

МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ И ЕЕ ТОПЛИВНОМУ ЦИКЛУ
ЗАЛЬЦБУРГ, АВСТРИЯ • 2-13 МАЯ 1977 ГОДА



IAEA-CN-36/336

ПУТИ ПОВЫШЕНИЯ ЭКОНОМИЧНОСТИ АЭС С РЕАКТОРАМИ
ТИПА ВВЭР

Вознесенский В.А., Нихамкин А.Р.,
Сидоренко В.А., Скворцов С.А.
Институт атомной энергии им.И.В.Курчатова,
Москва, СССР

А н н о т а ц и я

Настоящий доклад посвящен рассмотрению показателей АЭС с реакторами водяного типа, нашедших себе большое распространение.

В первую очередь рассмотрен вопрос укрупнения оборудования, которое наблюдается с ростом суммарной мощности атомной энергетики, и его влияния на стоимость сооружения АЭС.

Далее рассматривается вопрос оптимизации топливной решетки на экономику атомной энергетики. Оценивается целесообразность учащения частичных перегрузок топлива.

Наконец, внимание уделяется усовершенствованию топливных циклов в реакторах ВВЭР. Рассматриваются вопросы применения тория и металлического урана в водоводяных реакторах и оценивается достижимая при этом экономия натурального урана. Показывается, что чувствительная экономия натурального урана может быть получена за счет использования вторичного топлива (плутония), накапливаемого в реакторах ВВЭР.

1. УКРУПНЕНИЕ ОБОРУДОВАНИЯ

В СССР получили распространение корпусные легководяные реакторы конструкции ВВЭР (водо-водяные энергетические реакторы), которые созданы в трех модификациях:

ВВЭР-210

ВВЭР-440

ВВЭР-1000

Цифра около индекса указывает электрическую мощность брутто, обеспечиваемую реактором.

Указанные модификации характеризуют три поколения реакторов: первый реактор ВВЭР-210, введенный в эксплуатацию на Ново-Воронежской АЭС в 1964 г., "серийный" реактор ВВЭР-440, поставленный на ряд отечественных и зарубежных АЭС, и, наконец, третий реактор ВВЭР-1000, запроектированный для ряда станций; первый образец его сооружается в настоящее время на Ново-Воронежской АЭС в качестве 5-го блока станции.

Последовательное укрупнение оборудования является характерным для перечисленных вариантов реакторов ВВЭР. Развитие мировой энергетики всегда сопровождалось ростом единичных мощностей энергетического оборудования. Это объясняется постоянством относительного годового прироста энергетических мощностей, подтверждаемым статистикой, и, следовательно,

постоянным увеличением абсолютного прироста, реализовать который при помощи мелкого оборудования по условиям загрузки заводов-изготовителей оказывается трудным. Отмеченная тенденция в полной мере наблюдается и в атомной энергетике.

С укрупнением оборудования несколько снижается стоимость сооружения АЭС. При этом каждая последующая ступень укрупнения приносит все меньшую экономию. Применительно к АЭС с реакторами ВВЭР экономия удельных затрат, вызываемая ростом мощности станции, весьма приближенно может быть выражена экстраполяционной формулой [1]:

$$K = 3,2 \cdot 10^4 \frac{\Delta N}{N (1 + \Delta N)} \text{ руб/кВт,}$$

в которой ΔN - МВт - относительное увеличение мощности станции и N - МВт - мощность предыдущего объекта.

Из формулы следует, что при начальной мощности $N = 1000$ МВт увеличение ее вдвое, втрое и вчетверо ($\Delta N = 1, 2, 3$) приводит к сокращению удельных капитальных затрат на строительство соответственно на 16, 21 и 24 руб/кВт и составляет в целом примерно 10% (начальные капиталовложения порядка 200 руб/кВт).

До последнего времени водо-водяные реакторы снабжались корпусами заводского изготовления, доставлявшимися на место строительства АЭС преимущественно железнодорожным транспортом. Рост мощности реактора связан с необходимостью увеличения загрузки топлива в реактор, а следовательно, и ростом размера корпуса. Между тем габариты корпуса реактора ВВЭР-1000 считаются предельными по условиям транспортирования его по железным дорогам. Дальнейшее развитие реактора ВВЭР с увеличением его мощности, по-видимому, потребует изыскания

новых способов перевозки или отказа от заводского изготовления и перехода на использование монтажных корпусов.

