**Атомные электростанции. Будущее ядерной энергетики в Республике Беларусь.**

Белорусский национальный технический университет

МИНСК – 2001 г.

**Введение**

Известно, что наиболее освоенными и широко используемыми источниками энергии на Земле в настоящее время являются:

полезные ископаемые органического происхождения,

возобновляемые источники энергии также органического происхождения (древесное топливо и т. п.), а также

источники гидравлической энергии (пригодные для этой цели реки и другие водоемы),

в совокупности удовлетворяющие современные потребности человечества в энергии приблизительно на 80%. Однако:

запасы полезных ископаемых довольно ограничены и распределены на Земле весьма не равномерно с геополитической точки зрения;

возобновляемые источники энергии (древесное топливо и т. п.) недостаточно калорийны и их широкое использование для удовлетворения существующих сегодня потребностей грозит очевидной экологической катастрофой;

возможности использования энергии водоемов также весьма ограничены и сопряжены с негативным влиянием на экологию,

поэтому, наиболее авторитетных ученые отечественной и зарубежной науки полагают, что перспективным направлением для развития энергосистем в ближайшем обозримом будущем все еще будет оставаться ядерная энергетика, несмотря на возможные опасности связанные с использованием радиоактивных материалов, как основного топлива ядерных энергетических установок. Перспективность ядерной энергетики, несмотря на последствия чернобыльской трагедии, становится с каждым годом все более очевидной благодаря результатам исследований, провидимым в ведущих ядерных странах. Результаты этих исследований убедительно свидетельствуют, что создание достаточно надежных энергетических установок на ядерном топливе сегодня вполне реально. Так основным содержанием развития ядерной энергетики в России и ряда других зарубежных стран в последние годы была дальнейшая разработка качественно новых подходов в обеспечении безопасности атомных станций и создание на базе этих подходов ядерной установки для теплоснабжения крупных населенных пунктов, таких как города с численность населения от 500 тыс. человек населения и выше. Создание двух таких станций в середине 80-х годов уже было близко к завершению под Нижним Новгородом и Воронежем, но волна антиядерных настроений после чернобыльской аварии 1986 года остановила их строительство. Использованные в этих проектах свойства самозащищенности реакторов и пассивные системы и средства безопасности составляют на сегодняшний день основу безопасности новых поколений станций нового столетия во всем мире. Детальное изучение этого проекта экспертами из 13 стран в 1988 году подтвердило высокую безопасность установки, представляющих из себя атомные станции промышленного теплоснабжения (АСТП). Общая концепция АСТП была разработана в 1975-78 г.г., и первоначальный срок пуска блоков был ориентирован на 1985 г. Уже в настоящее время в России существует возможность реализации проекта АСТП при выводе из эксплуатации двух промышленных реакторов под Томском [1]. Что касается Беларуси, то после чернобыльской аварии все исследовательские и проектно-конструкторские работы по созданию ядерных ректоров были приостановлены. Теми не менее интерес к развитию этого направлению энергетики в республике остается, поскольку технический прогресс неразрывно связан с возрастанием потребности в энергии во все больших масштабах.

**I. Атомные электростанции**

**1.1. Типы атомных электростанций**

На атомных электростанциях, так же как и на электростанциях, работающих на органическом топливе (ТЭС), осуществляется процесс превращения энергии, содержащейся в рабочей среде (паре), в электрическую. Различие между процессами, происходящими на АЭС и ТЭС, состоит лишь в том, что в одном случае используется энергия, выделяющаяся при распаде тяжелых элементов (применяемых в качестве топлива), а другом – при горении органического топлива.

Атомные станции могут быть конденсационными электростанциями (АКЭС) и теплоэлектроцентралями (АТЭЦ). Они составляют основу подавляющего большинства ныне действующих АЭС в странах бывшего СССР. Атомная энергия может использоваться также и только для целей теплоснабжения: атомные станции промышленного теплоснабжения (АСТП). Такие станции уже имеются в ряде стран дальнего зарубежья. Разработка АСТП в период существования СССР явилось весьма специфическим этапом в развитии ядерной энергетики, поскольку был осуществлен принципиально новый подход в обеспечении безопасности АЭС.

