

ИННОВАЦИОННОЕ РАЗВИТИЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Быстрицкий О.В.

Руководитель группы водно-химического контроля РУ БН – 350
ТОО «МАЭК-Казатомпром», к.т.н.

Для каждой страны в мире энергетическая политика выходит на передний план. При этом на каждую страну производится двойное давление: обеспечение безопасности энергоснабжения и изменение климата.

По заключению Мирового энергетического совета (МИРЭС) энергопотребление в мире в течении следующих 30 лет может увеличиться в 2 раза. Однако топливные ресурсы исчерпываются, возрастает неблагоприятное экологическое воздействие на природную среду выбросов в атмосферу и золовых выбросов.

Многое в развитии электроэнергетики определяют ограничения на выбросы в атмосферу парниковых газов: пары воды, углекислого газа, метана. Современная стратегия развития энергетики не может не учитывать проблему глобального потепления планеты. Средняя температура Земли за 100 лет возросла на $0,5^{\circ}\text{C}$. Изменение климата требует глобального реконструирования всей энергетики и принятия неотложных мер по влиянию на эту ситуацию. Основными в составе парниковых газов являются CO_2 (около 80%) и метан (18-20 %). На современном этапе развития технологий очистки выбросов CO_2 из них не удаляются поскольку токсичность CO_2 значительно ниже других газов.

Сегодня содержание углекислого газа в атмосфере Земли составляет около 0,04 %, но ни один специалист-климатолог не возьмется прогнозировать изменения в климате планеты при содержании CO_2 в 0,05 %. По мнению многих ученых концентрация CO_2 в атмосфере Земли уже достигла того предела, за которым начнутся катастрофические изменения климата даже если в ближайшие десятилетия удастся ее снизить.

По данным экспертов выбросы углекислого газа в США составляют 729 г на 1 кВт-ч, в Европе 353 г/кВт-ч, а в Казахстане угольные электростанции эмитируют в атмосферу 1000 г/кВт-ч или 33,5 млн. т углекислого газа в год.

Ядерная энергетика позволяет сэкономить десятки миллиардов кубометров газа, сокращать выбросы в окружающую среду.

Сроки строительства и удельные капитальные затраты современных электростанций на органическом топливе, работающих при сверхкритическом давлении воды, в 1,5-2,0 раза ниже, чем АЭС с реакторами ВВЭР, а КПД ТЭС выше в 1,5-1,7 раза.

Однако, рост цен на органическое топливо в мире существенно увеличил экономическую привлекательность атомной энергетики. Так при цене 300 дол./1000 м³ природного газа себестоимость энергии на ТЭС составляет около 80 дол./(МВт · ч), в то же время себестоимость

электроэнергии на АЭС даже с учетом затрат на утилизацию облученного топлива составит не более 30 дол./(МВт · ч).

Неравномерность распределения ресурсов органического топлива приводит к росту напряженности на мировом рынке. Используя потенциальные возможности ядерной энергетики, можно ослабить эту напряженность. Напряжение на мировых энергетических рынках будет только нарастать, и спрос на атомную энергию, потенциал которой во много раз превосходит возможности энергетики на органическом топливе, будет повышаться все в большей степени.

По данным компании «Бритиш Петролиум», например, для России - крупнейшей сырьевой базы мира, доказанные ресурсы органического топлива составляют: нефти 9,9 млрд т, газа 48 трлн м³, угля 157 млрд т, а ресурсы природного урана оцениваются в 615 тыс. т. Это означает, что в энергетическом эквиваленте суммарный потенциал запасов урана 238 в природных месторождениях в 10 раз больше суммарного энергопотенциала природных ресурсов угля и в 25 раз больше, чем природного газа.

Запасы урана в Казахстане оцениваются в 850 тыс. т. Казахстан планирует до 2010 г поставлять на рынок по 15 тыс. т урана в год. Это количество сопоставимо с производимым Канадой и Австралией вместе взятыми.

Несмотря на определенный риск для окружающей среды, ядерная энергетика получает дальнейшее развитие, но при условии создания безопасных экологически чистых и высокоэкономичных АЭС. В отношении действующих АЭС необходима разработка стратегии и тактики о повышении их уровня безопасности либо снятия их с эксплуатации.

Имеются внутренние и внешние резервы повышения эффективности ядерной энергетики. Внутренние резервы – это повышение коэффициентов использования установленной мощности, сокращение расходов энергии на собственные нужды, увеличение КПД, уменьшение численности персонала, совершенствование топливного цикла.