Монтажная сварка корпуса из цельнокованных обечаек чрезвычайно сложна и трудоемка. Она требует сооружения на месте монтажа специального цеха, в котором должны производиться сварка и отжиг сооружаемого корпуса. В химической промышленности производится изготовление рулонированных корпусов высокого давления путем навивки свариваемой ленты. Этот способ не требует отжига полученного изделия и потому более доступен в условиях применения на монтаже. Представляется, что многослойные корпуса более надежны в эксплуатации, чем корпуса из цельнокованных обечаек, так как распространение трещины, появившейся в каком-нибудь слое, на другие слои весьма маловероятно.

В целях определения возможности будущего развития ВВЭР были произведены проработки энергетического реактора ВВЭР-2000, причем предполагалось в одном из вариантов, что элементы реактора размещаются в корпусе нетранспортабельных размеров, а в другом - в корпусе, транспортабельном по железным дорогам. При определении искомых параметров в первом случае показатели, характеризующие реактор ВВЭР-1000, считались приемлемыми и не вызывающими каких-либо сомнений. Поскольку размеры корпуса реактора ВВЭР-1000 признаются предельно допустимыми, исходя из условий ж.-д. транспортирования, габариты именно такого корпуса были приняты для второго варианта реактора ВВЭР-2000.

Параметры разработок реактора [2] показывают, что в варианте нетранспортабельного корпуса его характеристики в основном не выходят за пределы, установленные для реактора ВВЭР-1000, и основное внимание должно быть уделено сооружению и транспорту корпуса больших габаритов.

Второй вариант может быть выполнен лишь на основе определенных компромиссных решений: должны применяться твэлы уменьшенного диаметра (6 мм вместо 9,1 мм в современных реакторах ВВЭР) и давление в парогенераторах должно быть снижено до 4,7 МПа (вместо 6,5 МПа в ВВЭР-1000), что приводит к некоторому уменьшению экономичности АЭС. Перегрузка реактора должна производиться дважды в год, вследствие чего годовое число часов использования полной мощности реактора должно быть несколько снижено (энергонапряженность активной зоны увеличивается вдвое). Несколько возрастет тепловая нагрузка поверхности твэлов, допустимость чего должна быть экспериментально подтверждена.

Эти данные показывают, что, хотя активная зона реактора ВВЭР-2000 и может быть размещена в транспортабельном корпусе, делать это, видимо, не следует, так как это связано с выполнением нежелательных и сомнительных компромиссов.

Если ориентироваться на монтажное изготовление корпуса, то речь может пойти о применении корпусов из предварительно напряженного железобетона. Такие корпуса, рассчитанные на давление до 4 МПа, применяются в атомной энергетике в сочетании с использованием газографитовых реакторов (Франция, Англия); имеются также разработки на более высокое давление (7,0 МПа), рассчитанные на сочетание бетонного корпуса с кипящим реактором (Швеция) [3]. Реализация разработок требует решения некоторых проблем (создание гидродомкратов с требуемым напряжением арматуры, устройство тепловой изоляции внутренней поверхности стен корпуса и т.д.).

В бетонных корпусах могут быть размещены водяные реакторы очень большой мощности. Это позволяет рассчитывать на то, что исполь-

зование железобетонных корпусов может обеспечить применение водяных реакторов в качестве энергетических установок в течение длительного времени.

Принципиально использование бетонного корпуса обеспечивает большую надежность работы реактора, чем применение обычного металлического корпуса, так как хрупкий разрыв бетонной стенки исключается, в то время как хрупкий разрыв металлической стенки представляется реальным.

Создается возможность использовать так называемую интегральную компоновку реакторного оборудования, разместив его внутри бетонного корпуса. В этом случае корпус может рассматриваться в качестве прочной оболочки реакторного помещения. Компактное размещение оборудования до минимума сокращает выводы коммуникаций за пределы корпуса.

Итак, из изложенного ясны те пути, которые могут быть использованы для создания корпусного легководного реактора при увеличении мощности единичных агрегатов.