Топливом для АЭС является ядерное топливо, содержащееся в твэлах, представляющих из себя тепловыделяющие сборки (ТВС). Для современных мощных реакторов загрузка составляет от 40 до 190 тонн. Особенность процесса в том, что масса выгружаемых после отработки определенного срока ТВС такая же, как и масса свежезагружаемых. Происходит лишь частичная замена ядерного горючего на продукты деления. Выгружаемое из реактора топливо имеет все еще значительную ценность. Поэтому для АЭС расход ядерного горючего не является характерной величиной, а степень использования внутриядерной энергии характеризуется глубиной выгорания[2].

Принципиально возможны многочисленные типы ядерных реакторов. Однако практически целесообразных конструкций не так много. В таблице 1 показаны целесообразные (+) и нецелесообразные (-) сочетания замедлителя и теплоносителя.

Таблица 1

|  |  |
| --- | --- |
| Замедлитель | Теплоноситель |
| Н2О | Газ | D2О | Жидкий металл |
| Н2О | + | - | - | - |
| Графит | + | + | - | - |
| D2О | + | + | + | - |
| Отсутствует | - | + | - | + |

Все реакторы можно классифицировать [3] по

назначению:

энергетические (основное требование к экономичности термодинамического цикла);

исследовательские (пучки нейтронов с определенной энергией);

транспортные (компактность, маневренность);

промышленные (для наработки плутония, низкотемпературные, работают в форсированном режиме);

многоцелевые (например, для выработки электроэнергии и опреснения морской воды);

виду замедлителя

легководные (наиболее компактны);

графитовые (в расчете на единицу мощности имеют наибольшие размеры);

тяжеловодные (несколько меньших размеров по сравнению с графитовыми);

виду теплоносителя

легководные (наиболее распространенные);

газоохлаждаемые (также широко распространены);

тежеловоджные (редко применяемые и только там, где замедлитель тоже тяжелая вода);

жидкометаллические (в реакторах на быстрых нейтронах);

энергетическому спектру нейтронов

на тепловых нейтронах (наиболее освоенные, требуют наименьшей удельной загрузки ядерного топлива по делящемуся изотопу);

на быстрых нейтронах (так называемые «быстрые реакторы» предназначены также и для воспроизводства ядерного топлива);

на промежуточных нейтронах (только в специальных исследовательских установках);

структуре активной зоны

гетерогенные (все работающие в настоящее время реакторы);

гомогенные (пока находятся в стадии исследования и отдельных опытных образцов).

Особенность современной ядерной энергетики – использование реакторов на тепловых нейтронах, то есть применение урана, обогащенного по 235U. В природном уране его всего 0,7%. В ядерных реакторах на тепловых нейтронах обогащение по 235U составляет 2,0-4,4%, при этом соответствующие предприятия выдают наряду с обогащенным ураном также и отвальный уран, содержащий 235U в существенно меньшем количестве, чем природный. Отвальный, так же как и природный уран, может быть использован в реакторах на быстрых нейтронах. Глубокое (более полное) использование уранового топлива, включая отвальный может быть достигнуто в реакторах на быстрых нейтронах.

Коренное различие тепловой экономичности ТЭС и АЭС заключается в том, что для ТЭС она зависит от реализации в цикле теплоты всего сожженного органического топлива, непрерывно поступающего в топку парового котла, а для ТЭС – от реализации в цикле теплоты, выделившейся в процессе деления незначительной части ядерного горючего, загружаемого в активную зону.

**1.2 Тепловые схемы АЭС**

В любой АЭС различают теплоноситель и рабочее тело. Рабочее тело – это среда, совершающая работу, преобразуя тепловую энергию в механическую. Рабочим телом обычно является водяной пар. Контур рабочего тела всегда замкнут и добавочная вода в него поступает лишь в небольших количествах.