Внешние резервы - это расширение рынков сбыта, использование АЭС для производства низко- и высоко-потенциального тепла, получение новых энергоносителей, например, водорода, плутония и т.д.

Современное состояние ядерной энергетики характеризуется открытым топливным циклом, так как базируется на АЭС с тепловыми реакторами. Топливообеспечение осуществляется на основе технологий добычи урана, его обогащения для изготовления уранового топлива. В обращении с отработавшим топливом используются, главным образом, хранение, частичная химическая переработка с выделением урана и плутония и остекловыванием высокоактивных отходов.

Цели инновационного развития ядерной энергетики можно сформулировать следующим образом:

- наращивание энергетических мощностей (разработка проектов ВВЭР, РБМК, РWR, BWR следующего поколения для массового сооружения в ближнесрочной перспективе);

- развертывание регионального атомного энергоснабжения на базе АЭС с реакторами малой и средней мощности;
- экспорт ядерной технологии;
- создание базовых элементов новой технологической платформы крупномасштабной ядерной энергетики.

В настоящее время в 31 стране мира работает 440 реакторных блоков АЭС. Общая мощность атомной энергетики 390 ГВт. эл., что составляет 16% электрической мощности мира. Выработка 2700 млрд. кВт-ч в год.

Абсолютное большинство АЭС применяют в качестве теплоносителя воду – PWR, BWR, ВВЭР, РБМК, CANDU (D₂O). Следует предполагать, что в ближайшие 30-50 лет тенденция строительства таких реакторов сохранится. Международный форум, состоящий из представителей Евросоюза определил страны ответственные за разработку концепции ядерно-энергетических систем:

1. Япония – SFR (реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем);
2. Франция – VHTR (высокотемпературный реактор с газовым теплоносителем);
3. Канада – SCWR (с водой сверхкритических параметров);
4. Швейцария – LFR (реактор на быстрых нейтронах с свинцовым теплоносителем);
5. США GFR (реактор на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем);
6. Франция – MSR (реактор на расплавленных солях).

Современная ядерная энергетика характеризуется двумя основными системными проблемами:

- низкая эффективность полезного использования добываемого природного урана (0,7%), сырьевая ограниченность;
- разомкнутость топливного цикла с необходимостью организации долговременного хранения непрерывно возрастающего количества ядерных материалов.

Пути перевода ядерной энергетики на максимально эффективное использование ²³⁸U известны: внедрение быстрых реакторов с замыканием топливного цикла по плутонию и урану.

Одним из самых перспективных направлений по поиску путей решения отмеченных проблем стала разработка замкнутого топливного цикла ядерной энергетики с быстрыми реакторами, что включает изготовление смешанного уран-плутониевого топлива, переработку отработавшего топлива и многократное использование (рецикл) в быстрых реакторах – размножителях.

При переработке из облученного ядерного топлива тепловых реакторов можно выделить невыгоревшие, а также наработанные делящиеся изотопы, изготовить новое топливо и повторно использовать в тепловых реакторах. Так как коэффициент накопления новых делящихся материалов в существующих тепловых реакторах меньше единицы, то, замыкая их

топливный цикл, можно примерно на 20-25 % сократить потребности в природном уране.

Путь кардинального решения топливной проблемы крупномасштабной ядерной энергетики – включить в структуру быстрые реакторы, в которых можно получить коэффициент воспроизводства топлива существенно больше единицы. Для стартовой загрузки быстрых реакторов будет использован плутоний, накопившийся в тепловых реакторах.

Работы по созданию реактора на быстрых нейтронах начались в СССР в 1949 году, когда стало ясно, что можно вовлечь в топливный цикл не только уран – 235, но и весь естественный уран (уран – 238), а также торий. При попадании быстрых нейтронов в ядро урана – 238 осуществляется несколько реакций, в результате которых образуется новое делящееся вещество плутоний -239, -240, -241, которое можно использовать в реакторах на быстрых нейтронах в качестве ядерного топлива. Плутоний при каждом делении дает около 2,9 нейтрона вместо 2,3 нейтрона при делении урана. Поглощение нейтронов в конструкционных материалах и продуктах деления мала. Коэффициент воспроизводства может достигать 1,4 – 1,7 в зависимости от типа реактора. Для осуществления теоретических предположений был выбран высоконапряженный реактор с жидкометаллическим теплоносителем. Натрий как теплоноситель обладает низким рабочим давлением, превосходными теплопередающими свойствами, малым сечением захвата быстрых нейтронов, низкой стоимостью.