Активная зона реактора ВВЭР второго и третьего поколений составлена из стержневых твэлов из спеченной двуокиси урана обогащением 2,4 - 4,4%. Стержни скомпонованы в треугольную решетку с шагом 12,2 - 12,75 мм. В качестве покрытия твэлов используется легированный цирконий (с 1% ниобия). Существующий состав активной зоны ВВЭР, по-видимому, в основном сохранится на ближайшее будущее.

Можно ожидать лишь конструктивных изменений топливных кассет, связанных с экономией материалов и совершенствованием способов изготовления. Так, например, предполагается применение бесчехловых кассет, что приведет к экономии циркония, возможны изменения технологии изготовления топливных таблеток и т.д. Наконец, успешное

окончание разработок покрытий топливных элементов, предназначенных для обеспечения выработки перегретого пара, привело бы, вероятно, к существенным изменениям конструкции твэлов и, может быть, всей активной зоны в целом.

Увеличение мощности и размеров реактора приведет, по-видимому, к усилению оснащения активной зоны измерительной аппаратурой.

Парогенераторы ВВЭР увеличиваются по своей мощности из поколения в поколение разрабатываемых проектов ВВЭР. В проекте первого поколения применялись парогенераторы, обеспечивающие электрическую мощность 35 МВт, в третьем - 250 МВт. Во всех вариантах применялись корпусные горизонтальные парогенераторы, которые безотказно работали на всех АЭС. Ни одного случая обнаружения дефектов, характерных для вертикальных вариантов различных фирм [4] на этих парогенераторах не наблюдалось. Однако применение горизонтальных парогенераторов обуславливает менее экономную компоновку реакторного здания. Поэтому в настоящее время предприняты разработки вертикальных парогенераторов, которые обеспечивали бы удобство компоновки с сохранением высоких показателей работы горизонтальных парогенераторов. Трудность отказаться от хорошо работающего оборудования затрудняет переход к вертикальным парогенераторам.

Во всех вариантах проектов в парогенераторах вырабатывается насыщенный пар. В последнее время имеется тенденция к осуществлению небольшого перегрева в целях облегчения борьбы с влажностью пара в турбине. Возможно, что в будущих конструкциях парогенераторов будет осуществляться получение перегретого пара, хотя это и приведет к некоторому росту размеров поверхности нагрева.

Имеется тенденция к уменьшению числа циркуляционных петель реакторного контура. В первом поколении реакторов их было шесть, в третьем — четыре. В дальнейшем вряд ли будут сооружать количество петель, большее чем четыре на реактор. Возможно, что число петель в следующих вариантах будет ограничено двумя. Увеличение мощности петель связано с ростом производительности насосов. В установках первых поколений применялись герметичные насосы производительностью порядка 5,5 — 6,5 тыс. м³/ч воды. В третьем поколении использованы насосы производительностью 20 тыс. м³/ч с организованными протечками. По-видимому, в дальнейшем будут использоваться насосы такого же типа.

Мощность турбогенераторов неуклонно растет от проекта к проекту. В проектах второго и третьего поколений применяются по две турбины на реактор (мощностью 220 и 500 тыс. кВт каждая соответственно). Имеется тенденция к применению блочной компоновки (I реактор — I турбина) и к понижению числа оборотов (1500 об/мин вместо 3000 об/мин). Такие турбогенераторы планируются для ряда АЭС с реакторами ВВЭР-1000.

Укрупнение оборудования требует повышения его надежности, поскольку аварийное отключение крупных агрегатов может вызвать более тяжелые последствия, чем мелких. Практически при переходе от одного проектного варианта к другому применялось все более мощное, но вместе с тем и более надежное оборудование. В проекте третьего поколения для крупных циркуляционных насосов была применена конструкция с организованными протечками воды вместо бессальниковой. Эти крупные насосы более инерционны и дают возможность при обесточивании одного из них перевести реактор на уменьшенную мощность вместо полного отключения. Стремление к повышению надежности было проявлено и в компоновочных решениях.

2. ОПТИМИЗАЦИЯ ТОПЛИВНОЙ РЕШЕТКИ

Для выбора оптимальных параметров активной зоны реактора ВВЭР применяется метод последовательных приближений. Выбранный вариант подвергается экономической оценке. Для приближенно намеченных параметров активной зоны производится расчет глубины выгорания топлива для заданных величин начального обогащения топлива и водо-уранового отношения [5-8]7.