Назначение теплоносителя на АЭС – отводить тепло, выделяющееся на реакторе. Для предотвращения отложений на тепловыделяющих элементах необходима высокая чистота теплоносителя. Поэтому для него также необходим замкнутый контур, тем более, что теплоноситель реактора всегда радиоактивен.

АЭС называется одноконтурной, если контуры теплоносителя и рабочего тела не разделены. Преимущества этой схемы: простота и большая экономичность по сравнению с 2-х и 3-х контурными. Недостаток – все оборудование работает в радиационно-активных условиях.

АЭС называется двухконтурной, если контуры теплоносителя и рабочее тело разделены. Контур теплоносителя – первый контур, контур рабочего тела – второй. Преимущества: оборудование не работает в радиационно-активных условиях. Недостаток: более низкая экономичность и более высокая сложность по сравнению с одноконтурной.

АЭС называется трехконтурной, если помимо раздельных контуров теплоносителя и рабочего тела присутствует также и промежуточный контур. Промежуточный контур призван предотвратить опасность выброса радиоактивных веществ в случае, если давление в первом контуре выше, чем во втором и возможно перетекание теплоносителя, вызывающая радиоактивность второго контура в случае, если теплоносители (например, металлический натрий) интенсивно взаимодействует с паром и водой.

При двухконтурной схеме вода является теплоносителем и замедлителем нейтронов. Реакторы, созданные для работы в таких условиях принято называть водно-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР).

Реакторы канального типа, в которых теплоносителем является вода, а замедлителем графит, применяются на крупных блоках с турбинами насыщенного пара. Эти реакторы принято называть реакторами большой мощности канального типа (РБМК).

Основные технико-экономические характеристики блоков АЭС с реакторами типа ВВЭР и РБМК.

Таблица 2.

|  |  |  |  |
| --- | --- | --- | --- |
| Показатель | ВВЭР - 440 | ВВЭР - 1000 | РБМК - 1000 |
| Мощность блока, МВт | 440 | 1000 | 1000 |
| Мощность турбогенератора, МВт | 220 | 500 | 500 |
| Число турбин в блоке, шт | 2 | 2 | 2 |
| Давление пара перед турбиной, Мпа | 4,32 | 5,88 | 6,46 |
| КПД (нетто), % | 29,7 | 31,7 | 31,3 |

Основные технические характеристики АЭС с реакторами типов ВВЭР и РБМК в табл. 2 [4]. Стоимость 1 кВт установленной мощности на АЭС с блоками 440 и 1000 Мвт в 1,5 – 1,6 раза выше, чем на электростанциях, работающих на органическом топливе, равной мощности, построенных в те же годы [5]. Можно полагать, что в ближайшие годы соотношение в стоимостях 1 кВт установленной мощности ТЭС и АЭС будет иметь тенденцию к увеличению, так как для обеспечения большей надежности электростанции и уменьшения влияния на окружающую среду строительство АЭС потребует больших дополнительных капиталовложений, чем строительство ТЭС. Однако себестоимость электроэнергии на таких АЭС ниже, чем на ТКЭС (тепловых конденсационных электрических станциях), предназначенных только для производства электроэнергии, кроме того спорной можно считать саму методику определения капитальных вложений в АЭС, о чем подробнее речь пойдет ниже в разделе 2.2.

**1.3 Перспективы развития ядерной и термоядерной энергетики**

Как было показано выше, тип реактора является определяющим для любой ядерной энергетической установки. Исходя из перспектив глобального преобразования мировой энергетики, наиболее перспективными можно считать [6], пожалуй, пять основных известных в настоящее время науке типов реакторов:

Высокотемпературный энергетический ядерный реактор на газообразном топливе (ГФЯР), являющийся реактором на тепловых нейтронах, в котором делящееся вещество (235U, 233U) в составе газообразного гексафторида урана или в виде испаренного металлического урана расположено в центральной зоне полости (цилиндрической или сферической), образованной твердым замедлителем-отражателем нейтронов (Be, BeO, C или их комбинацией). Перспективность ГФЯР связана со следующим:

возможность получения большой мощности;

коэффициент воспроизводства, превышающий единицу;

высокая температура нагрева рабочей среды (более 10000 К);

малая критическая масса (десятки килограмм делящегося вещества);

возможность циркуляции делящегося вещества и его очистка в системе циркуляции.

