

19. ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ РЕАКТОРНОЙ ТЕХНИКИ

19.1. Эволюционные и инновационные проекты в развитии ядерной энергетики

Оценивая предстоящие этапы развития атомной энергетики, можно уверенно прогнозировать сочетание эволюционного улучшения отработанных и успешно реализуемых технических подходов с разработкой и освоением новых технологических решений.

Условно можно представить следующие периоды развития ядерных технологий в XXI веке:

- повышение эффективности использования установленных мощностей и их модернизация, продление срока службы действующих реакторов, достройка энергоблоков, эволюционное развитие реакторов и технологий топливного цикла, внедрение их в промышленную эксплуатацию;

- разработка и опытная эксплуатация инновационных технологий для АЭС и топливного цикла в целом (усовершенствованные легководные реакторы, реакторы на быстрых нейтронах, реакторы малой и средней мощности для региональной энергетики, неводные методы переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ));

- расширение масштабов атомной энергетики и освоение инновационных реакторных технологий и технологий топливного цикла (расширенное воспроизводство топлива, быстрые реакторы-размножители, высокотемпературные реакторы, реакторы для региональной энергетики, замкнутый уран-плутониевый и торий-урановый цикл, использование полезных и выжигание опасных радионуклидов, долговременная геологическая изоляция отходов, производство водорода, опреснение воды);

- развертывание инновационных ядерных технологий, формирование многокомпонентной ядерной и атомно-водородной энергетики.

В ближайшее время должна быть создана техническая база, которая позволит решить проблему энергообеспечения всех стран за счет масштабного развития атомной энергетики на основе освоенных реакторных технологий на тепловых нейтронах с безусловным развитием инновационных технологий. К целям этого этапа относятся:

- повышение эффективности, модернизация, продление срока службы действующих реакторов;

- достройка энергоблоков;

- обоснование функционирования реакторов в режиме маневренности и разработка систем поддержания работы АЭС в базовом режиме;

- сооружение энергоблоков следующего поколения, включая блок с быстрым реактором БН-800;

- разработка программ регионального атомного энергоснабжения на базе АЭС малой и средней мощности;

– развертывание программы работ по замыканию ЯТЦ (ядерный топливный цикл) по урану и плутонию для решения проблем неограниченного топливообеспечения и обращения с радиоактивными отходами (РАО) и ОЯТ;

– развертывание программы использования ядерных энергоисточников для расширения рынков сбыта, помимо производства электроэнергии (теплофикация, теплоснабжение, производство энергоносителей, опреснение морской воды).

В стратегии дальнейшего развития реакторов ВВЭР на следующих этапах можно выделить две цели:

– разработка и внедрение инновационного проекта ВВЭР;

– разработка и внедрение инновационных топливных циклов, направленных на повышение воспроизводства ядерного топлива и соответствующего вклада в снижение потребности в первичных ядерных материалах атомной энергетики (как по линии U^{238} – плутоний, так и по линии торий – U^{233}).

Перспективными направлениями инновационного развития атомной энергетики являются разработка быстрых реакторов с замкнутым топливным циклом и высокотемпературных реакторов, которые могут служить эффективным источником энергии для производства водорода из воды, создавая тем самым основу экологически чистой энергетики.

Среди работ по инновационным ядерным и энерготехнологиям можно выделить четыре направления. Первые два включают работы по эволюционному развитию ядерных и энергетических установок с быстрыми реакторами и развитие технологии замкнутого топливного цикла с технологической поддержкой режима нераспространения. В рамках этих направлений осуществляется строительство четвертого энергоблока Белоярской атомной станции с реакторной установкой БН-800 для отработки элементов замкнутого ядерного топливного цикла, а также проводятся научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы (НИОКР) по созданию атомных станций с реакторами БН нового поколения.

Третье инновационное направление – НИОКР для обоснования технического проекта высокотемпературного уран-графитного реактора с газовым теплоносителем для производства водорода. Высокотемпературные ядерные реакторы позволяют получать тепло с температурой 1000°C и выше, что обеспечивает многообразное использование тепловой энергии этих реакторов – для производства водорода, высокоэффективной выработки электроэнергии, в металлургии, химии и т.д. Применение графита в качестве конструкционного материала активной зоны замедляет температурные изменения даже при авариях в связи с высокими значениями его коэффициентов теплопроводности и теплоемкости. К тому же графит не допускает расплавления активной зоны, поскольку точка его плавления превышает 3000°C .