Достижимая глубина выгорания в зависимости от обогащения при постоянном водо-урановом отношении имеет для ВВЭР при диаметрах твэлов 0,7-1,2 см пологий максимум. В этих пределах диаметр твэлов выбирается по условиям недопущения плавления двуоксида урана и избежания кризиса теплообмена. Из найденных таким образом диаметров выбирается меньший.

По найденным параметрам активной зоны и глубине выгорания топлива определяется посредством расчета содержание изотопов урана и плутония в выгружаемом топливе. При определении расхода натурального урана содержание урана-235 в отвале обогатительных заводов принимается равным 0,25%.

Путем сравнения топливных составляющих производственных затрат в различных вариантах реакторов ⁹ определяется вариант с минимальными затратами.

Величина топливной составляющей стоимости отпущенной электроэнергии может быть выражена, как

$$C_T = \frac{100 \cdot (C_{\text{св.г.}} - C_{\text{отр.г.}})}{24 \cdot 10^3 \rho_{\text{шл.}} \eta_{\text{нетто}}} \text{ коп/кВт.ч.}$$

где $C_{\text{св.г.}}$ и $C_{\text{отр.г.}}$ - удельная стоимость топливных кассет, соответственно свежих и выгружаемых, руб/кг урана.

\int шл. - глюцина выгорания в выгружаемом топливе, кг/т. и
 } нетто - к.п.д. АЭС нетто.

Помимо величины C_T в соответствии с принятой в СССР методикой [9] вычисляется топливная составляющая приведенных затрат, которая учитывает вклад i -й загрузки топлива:

$$Z_T = C_T + P_H \cdot \frac{100 \cdot C_{\text{св.г.}}}{8760 \cdot \varphi \cdot \int_{\text{нетто}} \varphi_T} + Z^K \text{ коп/кВт.ч};$$

здесь $P_H = 0,15$ 1/год - нормальный коэффициент, учитывающий целесообразную эффективность капиталовложений в энергетике, $C_{\text{св.г.}}$ - удельная стоимость первой загрузки топлива, руб/кг, φ_T - кВт/кг - удельная нагрузка топлива (отношение тепловой мощности к загрузке урана в активную зону) и Z^K - часть капитальной составляющей приведенных затрат, зависящая от размеров активной зоны:

$$Z^K = C_K + P_H \cdot \frac{K}{A_3}.$$

В этом выражении C_K - капитальная составляющая стоимости электроэнергии, зависящая от размера активной зоны, и A_3 - кВт.ч. - количество электроэнергии (нетто), вырабатываемое за год, K - переменная часть удельных капзатрат, зависящая от размеров активной зоны.

В сравниваемых вариантах учитывалось разное количество энергии, требующееся на прокачку теплонасосов через активную зону. Набор параметров активной зоны, соответствующий минимальному значению приведенных затрат, считается оптимальным.

Ниже приводятся показатели, подсчитанные для реактора ВВЭР-1000 (электрической мощностью 1000 МВт). Во всех случаях предполагалось, что топливо находится в активной зоне в течение 3 лет; за этот срок организуются три частичные перегрузки топлива.

Полученные в результате расчетов характеристики активных зон представлены в табл. I. Как и следовало ожидать, при низких обогачениях и малых водно-урановых отношениях размеры реакторов увеличиваются, снижается удельное энерговыделение, увеличивается диаметр твэлов и расход натурального урана на первую загрузку. Возврат в цикл делящегося урана и плутония из отработавшего топлива, особенно для тесных решеток с низким обогачением, сокращает расход натурального урана. Годовое накопление делящегося плутония различается для разных вариантов иногда в пять раз.

Топливная составляющая стоимости электроэнергии достигает минимума для тесной решетки с $N = 1$ при начальном обогачении $X \geq 5\%$, с $N = 1,4$ при $X \approx 4\%$ и для решеток с $N = 1,8 - 2,2$ при $X \approx 3\%$. Абсолютный минимум получается для более свободных решеток.

Учет стоимости первой загрузки и части капиталовложений, связанных с размером активной зоны, дает преимущество по приведенным затратам вариантам с небольшими размерами зон и первых топливных загрузок. Абсолютный минимум для этого случая получается при $N = 1,8$ и $X \approx 5\%$.