Из этого следует:

высокая эффективность использования горючего;

минимальные затраты на топливный цикл;

повышенная безопасность;

высокая экономичность;

широкий диапазон использования.

Вихревые ядерные реакторы на тепловых и быстрых нейтронах.

Вихревой реактор состоит из вихревой камеры, внутри которой, благодаря вихревому движению введенного тангенциально теплоносителя образуется устойчивый центробежный кипящий слой мелкодисперсного твердого и жидкого ядерного топлива. Благодаря целому ряду положительных свойств этого слоя энергетический вихревой ядерный реактор обладает некоторыми преимуществами по сравнению с реакторами с фиксированными активными зонами. С помощью этого типа реакторов с высоким коэффициентом воспроизводства на быстрых нейтронах можно коренным образом изменить структуру топливного баланса и создать возможность практически неограниченного развития ядерной энергетики, поскольку преодолевается кризис ресурсов природного урана в будущем.

**3. Электроядерный бридинг.**

Сущность заключается в использовании мощного пучка заряженных частиц (протонов) высокой энергии, получаемого с помощью ускорителя, для бомбардировки мишеней (из бериллия, тория, урана). В результате возникают мощные источники нейтронов, которые можно использовать для переработки уранового и ториевого сырья в делящиеся материалы, то есть для производства ядерного топлива.

4. Пароводяной реактор-размножитель на быстрых нейтронах (БПВР).

Реактор аналогичен ВВЭР.

5. Энергетический термоядерный реактор (ТОКОМАК).

Существует пока в виде исследовательской установки, на которой отрабатываются лишь основные принципы термоядерного синтеза. Практическая реализация управляемой термоядерной реакции сопряжена в настоящее время с рядом физических и технических трудностей.

Основная трудность физического характера сопряжена с неустойчивостью плазмы, помещенной в магнитную ловушку.

Трудности технического характера: наличие примесей с большими порядковыми номерами приводят к возрастанию энергетических потерь из плазмы.

Решение этих проблем требует прохождения следующих этапов:

научная демонстрация возможности осуществления термоядерного синтеза, при котором отношение выходной энергии реакции синтеза к энергии, затраченной на создание, нагрев и удержание плазмы, по крайней мере, равно единице;

демонстрация технической осуществимости термоядерного реактора;

создание демонстрационной термоядерной электростанции.

**II. Будущее ядерной энергетики в Республике Беларусь.**

**2.1. Целесообразность развития ядерной энергетики.**

Решение о создании АЭС зависит от многих факторов, среди которых стоимость производства электроэнергии от АЭС по сравнению с другими методами, мощность энергосистемы, технологические и экономические возможности для осуществления ядерной программы, степень зависимости от дефицитных или импортируемых видов топлива. Но основным фактором, определяющим для Беларуси будущее ядерной энергетики после чернобыльской аварии, является широкое общественное мнение. После аварий на АЭС «Три-Майл-Айленд» и Чернобыльской АЭС в Беларуси появилось настороженное и скептическое отношение общественности к перспективности ядерной энергетики. Стало очевидным, что безопасность выходит за границы безопасного развития ядерной энергетики.

Тем не менее, исходя из объективных факторов, можно утверждать, что в условиях острейшего дефицита органических энергоносителей в Беларуси, ядерная энергетика может рассматриваться в качестве реальной альтернативы. Несмотря на привлекательность, широко пропагандируемой идеи использования экологически чистых энергоносителей (солнце, ветер, геотермальные воды и т. п.), в будущем они не могут серьезно повлиять на структуру энергобаланса республики. К тому же эти источники энергии вовсе не безопасны для человека. Согласно оценкам [5], вероятность гибели людей при производстве электричества от АЭС в 25 раз ниже, чем на ветровых, и в 10 раз ниже, чем на гелеоустановках.