Четвертое направление – создание модульного свинцово-висмутового быстрого реактора (СВБР-100), конструкция которого представлена на рисунке 19.1. Свинцово-висмутовые быстрые реакторы – семейство энергетических ядерных реакторов малой мощности на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем. Такие реакторы имеют высокий уровень пассивной безопасности и внутренней самозащищённости, также могут использовать ядерное топливо различных видов (на оксиде урана, смешанных нитридах, смешанных оксидах (МОХ)) и работать в замкнутом ядерном топливном цикле.

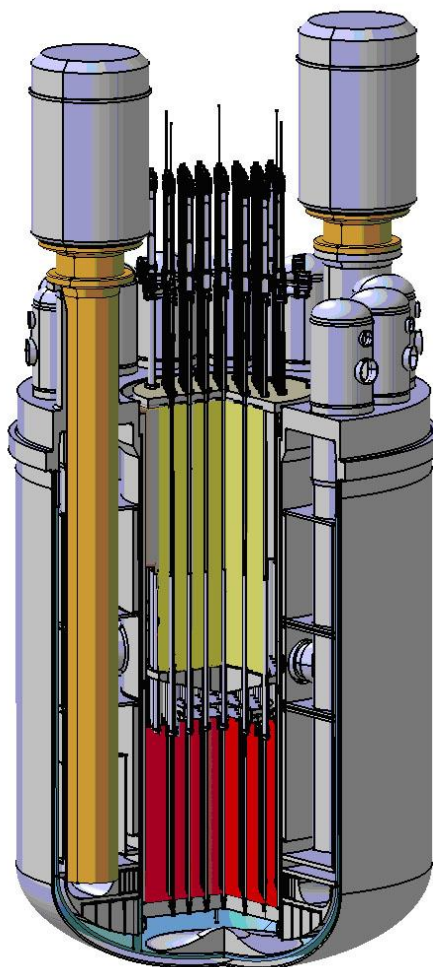


Рисунок 19.1 – Конструкция СВБР-100

19.2. Инновационные проекты в смежных областях

Инновационные проекты организаций атомной отрасли реализуются во многих областях: в водородной и малой атомной энергетике, создании автоматизированных систем управления, наноматериалов, технологий для топливно-энергетического комплекса (ТЭК) и ЖКХ, в сфере здравоохранения, безопасности, экологии, в машиностроении, при водоподготовке, опреснении воды и т.д.

Можно выделить следующие перспективные направления работ:

- медицина (радиоизотопы, протонно-лучевая терапия опухолей);
- энергетика (низкотемпературные и высокотемпературные сверхпроводящие материалы, магнитные материалы для электродвигателей);
- промышленность (высокочистые и функциональные материалы и сплавы);
- электроника (производство кремния для полупроводников);
- экология (наноструктурированные фильтрующие материалы для воздуха и воды);
- ликвидация чрезвычайных ситуаций (детекторы веществ (для борьбы с терроризмом), использование лазеров при тушении пожаров в местах газодобычи).

19.3. Инновационные ЯЭУ малой мощности

Значимыми областями применения малой атомной энергетики долгое время оставались и продолжают оставаться атомные подводные лодки и атомные надводные корабли. Единственным примером хотя и ограниченного, но в высшей степени эффективного коммерческого применения атомных установок малой мощности является советский, а ныне российский атомный ледокольный флот. Таким образом, можно сказать, что все эти годы малая энергетика для коммерческих целей практически не развивалась. В то же время мировая экономика нуждается, а далее еще острее будет нуждаться в современных автономных, надежных, экологически безопасных и экономически эффективных энергоисточниках. В качестве таких источников для целей электроснабжения, теплоснабжения, а также для некоторых технологических нужд наряду с традиционными и возобновляемыми источниками энергии могут быть востребованы и атомные установки малой мощности. Возможные области применения таких установок и спектр их предназначения достаточно широки. Атомные станции малой мощности (АСММ), в частности, могут быть использованы как объекты локальной энергетике для энергоснабжения удаленных изолированных потребителей. Целевыми потребителями энергоресурсов в этом случае будут отдельные группы населенных пунктов и промышленных предприятий, имеющих компактное расположение. Другая область возможного применения, на которую ориентированы некоторые зарубежные проекты, связана с созданием распределенных энергетических систем на основе АСММ. Актуальной областью возможного применения АСММ также является энергоснабжение единичных потребителей, таких, например, как буровые платформы, горно-обоганительные комплексы, металлургические предприятия и другие энергоемкие производства. Наряду с выработкой электроэнергии АСММ могут быть потенциально востребованы как источники теплоснабжения, для производства водорода и других вторичных энергоносителей, для опреснения воды в регионах с острым дефицитом водоснабжения. Отдельной актуальной для стран с развитой атомной энергетикой сферой является производство АСММ с целью их экспорта в

страны Юго-Восточной Азии, Африки и некоторые северные страны для использования в удаленных слаборазвитых в социальном и экономическом плане регионах.