Полученные данные свидетельствуют об оптимальности параметров активной зоны, выбранных для проекта ВВЭР-1000, в котором $N = 1,89$ и $X = 4,40\%$.

При переходе от одного поколения реакторов ВВЭР к другому наблюдается переход ко все более глубокому выгоранию топлива, что приводит к увеличению экономичности использования горючего и снижению топливной составляющей стоимости 1 кВт.ч энергии. Средние величины глубины выгорания для последовательных вариантов соответственно составляют 13; 28,6 и 40 МВт.сут/кг. Углубление выгорания связано с ростом обогащения топлива, которым подпитывается реактор, с 2 до 4,4%; при этом число частичных перегрузок топлива во всех вариантах сохранялось равным трем за 3-летнюю кампанию.

При заданном выгорании начальное обогащение может быть снижено при увеличении числа частичных перегрузок, что также повлечет за собой снижение топливной составляющей. Вопрос об оптимальном числе перегрузок должен решаться в зависимости от конструктивных разработок, определяющих деятельность перегрузочных операций (включая вспомогательные операции - расхолаживание, разогрев, разуплотнение и уплотнение реактора, сборка, разборка и т.п.) и возможное сокращение числа часов использования установки в работе на мощности. В настоящее время такие разработки производятся; можно рассчитывать, что в результате их длительность работы реактора между перегрузками сможет быть уменьшена, например, вдвое с соответствующим углублением выгорания топлива.

3. ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ

Сокращение удельных расходов топлива в реакторах ВВЭР может быть реализовано при использовании замкнутых топливных циклов с рециркуляцией вторичного плутония, а также при осуществлении топливных циклов с металлическим ураном или металлическим торием.

Для проведения сравнительного количественного и качественного анализа этих топливных циклов применительно к реактору

ВВЭР-1000 [10] были выполнены расчеты без внесения каких-либо изменений в геометрию топливных кассет и в режим эксплуатации. В основу расчетов была положена хорошо апробированная методика расчета реактора ВВЭР [6]. Изменения, которые были учтены при рассмотрении топливных циклов с металлами, касаются только температуры твэлов и геометрии топливного сердечника. Предполагалось, что твэлы с металлическим топливом изготавливаются путем "совместного выдавливания" и что в топливе имеется центральная полость. Для металлического урана полость занимает 10%, для металлического тория - 5% от объема топлива.

В табл. II приводятся основные характеристики и изотопный состав загружаемого и выгружаемого топлива реакторов ВВЭР для стационарного режима работы.

В первом столбце таблицы приведены характеристики исходного цикла с применением $U O_2$ в качестве топлива. В варианте замкнутых циклов в качестве исходного топлива использовано горючее, извлеченное из топлива, выгруженного из открытого цикла. В исходное топливо добавилось недостающее количество урана-235 и урана-233. В ториевых вариантах уран-238 заменен торием. Таким образом, циклы 2-5-го столбцов как бы "замыкают" цикл 1-го столбца.

Сравнение удельных расходов и объемов работ по разделению изотопов для замкнутых топливных циклов с открытым представлено в табл. III. Следует отметить, что эти данные получены с учетом энергетической ценности плутония и урана-233, которая определялась расчетным путем из анализа их использования в реакторах ВВЭР.

Анализ влияния стоимости химической переработки на топливную составляющую для замкнутых топливных циклов показывает, что изменение ее на 100% отражается на величине топливной составляющей в пределах 10-30%.

Очевидно, что приведенные результаты не учитывают возможности сокращения удельных показателей ВВЭР, которые могут быть реализованы при оптимизации топливной кассеты применительно к металлическому топливу и при соответствующем изменении конструкции и режима эксплуатации реактора.