Существенно также влияние экономических возможностей Беларуси и необходимости импортирования ею ядерного топлива. Хотя в республике имеется опыт создания и успешной эксплуатации для исследовательских целей действующего ядерного реактора (Институт проблем энергетики НАНБ, п. Сосны), однако после событий последовавших после чернобыльской аварии все работы в этом направлении были приостановлены, а реактор был демонтирован. Таким образом, реальная перспектива развития ядерной энергетики в Беларуси, по крайней мере, в технологическом и экономическом аспекте, может рассматриваться только в неразрывной связи с предстоящим экономическим этапом объединения Беларуси и России. С учетом этого важно учитывать тенденции, наметившиеся в ядерной энергетике России и других ядерных стран. Так в выступлении президента России на саммите тысячелетия были предложены инициативы по совершенствованию ядерной энергетики [7,8] с проведением работ в рамках международной программы [9,10]. В частности предлагается «… исключение из использования в мирной ядерной энергетике обогащенного урана и плутония» в «… интересах кардинального повышения эффективности нераспространения ядерного оружия» [7,8]. По оценкам специалистов [10] в этом контексте подразумевается не вообще обогащенный уран или плутоний, а высокообогащенный уран с содержанием 235U 20-90% и материал, например, природный или обогащенный уран с высоким (выше 20%) содержанием плутония, то есть материалы, пригодные для использования в качестве ядерных боеприпасов. В выступлении также прозвучал тезис об «окончательном решении проблемы радиоактивных отходов» [7]. Это означает, что в перспективной крупномасштабной ядерной энергетике (такой, как, например, в рамках предстоящего экономического объединения ряда стран СНГ, включая союз России и Белоруссии) необходимо модифицировать добычу урана, ввести трансмутационный замкнутый топливный цикл и улучшить упаковку наиболее опасных нуклидов из числа отходов перед их окончательным захоронением.

Концепция вводит в ядерную энергетику:

более высокий уровень безопасности (исключение аварий, требующих эвакуации населения);

новую технологию обращения с ядерными и радиоактивными материалами для решения проблем экологии (достижения радиационной эквивалентности отходов и сырьевых материалов);

техническое решение нераспространения делящихся материалов (исключение - выделение в чистом виде плутония, 233, 235U);

приемлемый уровень экологичности (стоимость реакторов нового поколения не должны превышать стоимость современных быстрых ядерных реакторов).

Таким образом, в целом реализация предложенных задач, включая разработку естественно-безопасного реактора на быстрых нейтронах, позволит решить проблему длительного и безопасного энергообеспечения за счет ядерной энергетики.

Для ее успешного развития традиционно необходимо решение двух основных проблем:

Первая - проблема обеспечения безопасного пути развития. Аспекты решения этой проблемы тесно связаны с вышерассмотренной концепцией, предложенной президентом России.

Вторая проблема – это экономическая эффективность отрасли. Рассмотрение этом проблемы рассмотрим более подробно.

**2.2. Требования к экономическим параметрам АЭС.**

С экономической точки зрения ядерная энергетика специфична. Ей свойственны, по крайней мере, две кардинальные особенности. Первая особенность связана с большой ролью капиталовложений, которые вносят основной вклад в стоимость электроэнергии. Из чего следует необходимость особо тщательно и обоснованно учитывать роль капиталовложений. Вторая определяется спецификой использования ядерного топлива, которая существенно отличается от той, что присуща обычному химическому топливу. К сожалению, до сих пор не сложилось единого мнения о том, как следует учитывать эти особенности в экономических расчетах [12]. На примере российской ядерной энергетики можно проанализировать вышеназванные особенности с точки зрения современных особенностей производства электроэнергии.

Несмотря на то, что экономические проблемы ядерной энергетики были обстоятельно изложены еще в монографии [12], тем не менее, существовавший до середины 80-х годов оптимизм в прогнозах ее развития определялся в основном представлениями об умеренной капиталоемкости АЭС, зачастую продиктованными соображениями политического плана.