Другая многообещающая разработка – создание наземной транспортируемой атомной станции (рисунок 19.2) мощностью 100 МВт(э) на основе реакторной установки типа СВБР. Этот проект реализуется в рамках государственно-частного партнерства России и использует достигнутый еще в советское время уникальный инновационный прорыв по созданию реакторов на промежуточных нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем. Первый физический пуск реактора планируется осуществить в 2018, в городе Димитровград.



Рисунок 19.2 – Модель наземной транспортируемой атомной станции

19.4. Использование МОХ-топлива и замкнутый топливный цикл

МОКС-топливо (МОХ-топливо, Mixed-Oxide fuel) – смешанное оксидное ядерное топливо, содержащее диоксиды плутония и обедненного урана. Изотопный состав плутония соответствует изотопному составу плутония, содержащегося в ОЯТ, выгружаемом из легководных энергетических ядерных реакторов.

На рисунке 19.3 показан внешний вид топливных таблеток МОХ-топлива. Обычно МОХ-топливо это плутоний, смешанный с природным, обогащенным или обедненным ураном, например UO_2 и PuO_2 или $(U,Pu)O_2$. Содержание PuO_2 может варьироваться от 1,5 до 25–30%. МОХ-топливо является альтернативой низкообогащенному урановому топливу, обычно используемому в легководных реакторах на медленных

нейтронах. Так смесь 7% плутония и 93% урана ведет себя почти также, как и обычное урановое топливо. Однако, плутониевые изотопы требуют больше нейтронов, что требует модификации систем управления реактором. Динамика процесса деления с МОХ-топливом несколько отличается от деления с чистым ураном. Реактор, использующий МОХ-топливо как правило требует модернизации. В частности, вводится большее число управляющих стержней. Использование МОХ-топлива требует специального лицензирования.

Другой вариант МОХ-топлива – это смесь обедненного урана с торием, из которого получается делящийся под действием тепловых нейтронов U^{233} .



Рисунок 19.3 – МОХ-топливо

Облученное топливо может подвергнуться переработке. Большой реактор производит в год 1,5 тонн отходов. Из-за отказа переработки, объем отходов в США приблизительно в 10 раз больше, ежели бы переработка осуществлялась. Причем в их отходах содержится уран и плутоний. Не переработанное топливо сохраняет радиоактивность дольше и из-за наличия в нем плутония требует более тщательной охраны. Сегодня переработка может быть экономически невыгодна, что в прочем не исключает переработку в будущем. Переработкой отработанного топлива в Европе занимаются в России, Бельгии, Франции, Великобритании, Швейцарии. В США по политическим соображениям переработка была прекращена в 1970 году и с тех пор не возобновлялась. Первоначально переработка облученного топлива была предназначена для получения оружейного плутония. Ежегодно около 70 тонн плутония, содержащегося в использованном топливе, извлекается из реакторов. В результате переработки может быть восстановлено до 95% урана и плутония, содержащихся в облученном топливе. При переработке устраняются долгоживущие продукты деления, а объем отходов уменьшается приблизительно на 90%. Стандартным методом переработки облученного топлива является технология PUREX (Plutonium

and Uranium Recovery by EXtraction). Это метод водно-водяной экстракции. Сначала плутоний и уран отделяют от продуктов деления. Плутоний затем отделяют от урана. Дальнейшие манипуляции с плутонием стараются производить как можно оперативнее, чтобы избежать проблем, связанных с короткоживущими изотопами плутония, в частности с Pu^{241} , который распадается в Am^{241} , являющийся гамма-эмиттером. После 5 лет выдержки в плутонии будет около 3% Am^{241} , что затруднит работу. После переработки жидкие высокоактивные отходы кальцинируются и полученный порошок иммобилизуется в боросиликатном стекле.

Оксид плутония смешивается с обедненным ураном. Получается так называемое МОХ-топливо. В извлеченном из отработанного топлива плутонии треть приходится на "инертный" к тепловым нейтронам Pu^{240} . Вследствие этого, выделенный из облученного топлива плутоний оказывается малоприспособленным для производства ядерных зарядов. Положительной чертой МОХ-топлива является то, что оно позволяет сжигать оружейный плутоний.