Реакторы БОР-60 и БН-350

На базе опытных данных, полученных в ФЭИ на реакторах БР-1,-2, -3, -5 в 1968 году в Дмитровграде был построен реактор БОР – 60 электрической мощностью 12 МВт. БОР – 60 обеспечил проведение комплекса исследовательских работ по улучшению показателей и конструкций на АЭС БН-350.

Реактор БН-350 имел проектную тепловую мощность 1000 МВт, что при принятых параметрах теплоносителя ($T_{\text{вых.}} = 500^{\circ}\text{C}$) эквивалентно электрической мощности 350 МВт. Фактически тепловая мощность реактора ограничивалась 750 МВт, но реактор отработал на 5 лет больше проектного срока эксплуатации, составлявшего 20 лет. Решение об окончательном останове в 1998 г. было связано не столько с состоянием реактора, сколько с организационными вопросами обеспечения его безопасной эксплуатации после перехода под юрисдикцию Республики Казахстан.

При создании и эксплуатации БН-350 был получен ценный научно-технический опыт по проектированию, экспериментальной отработке, изготовлению, монтажу и эксплуатации оборудования и систем энергоблока промышленного масштаба, освоению натриевой технологии, физике быстрых реакторов. Полученный опыт явился основой разработки следующего реактора БН-600.

В настоящее время ведется переработка отработавшего уранового топлива как тепловых реакторов так и БН-600. Регенерат урана используется повторно, а плутоний пока хранится на складе

Реакторы БН-600 и БН-800

Реактор БН-600 имеет тепловую мощность 1470 МВт. Для повышения его безопасности была разработана интегральная конструкция с размещением основного оборудования первого контура в общем баке. Температура натрия на выходе из реактора была увеличена до 550⁰С, что позволило использовать в составе энергоблока серийные паровые турбины с высокой тепловой экономичностью (к.п.д. более 40%). При разработке проекта был проведен большой объем исследований и испытаний новых образцов оборудования (ТВС, натриевых насосов теплообменников, механизмов СУЗ, системы перегрузки и др.). Были продолжены работы по повышению выгорания топлива. В результате нескольких модернизаций активной зоны и ТВС удалось повысить выгорание топлива с 7 до 11,2 % тяж. ат.

Дальнейшим развитием быстрых натриевых реакторов стал проект БН-800. Основной технической задачей, которую позволит решить создание БН-800, является освоение смешанного уран-плутониевого топлива. Одновременно будут решаться и другие тесно связанные задачи: апробация замыкания топливного цикла, увеличение выгорания топлива, освоение нового высокоплотного топлива. На базе БН-800 могут быть определены и целесообразные способы утилизации актиноидов. Тем самым будет осуществлена промышленная демонстрация замкнутого топливного цикла с использованием реакторов размножителей.

Амортизационные отчисления, накладываемые на стоимость вырабатываемой энергии, зависят от срока службы реактора. Реактор БН-600 должен сохранить работоспособность в течение 45 лет. Такой же срок будет установлен для БН-800. Основанием для этого является низкая коррозионная активность натриевого теплоносителя. Проработки по коммерческому быстрому реактору большой мощности (до 1800 МВт) показывают, что он может быть конкурентоспособным с освоенными водо-водяными реакторами.

Внедрение быстрых реакторов – размножителей признано важнейшим направлением развития ядерной энергетики. Основные технические характеристики БН-600 и БН-800 приведены в таблице

Таблица Основные технические характеристики БН-600 и БН-800

Характеристики	БН-600	БН-800
Мощность тепловая, МВт	1470	2100
Топливо	UO ₂	Смешанное уран-плутониевое
Температура теплоносителя, ⁰ С		
На входе в активную зону	377	354
На входе в пром. теплообменник	550	547
Температура острого пара, ⁰ С	505	490

Давление острого пара, МПа	14,2	13,7
Промежуточный перегрев пара	Натриевый	Паровой
Диаметр реактора, м	12,86	13,4
Высота реактора, м	14,7	15,0
Удельная металлоемкость, т/МВт	13	9,7

Для БН-800 будет создано производство смешанного уран-плутониевого топлива с использованием как складских запасов, так и вновь наработанного плутония, т.е. будет осуществлена промышленная демонстрация замкнутого топливного цикла с использованием быстрых реакторов.

При использовании смешанного оксидного топлива общий КВ реактора может составить около 1,1. Для БН-800 проработан вариант активной зоны на плотном нитридном топливе, использование которого обеспечит КВ около 1 непосредственно в активной зоне, а с учетом воспроизводства экранов возможно достижение КВ на уровне 1,3.