Известно, что удельные капиталовложения в АЭС значительно выше, чем в обычные электростанции [13], особенно это касается АЭС с быстрыми реакторами. Это связано в первую очередь со сложностью технологической схемы АЭС:

Используются 2-х и даже 3-х контурные системы отвода тепла из реактора.

Создается специальная система гарантированного аварийного расхолаживания.

Предъявляются высокие требования к конструкторским материалам (ядерная чистота).

Изготовление оборудования и его монтаж ведутся в особо строгих, тщательно контролируемых условиях (реакторная технология).

К тому же термический к.п.д. на используемых в настоящее время в России АЭС с тепловыми реакторами заметно ниже, чем на обычных тепловых станциях.

Другим важным вопросом является то, что в твэлах внутри реактора постоянно содержится значительное количество ядерного топлива, необходимого для создания критической массы. В некоторых публикациях (например, [13]), предлагается включать в капиталовложения стоимость первой загрузки ядерного топлива. Если следовать этой логике, то в капвложения следует включать не только топливо, находящееся в самом реакторе, но и занятое во внешнем топливном цикле. Для реакторов, использующих замкнутый цикл с регенерацией топлива, таких как быстрые реакторы, общее количество «замороженного» таким образом топлива может в 2-3 раза, а то и больше превышать критическую массу. Все это значительно увеличит и без того значительную составляющую капвложений и соответственно ухудшит расчетные экономические показатели АЭС.

Такой подход нельзя считать правильным. Ведь в любом производстве одни элементы оборудования находятся в постоянной эксплуатации, а другие материальные средства службы регулярно заменяются новыми. Однако, если этот срок не слишком велик, их стоимость не причисляют к капвложениям. Эти затраты учитываются в качестве обычных, текущих. В случае с твэлами в пользу этого свидетельствует период их использования, который не превышает нескольких месяцев.

Важным является также вопрос о цене ядерного топлива. Если речь идет только об уране, то его стоимость определяется затратами на добычу, извлечение из руды, изотопное обогащение (если таковое необходимо).

Если топливом является плутоний, который используется для быстрых реакторов, то в общем случае следует различать два режима: замкнутый, когда плутония достаточно для обеспечения потребностей развивающейся энергетики, и конверсионный, когда его не хватает и наряду с ним используется 235U. Для случая конверсионного цикла цена плутония должна определяться из сопоставления с известной ценой 235U. В любом быстром реакторе можно использовать как плутониевое, так и урановое топливо. Поэтому при экономическом сопоставлении влияния эффекта вида топлива на капитальную составляющую стоимости электроэнергии можно исключить. Достаточно приравнять между собой лишь непосредственные затраты на топливо (топливные составляющие) в том и другом случае. По оценкам специалистов [13] цена плутония превосходит цену 235U примерно на 30%. Для плутония это обстоятельство важно, поскольку нарабатываемый плутоний как побочный продукт приносит большой доход.

В замкнутом режиме, когда плутония образуется достаточно для загрузки в существующие и вновь вводимые реакторы, необходимость в использовании 235U отпадает. Устанавливать какую-либо цену на плутоний не имеет смысла [13]. Он представляет собой полуфабрикат, который замыкается внутри данной отрасли, вырабатывающей единственный конечный продукт – электроэнергию. В случае, если его нарабатывается (образуется) больше, чем нужно для обеспечения потребностей развивающейся энергетики, его можно полностью или частично использовать для других областей его потенциального применения. В этом случае цена плутония будет определяться затратами на его извлечение из твэлов.

Таким образом:

1. Размер отчислений от капвложений в АЭС должен быть существенно ниже применяемого в настоящее время в России директивного значения.

2. Стоимость первой загрузки топлива в реактор и весь топливный цикл в целом не должна входить в капвложения.

