производств.



ЯДЕРНОЕ ОБЩЕСТВО РОССИИ

5. Накопленные запасы металлического природного урана целесообразно рассматривать как потенциальное сырье для топлива АЭС, т.к. хранение урана в слитках требует меньших затрат, чем хранение урана в химических соединениях, и этот уран можно рассматривать в качестве стратегического резерва.

6. Оружейный уран. Его разбавление до энергетических концентраций U-235 обесценивает прошлые затраты на разделительную работу.

Запасы оружейного урана в перерасчете на природный уран значительны (50-70 лет для АЭС России настоящего уровня мощности).

Для разбавления его до энергетических концентраций требуется количество природного урана, эквивалентное потребности АЭС России ~ на 15 лет.

В настоящее время накопленных отвалов изотопно-разделительных заводов (0,4-0,3% U-235) и новых отвалов (0,1-0,01% U-235) для целей разбавления потребуется меньше и возможности для разбавления оружейного урана обеспечиваются отвальным ураном без добычи природного урана из минерального сырья.

Имеющиеся в России значительные мощности по разделению изотопов урана и низкие цены за разделительную работу делают непривлекательным, с точки зрения экономики, использование оружейного урана для топлива АЭС России.

7. Запасы, возможности и долгосрочные перспективы использования военного и энергетического плутония в атомной энергетике России здесь не рассматриваются ввиду отсутствия производственной базы для изготовления смешанного уран-плутониевого топлива (МОХ).

Однако еще раз следует заметить, что вовлечение плутония в атомную энергетику как на быстрых, так и на тепловых реакторах необходимо рассматривать как главную стратегическую задачу обеспечения жизнеспособности атомной энергетики на длительную перспективу.

Поступила в редакцию 28.05.99.

Realization of closed thorium fuel cycle with uranium-233 accumulation presupposes radiochemical reprocessing of an irradiated thorium composition (metal, oxide) by the extraction method.

The most preferable method is uranium-233 is counterflow process of extraction from concentrated solutions of 3% TBF into a light diluent with acid concentration of 4-5 m/l and process temperature of 45°C.

Irradiated thorium regeneration can also be conducted by the extraction using of 30% TBF into a light diluent with process temperature of ~50°C.

УДК 621.039.59:621.039.544.35

Technological Possibilities of Pyrochemical Fabrication of Fuel on the Base of Thorium Oxide \ V.S. Naumov, A.V. Bychkov, S.K. Vavilov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 2 tables. - References, 10 titles.

Possibilities of pyrochemical technologies to produce and regenerate fuel compositions based on thorium oxide are considered in the article. Some data on physical and chemical properties of thorium in the most important salt melts containing fission materials and fission fragment nuclides are presented. The experience of high-temperature process development to produce and regenerate MOX-fuel for BN reactors is generalized. Proposed electrochemical regeneration process in salt melts give a possibility to regain physical, mechanical and nuclear properties of the fuel and to use it in the form of granules for vibro-packing of fuel elements.

УДК 621.039.5

Long-Term Radiation Protection of MOX-Fuel Assemblies against Uncontrolled Proliferation of Nuclear Materials \ V.B. Glebov, A.N. Shmelev, V.A. Apse, P.V. Tsvetkov, A.E. Sintsov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 2 illustrations. - References, 8 titles.

An approach to creating the long-term inherent radiation barrier of MOX-fuel assemblies is proposed to prevent uncontrolled plutonium proliferation. This approach includes an admixture of radionuclide ^{232}U to MOX-fuel followed by a short-term irradiation of manufactured fuel assemblies in the blanket of accelerator-driven facility.

УДК 621.039.516.4

Closed Fuel Cycle of Russian NPP. Problems And Prospects \ V.M. Lebedev, N.N. Davidenko, A.I. Archangel'skaya; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 7 pages.

As a strategic problem of viability of nuclear power engineering, its competitiveness and small ecological danger it is necessary to consider its future development within the closed nuclear fuel cycle.

УДК 621.039.58

Analysis of Y2K Problem for VVER-1000 Reactors \ A.Yu. Prokhotsev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 5 pages, 2 tables. - References, 3 titles.

The problem of change of dates from 1900s through 2000s and its influence on safety of NPP with reactors VVER-1000 is discussed. The analysis of the software of a qualitative estimation of dangers from origin date - dependent failure was made. The qualitative assessment of a significance of personnel' errors was carried out using SAPHIRE code Ver.6.59.

УДК 621.039.566

Operating Experience of Bilibino NPP EGP-6 Reactors \ I.S. Akimov, A.A. Dementiev, F.T. Tukhvetov; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) - Obninsk, 1999. - 6 pages, 1 illustration. - References, 7 titles.

The essential modifications of Bilibino NPP reactors during their 25-years life are described.

Besides radiation-induced dimensional changes of graphite blocks inside the reactors, disturbances of fission product release monitoring due to contamination of in-core materials with actinides, the search procedure of minor water leakage inside the reactor core are discussed.

The codes elaborated to provide the reactor operation with necessary computations are enumerated and the criticality calculations of ~80 critical reactor states are presented.