Расширенное воспроизводство топлива происходит именно в экране, где утекающие из активной зоны нейтроны поглощаются в сырьевом материале (обедненный уран или торий). С увеличением мощности при постоянной удельной нагрузке растет объем зоны, уменьшается утечка нейтронов, которые нарабатывают топливо.

Согласно плану развития ядерной энергетики России в первой половине XXI века (до 2020 года) предполагается интенсивный ввод тепловых реакторов на основе имеющихся запасов природного урана (615 тыс. тонн). После 2030 года намечен ввод быстрых реакторов, которые по мере их развития аккумулируют в своем замкнутом топливном цикле плутоний из отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов и решат проблему сжигания долгоживущих нуклидов, образующихся в ядерной энергетике. В качестве типовых АЭС приняты блоки с ВВЭР -1100 с средней глубиной выгорания выгружаемого облученного ядерного топлива 4 % тяж. ат. К 2100 году будет накоплено 675 т делящегося плутония и 204 т Np, Am, Cm, которые в основном и будут определять радиационную опасность отработавшего топлива тепловых реакторов. На плутонии, накопленном в отработавшем топливе тепловых реакторов, можно ввести 93 реактора БРЕСТ-1200, т.е. 111,6 ГВт. И после своего пуска быстрые реакторы могут развиваться за счет небольшого избыточного воспроизводства плутония с темпом примерно 1 % год.

Быстрый реактор естественной безопасности БРЕСТ - 1200

Реакторная установка БРЕСТ-1200 представляет собой двухконтурный парогенерирующий энергоблок, в состав которого входят реактор с парогенераторами, насосами, оборудование системы перегрузки ТВС, СУЗ, бетонная шахта с тепловой защитой, паротурбинная установка, системы теплоотвода при расхолаживании, разогрева реактора, защиты реакторной установки от превышения давления, очистки теплоносителя первого контура, очистки газа и другие вспомогательные системы.

В качестве топлива рассматривается хорошо совместимое со свинцом и материалом оболочки ТВЭЛА высокоплотное ($14,3 \text{ г/см}^3$) и высокотеплопроводное ($20 \text{ Вт/м}\cdot\text{К}$) мононитридное смешанное топливо (UN-PuN-Np, Am, Cm и др.), материал оболочки - хромистая ферритно-мартенситная сталь. Для снижения температуры топлива и, а также выхода продуктов деления из топлива под оболочку зазор между топливом и оболочкой заполнен свинцом, обеспечивающим хороший тепловой контакт топлива с теплоносителем. В целях увеличения проходного сечения, повышения мощности, отводимой естественной циркуляцией свинца, исключения потери охлаждения ТВС при перекрытии расхода все ТВС выполняются бескожуховыми.

Использование химически инертного высококипящего расплавленного свинца позволяет отказаться от трехконтурной схемы отвода тепла и перейти на двухконтурную схему с паровым перегревом пара и догревом питательной воды до 613 К острым паром.

Тепло от активной зоны реактора отводится принудительной циркуляцией свинца насосами. Циркуляция через активную зону и парогенераторы осуществляется не напором насосов, а создаваемой ими разницей уровней «холодного» и «горячего» теплоносителя.

Для снижения последствий аварии с разрывом труб парогенераторов применена интегрально-петлевая компоновка первого контура, при которой парогенераторы и главный циркуляционный насос вынесены за пределы основного корпуса реактора.

В БРЕСТ-1200 принято бассейновое расположение реактора насосов и парогенераторов непосредственно в бетонной шахте с тепловой защитой без металлического корпуса. Железобетонный массив изнутри имеет стальную облицовку толщиной 8-10 мм.

Для обоснования проекта энергетического комплекса с реактором БРЕСТ-1200 необходимо создание опытно-демонстрационного комплекса БРЕСТ-ОД-300 с пристанционным ЯТЦ для площадки Белоярской АЭС.

Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300

Тепловая схема двухконтурная, в первом свинец, во втором вода-пар сверхкритических параметров. Второй контур нерадиоактивный и состоит из парогенераторов, системы питательной воды и одного турбоагрегата К-300-240-3. Водно-химический режим второго контура, освоенный на блоках ТЭС сверхкритического давления, - нейтрально-кислородный без деаэрата.

Возможности трансмутационного топливного цикла

Долговременная радиационная опасность облученного ядерного топлива определяется, в основном, актиноидами. При выдержке до 60 тыс. лет определяющими являются плутоний и америций, при более длительной выдержке существенным становится вклад нептуния. Для снижения долговременной радиационной опасности актиноидов предполагается их трансмутировать. Конечная цель трансмутации – превести долгоживущие актиноиды в продукты деления Согласно принципу радиационной эквивалентности трансмутацию долгоживущих нуклидов следует проводить

до тех пор, пока биологически эквивалентная активность не снизится до уровня биологически эквивалентной активности потребленного природного урана.