3. Стоимость излишнего плутония в установившемся замкнутом цикле реакторов на быстрых нейтронах определяется только затратами на его извлечение из отработавших твэлов. Ценность плутония в конверсионном цикле находится из сопоставления со стоимостью 235U, используемого в тех же реакторах.

4. В режиме частичной перегрузки активной зоны при вычислении затрат на топливо вместо истинного срока службы твэлов следует использовать более короткое время. В результате уменьшится эффективный рост стоимости за счет ее задержки в производстве.

Учет результатов, изложенных в [14] должен привести к заметному снижению

расчетной стоимости вырабатываемой на АЭС энергии по сравнению с тем, что дает применяемая в настоящее время в России методика. Как следствие, для условий Беларуси конкурентоспособность ядерной энергетики может улучшиться по сравнению с обычной при условии, что стоимость продукции будет всецело зависеть и однозначно отвечать затратам на ее выработку.

**2.3 Возможные варианты АЭС для условий Республики Беларусь**

Заслуживающим интереса для условий Республики Беларусь, с учетом реалий сложившихся после чернобыльской аварии, можно считать применение АТЭЦ и их более развитых вариантов – АСТП.

Еще в конце 70-х годов Белорусским отделением ВНИПИ энергопрома были проведены исследования [15], позволившие определить основные предпосылки к применению АТЭЦ в республике:

значительный рост и высокая концентрация тепловых нагрузок, вызванных концентрацией промышленных предприятий и развитием жилищного строительства;

дефицит и высокая стоимость жидкого и газообразного топлива, составляющего основу топливно-энергетического баланса Беларуси;

техническая возможность размещения АТЭЦ и создания на их базе мощных теплоснабжающих систем;

необходимость улучшения экологических условий городов за счет сокращения вредного действия энергоустановок на окружающую среду.

Возможные пути размещения АТЭЦ в Беларуси (по состоянию на 1979 г.)

Таблица 3

|  |  |  |
| --- | --- | --- |
| Город | Годовая нагрузка на АТЭЦ, тыс. Гкал | Доля нагрузки АТЭЦ в общей нагрузке города по горячей воде, % |
| Минск | 4600 | 27,0 |
| Гомель | 4480 | 94,0 |
| Витебск | 3360 | 91,0 |
| Могилев | 2800 | 58,3 |
| Брест | 1790 | 93,0 |
| Прочие города (Борисов, Бобруйск, Барановичи) в сумме | 5200 | 89,0 |
| ИТОГО: | 22250 |  |

Результаты исследований тех лет показали, что при предполагавшемся сооружении АТЭЦ в городах Минске, Гомеле и Могилеве, а также атомной конденсационной электростанции вместо соответствующей электростанции на привозных углях или местных сланцах в Беларуси доля ядерного горючего в топливно-энергетическом балансе республики могла бы составить 27%. Суммарный экономический эффект при замещении угля ядерным горючим составил бы 175 млн. рублей СССР в год в ценах 1979 г. [15] (что на сегодняшний день в долларах США составляет около 170 млн. $), или 6,2% от приведенных затрат в топливно-энергетический комплекс.

С учетом различных условий эксплуатации в зависимости от сезона была определена предельная стоимость ядерного топлива при которой целесообразно применение АТЭЦ на тонну условного топлива: 33 руб. СССР/т у.т. , что на сегодняшний день было бы равно примерно 32 $ т/ у.т. Был также сделан важный вывод о целесообразности сооружения АТЭЦ с теплофикационно-конденсационными турбинами в Минске, Гомеле, Могилеве.

В настоящее время при сохранении этой концепции более предпочтительным является сооружение в близи вышеперечисленных городов АСТП. В пользу этого можно добавить, что на станциях АСТП отсутствует выработка электроэнергии и потому давление в реакторе может быть выбрано достаточно низким, что существенно удешевит оборудование и повысит надежность и безопасность работы. Это позволит снять вопрос о необходимости значительного удаления станции от крупных городов. Активная зона реакторов АСТП рассчитана на длительность компании 6-7 лет с частичными перегрузками топлива 1 раз в 2 года. Низкие параметры теплоносителя, малая напряженность активной зоны и наличие большого количества подогретой воды в корпусе делают работу реактора в переходных процессах более спокойной, а специальная («интегральная») компоновка максимально сокращает трубопроводы больших диаметров.