Однократное извлечение плутония из отработанного топлива и его использование в МОХ-топливе, а также повторное использование урана увеличивает энергетический выход на тонну добытого урана на 25%.

Около 30 реакторов на медленных нейтронах в Европе используют МОХ-топливо и еще 20 имеют на это лицензию. У большинства реакторов доля МОХ-топлива около одной трети, но у некоторых эта доля составляет до 50%. Большие количества МОХ-топлива требуют значительных изменений или специально спроектированного реактора.

После одного или двух проходов через реактор, плутоний настолько загрязняется изотопами тяжелее Pu^{239} , что его выделение становится сложной технической задачей. В тепловых реакторах обычно используется только однократное использование МОХ-топлива. Содержание не сгоревшего плутония МОХ-топливе в реакторе на тепловых нейтронах значительно, более 50% первоначального количества. В процессе сжигания МОХ отношение изотопов, делящихся под действием тепловых нейтронов, к неделящимся падает от приблизительно 65% до 20%. Это делает попытки выделения делящихся изотопов в каждом последующем поколении МОХ все более сложным. Использованное МОХ-топливо с большой примесью минорных актинидов и изотопов плутония с четными атомными номерами (они не делятся тепловыми нейтронами) остаются в отходах. Наиболее эффективно использовать МОХ-топливо в реакторах на быстрых нейтронах.

Замкнутый ядерный топливный цикл – ядерный топливный цикл, в котором отработавшее ядерное топливо, выгруженное из реактора, перерабатывается для извлечения урана и плутония для повторного изготовления ядерного топлива. Этапы замкнутого ЯТЦ включают выдержку отработанного ядерного топлива на территории АЭС в течение 3–10 лет; временное контролируемое хранение ОЯТ в автономных хранилищах при радиохимическом заводе (сроком до 40 лет), переработку ОЯТ с выделением

из него отдельных (или суммы) делящихся нуклидов и продуктов деления, представляющих коммерческий интерес, отверждение и захоронение отходов. Переработка отработанного ядерного топлива даёт определённые экономические выгоды, восстанавливая неиспользованный уран и вовлекая в энергетику наработанный плутоний. При этом уменьшается объем высокорadioактивных и опасных отходов, которые необходимо надлежащим образом хранить, что также имеет определенную экономическую целесообразность. В отработанном ядерном топливе содержится примерно 1% плутония. Это очень хорошее ядерное топливо, которое не нуждается ни в каком процессе обогащения, оно может быть смешано с обедненным ураном и поставляться в виде свежих топливных сборок для загрузки в реакторы. Его можно использовать для загрузки и в реакторы-размножители.

Сейчас проводятся предварительные исследования по переводу реакторов АЭС на уран-плутониевое топливо. Продолжается разработка реактора-наработчика топлива на быстрых нейтронах на базе реактора типа БН в целях замыкания ядерного топливного цикла (включая эффективное сжигание оружейного плутония). К примеру, после успешного завершения подготовительного периода Россия сможет полностью перейти на замкнутый ЯТЦ. По существующим планам в России до 2020 ядерная энергетика будет развиваться в основном в разомкнутом (открытом) топливном цикле, поскольку, учитывая значительные запасы уранового сырья, нецелесообразно с экономической точки зрения расширять переработку отработанного топлива. Сейчас идет подготовка технической и производственной базы для перехода к замкнутому ядерному топливному циклу (под Красноярском строится завод РТ-2 по переработке ОЯТ, приспособляются медленные реакторы АЭС к МОКС-топливу, расширяется использование быстрых реакторов в атомной энергетике и др.). Постепенный переход на закрытый вариант ЯТЦ диктуется не только внутренней потребностью России, но и необходимостью переработки ОЯТ зарубежных АЭС.

Наиболее последовательно замкнутый ЯТЦ осуществляет Франция. Согласно французской точки зрения, переработка ОЯТ в сочетании с возвратом в топливный цикл плутония и вводом реакторов на быстрых нейтронах помогут обеспечить в долгосрочной перспективе сохранение запасов природного урана. Ядерная энергетика Франции ежегодно нарабатывает около 1100 тонн ОЯТ. Большая его часть перерабатывается. Регенерированный уран и плутоний используется в энергетических реакторах. Поскольку в результате радиохимической переработки отработанного ядерного топлива образуется большой объем РАО, то большинство стран ориентируются на долговременное (до 50 лет) хранение ОЯТ, что дает возможность подготовиться к окончательному захоронению, но не исключает возможности его химической переработки в дальнейшем. Ядерная энергетика Швеции ежегодно нарабатывает около 250 тонн ОЯТ и ориентирована исключительно на открытый цикл – отработанные ТВЭЛЫ накапливаются в бетонном бассейне на глубине 30 м в центральном хранилище для всех АЭС. В Швеции проводится обширный комплекс работ