В реализованном в настоящее время открытом топливном цикле достижение радиационной эквивалентности возможно лишь после 100-500 тыс. лет его выдержки. В случае реализации в ядерной энергетике трансмутационного топливного цикла радиационная эквивалентность может быть достигнута при исторически непродолжительной выдержке радиоактивных отходов 100 – 1000 лет.

Для осуществления трансмутационного топливного цикла необходимы следующие элементы:

- Фракционирование плутония, нептуния, америция и кюрия из облученного топлива тепловых реакторов и передача их в топливный цикл быстрых реакторов;
- Быстрые реакторы, работающие в замкнутом топливном цикле, сжигающие основную массу актиноидов и трансмутирующие долгоживущие продукты деления;
- Глубокая очистка подлежащих захоронению радиоактивных отходов от плутония, америция и других долгоживущих нуклидов;
- Промежуточное хранение высокоактивных отходов перед окончательным захоронением.

Таким образом, ядерный энергетический комплекс должен состоять из АЭС, пристанционного ядерного топливного цикла и хранилища отходов. До настоящего времени наблюдается непонимание перспектив развития быстрых реакторов типа БРЕСТ с небольшим избыточным воспроизводством плутония.

Пристанционный ядерный топливный цикл

При развитии новой ядерной технологии исключаются опасные с точки зрения гарантий нераспространения ядерного оружия элементы: разделение изотопов урана (обогащение), выделение плутония или урана - 233 из облученного топлива, наличие долговременных хранилищ облученного топлива и выделенного плутония, транспортировка оружейных и облученных ядерных материалов на значительные расстояния.

Предотвратить широкое распространение этих технологий могли бы международные центры ядерного топливного цикла.

Поставленная задача может быть полностью решена при развитии ядерной энергетике на быстрых нейтронах с полным воспроизводством топлива в активной зоне без экранов. Быстрые реакторы, работающие в замкнутом уран-плутониевом топливном цикле, не нуждаются в обогащении урана, и со временем использование этой технологии сможет быть исключено.

Для замкнутого топливного цикла реактора БРЕСТ принята электрохимическая регенерация топлива в расплаве хлоридных солей.

Переработка ядерного топлива

Переработка ядерного топлива – это единичная операция отделения урана и плутония от ОЯТ и кондиционирование оставшегося материала в форме отходов. ТВС, выгруженные из реактора крайне радиоактивны и нуждаются в хранении на площадке АЭС в течении 5 –25 лет для снижения остаточного тепловыделения до приемливого уровня. Наиболее подходящим для создания ядерного топлива является ^{239}Pu в концентрации 92 % и более. Для получения плутония этого качества служат реакторы, которые обеспечивают выгрузку и переработку ОЯТ после небольшого времени его охлаждения. Плутоний из легководных реакторов, применяемый для изготовления МОХ топлива, содержит существенную долю более тяжелых изотопов и содержание ^{239}Pu в нем не превышает 60 %. Остальное – это изотопы ^{238}Pu , ^{240}Pu , ^{242}Pu , которые создают трудности при создании ядерного оружия.

Репроцессинг предполагает дальнейшую стадию – использование урана и плутония, полученных с завода по переработке ОЯТ, в форме смеси оксидов (МОХ-топливо) или рециклированного урана (RepU) на действующих АЭС или на будущих реакторах Поколения IV.

Сейчас ежегодно добывается 400 т урана. Переработанный уран или плутоний могут на треть сократить потребность в уране. При этом также уменьшается токсичность отходов высокой удельной активности (ОВУА). После переработки степень токсичности уменьшается в 10 раз, объем в 5 раз. Отходы могут быть кондиционированы в пассивную форму, что позволит безопасно хранить их в ожидании окончательного глубинного (геологического) захоронения.

Сейчас выгружено из коммерческих реакторов 280 тыс. т ОЯТ, а переработано 80 тыс т в том числе на комбинате «Маяк», производительностью 400 т в год.

Запасы урана в Казахстане оцениваются в 850 тыс. т. Казахстан планирует до 2010 г поставлять на рынок по 15 тыс. т урана в год. Это количество сопоставимо с производимым Канадой и Австралией вместе взятыми.

Казахстан, занимающий II место в мире по запасами урана и I место в мире по производству урана, несмотря на скорбные события в Японии, имеет все предпосылки для развития ядерных технологий.