**Заключение**

Несмотря на трагические события, связанные с чернобыльской аварией 1986 г., и получившее в связи с этим широкий размах движение против развития ядерной энергетики и строительства АЭС, результаты исследований последних лет в различных областях инженерных дисциплин и физики высоких энергий, а также заключения авторитетных международных комиссий, убедительно свидетельствуют в пользу дальнейшего развития ядерной энергетики в самых широких масштабах. Уже сегодня существуют и одобрены экспертами из ведущих ядерных стран проекты по созданию ядерных энергетических установок на качественно новом уровне безопасности для различных географических зон с отличающимися климатическими условиями.

В условиях острого дефицита органических энергоносителей в Беларуси ядерная энергетика может рассматриваться в качестве реальной альтернативы. В новых политических и экономических условиях, сложившихся в результате преобразований последних 10 лет в странах СНГ, Беларусь может и должна активно включиться в развитие отечественной ядерной энергетики, которая вполне может стать конкурентоспособной по отношению к традиционной энергетике, использующей органическое топливо. Разработанные российскими специалистами проекты создания АСТП, а также исследования, проведенные еще в 1978-79 г.г. Белорусским отделением ВНИПИ энергопрома, показали реальную техническую возможность и экономическую целесообразность создания подобных станций в близи крупных городов Беларуси с целью обеспечения тепловой энергией промышленных и жилых объектов.

**Список литературы**

Макаров А. А., Волкова Е. А., Браилов В. П. Долгосрочный прогноз развития ТЭК России и место ядерной энергетики в нем. Доклад на X конференции ядерного общества России “От первой в мире АЭС к атомной энергетике ХХI века». Обнинск, июнь 1999 г.

Маргулова Т. Х., Порушко Л. А. Атомные электрические станции. – Учебник для техникумов. – М.: Энергоиздат, 1982. – 264 с., ил.

Дементьев Б. А. Ядерные энергетические реакторы: Учебник для ВУЗов – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 280 с., ил.

Атомные электрические станции / Под ред. Л. М. Воронина. М.: Энергия, 1977.

Стерман Л. С. и др. Тепловые и атомные электрические станции: Учебник для ВУЗов / Л. С. Стерман, В. М. Ладыгин, С. Г. Тишин. – М.: Энергоатомиздат, 1995 – 416 с., ил.

Кащеев В. П. Ядерные энергетические установки: Учебное пособие для ВУЗов. – Мн.: Выш. шк., 1989. – 223 с.: ил.

Public Understanding of Radiation Protection Concepts. Paris, OECD/NEA, 1988. – 122 p.

Выступление Президента РФ В. В. Путина на саммите тысячелетия. Нью-Йорк, ООН, сентябрь 2000.

Пресс-релиз “Инициатива Президента РФ по энергетическому обеспечению устойчивого развития человечества, кардинальному решению проблем нераспространения ядерного оружия и экологическому оздоровлению планеты Земля». Нью-Йорк, ООН, сентябрь, 2000.

Terms of Reference for the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles. Vienna: IAEA, Oct. 2000

Baradei M. El. Statement to the Forty-Fourth Regular Session of the IAEA General Conference, . Vienna: IAEA, 18 Sept. 2000.

Работнов Н. С., Ганев И. Х., Лопаткин А. В. Ядерная инициатива президента России (попытка анализа и детализации). – Атомная энергия, 2001, т.90, вып. 4, с.320-323.

Батов В. В., Корякин Ю. И. Экономика ядерной энергетики. М.: Атомиздат, 1969.

Казачковский О. Д. Основы рациональной теории стоимости. М.: Энергоиздат, 2000.

Эффективность использования атомной энергии для теплоснабжения в Белорусской ССР. БелНИИНТИ, Минск, 1979.