по подготовке к геологическому захоронению всего ОЯТ и других видов радиоактивных отходов АЭС. В Германии реализуется вариант замкнутого ЯТЦ, причём ОЯТ немецких АЭС перерабатывается на мощностях SOGEMA (Франция) и BNFL (Великобритания) в соотношении примерно 50% на 50%. Выделенный при переработке плутоний в виде уран-плутониевого МОКС-топлива загружается в немецкие энергетические реакторы. Франция, Германия, Великобритания, Россия и Япония продолжают развитие технологий закрытого топливного цикла для оксидных топлив. Сейчас Европе 35 реакторов способны частично использовать МОКС-топливо (от 20% до 50%), содержащего до 7% пригодного для реакторов плутония. В настоящее время лишь Великобритания, Франция и Россия перерабатывают ОЯТ других государств.

19.5. REMIX топливо

REMIX топливо (REMIX – REgenerated MIXture of U-, Pu-oxides) – ядерное топливо, содержащее смесь обогащенного урана с ураном и плутонием, которые выделяются при переработке ОЯТ. Эта технология подразумевает повторное использование не только плутония, содержащегося в ОЯТ, но и остаточного количества U-235.

В выделенную при переработке отработавшего ядерного топлива смесь урана и плутония добавляют небольшое количество обогащенного урана. Это позволяет использовать не только плутоний, содержащийся в облученном топливе, но и повторно использовать невыгоревший уран-235. Применение REMIX топлива позволит снизить потребление природного урана в топливном цикле.

Уран-плутониевый регенерат, полученный при переработке ОЯТ, очищается от других актинидов и продуктов деления и смешивается с обогащенным ураном (топливо подпитки) для обеспечения необходимого энергопотенциала. Предполагается при этом, что вследствие относительно низкого содержания плутония в таком топливе, возможна 100%-ая загрузка им активной зоны реактора ВВЭР-1000. При многократном рециклировании и включении в REMIX топливо всего выгружаемого плутония такое топливо может полностью избавить от накопления плутония и сильно сократить накопление регенерированного урана.

Эксплуатационные испытания ТВЭЛов с REMIX топливом успешно завершились на Балаковской АЭС в Саратовской области в сентябре 2021 года. Тепловыделяющие сборки ВВЭР-1000, имеющие в составе экспериментальные тепловыделяющие элементы с REMIX топливом, прошли эксплуатацию в реакторе энергоблока № 3 атомной станции три топливных кампании – около пяти календарных лет. Всего в реактор энергоблока № 3 наряду со стандартными тепловыделяющими сборками были загружены три топливных сборки, в каждой из которых наряду со стандартными тепловыделяющими элементами были размещены по шесть тепловыделяющих элементов с REMIX топливом. Все пять лет испытаний

специалисты контролировали нейтронно-физические и ресурсные характеристики экспериментальных ТВС – каких-либо отклонений от нормальной эксплуатации не было, что подтвердило проектные свойства нового ядерного топлива. После выгрузки из реактора ТВС с инновационным топливом переместили в бассейн выдержки для снятия активности и остаточных тепловыделений от топлива до допустимых значений для его транспортирования. В 2023 году они будут отправлены в Дмитровград (Ульяновская область) в Научно-исследовательский институт атомных реакторов (входит в Росатом) для проведения послереакторных исследований.

В отличие от уран-плутониевого топлива для «быстрых» реакторов (МОХ-топлива) для REMIX топлива характерно более низкое содержание плутония (до 5%). Его нейтронный спектр не отличается от стандартного топлива с обогащенным ураном, поэтому поведение топлива в активной зоне реактора и количество плутония, образующегося из урана в результате облучения, в целом идентичны. Для операторов АЭС это означает, что в перспективе REMIX топливо можно будет внедрять без изменений в конструкции реактора и дополнительных мер по обеспечению безопасности. Использование такого топлива позволит многократно расширить сырьевую базу атомной энергетики за счет замыкания ядерного топливного цикла, а также повторно использовать облученное топливо вместо его хранения. Стратегическая задача перспективного внедрения REMIX топлива – замыкание ядерного топливного цикла с использованием реакторов на тепловых нейтронах.