ТАБЛИЦА 1

ХАРАКТЕРИСТИКИ ТОПЛИБНЫХ РЕШЕТОК РЕАКТОРА ВВЭР

Отношение объема воды к объему двуоксида урана в активной зоне	Начальное обогащение	Среднее выгорание	Загрузка урана	Объем активной зоны	Энергонапряжение активной зоны	Диаметр твэлов	Скорость теплоносителя
№	кг/т	$\frac{\text{МВт.дн}}{\text{кг}}$	т	м ³	кВт/л	см	м/сек
1,0	20	5,1	521	156	19,2	2,2	2,3
	30	14,3	184	55,0	54,5	1,45	4,5
	40	21,0	124	35,6	84,3	1,15	5,0
	50	27,1	97	29,0	103	1,02	5,0
1,4	20	12,6	209	72,7	41	1,6	3,0
	30	23,6	111	38,6	78	1,10	4,7
	40	31,7	83	28,9	104	0,93	5,0
	50	38,3	69	24,0	125	0,81	5,0
1,8	20	16,2	162	64,2	47	1,35	2,9
	30	28,2	93	36,9	81	1,0	4,2
	40	37,5	70	27,8	108	0,82	5,0
	50	45,7	58	23,0	130	0,68	5,0
2,2	20	17,1	153	68,1	44	1,33	2,58
	30	29,3	90	40,1	75	0,98	3,7
	40	39,5	67	29,8	101	0,79	4,47
	50	48,1	55	24,5	122	0,65	5,0

ПРОДОЛЖЕНИЕ ТАБЛИЦЫ 1

Содержание в выг- руженном топливе		Загрузка активной зоны (на- тураль- ный уран)	Годовой расход натурального урана		Топливная слагающая себестоимо- сти	Топливная слагающая приведенных затрат
урана- 235	плутония- 239 + +241		без исл. вторич- ного топл.	с исполь- зованием вторичн. топлива		
кг/т	кг/т	т	т/год	т/год	коп/кВт.ч	коп/кВт.ч
15,3	3,3	1853	655	52	0,486	1,03
17,7	6,5	853	364	77	0,254	0,447
21,6	8,1	735	334	92	0,229	0,365
25,3	8,6	680	330	112	0,222	0,336
10,2	5,1	698	263	71	0,235	0,437
11,9	6,9	490	219	89	0,189	0,295
14,8	8,0	438	223	102	0,186	0,265
18,2	8,9	439	232	113	0,191	0,260
7,7	4,6	471	204	90	0,206	0,361
9,0	6,1	371	184	100	0,175	0,259
10,8	6,8	324	188	113	0,177	0,237
13,2	7,6	344	197	122	0,182	0,236
7,0	4,2	445	192	96	0,202	0,360
7,6	5,1	359	178	111	0,178	0,265
8,9	5,7	310	180	123	0,179	0,240
10,8	6,4	326	187	129	0,184	0,239

ТАБЛИЦА П

ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРОВ ВВЭР

Тепловая мощность, МВт	3000					
	1000					
Электрическая мощность, МВт						
Вид топлива	UO_2	U	Th			
Плотность топлива*, г/см ³	9,9	16,9	11,0			
Вес загрузки, т	65	136	90			
Тип топливного цикла	открыт.	замкнут.	замкнут.	замкнут.	замкнут.	
Изотопный состав загружаемого топлива, кг/т	Th -232	-	-	-	961,9	903,0
	U -233	-	-	-	-	12,4
	U -234	-	-	-	-	1,3
	U -235	44,0	37,6	16,0	28,0	19,6
	U -236	-	5,0	5,0	-	3,7
	U -238	956,0	946,3	868,9	-	-
	Pu -239	-	5,6	5,6	5,6	-
	Pu -240	-	2,1	2,1	2,1	-
	Pu -241	-	1,8	1,8	1,8	-
Pu -242	-	0,6	0,6	0,6	-	
Средняя глубина выгорания, ГВт.сут/т	40,0	40,0	18,4	29,2	29,2	
Расход топлива**, т/год	21,8	21,8	47,6	30,0	30,0	

ПРОДОЛЖЕНИЕ ТАБЛИЦЫ П

Изотопный состав выгружаемого топлива, кг/т	<i>Th</i> -232	-	-	-	935,5	938,3
	<i>Pa</i> -233	-	-	-	1,1	1,1
	<i>U</i> -233	-	-	-	11,3	14,5
	<i>U</i> -234	-	-	-	1,3	2,8
	<i>U</i> -235	12,6	13,7	9,0	10,0	7,7
	<i>U</i> -236	5,0	5,3	5,2	3,7	5,1
	<i>Np</i> -237	0,6	0,9	0,8	0,6	0,8
	<i>U</i> -238	930,0	925,0	953,1	-	-
	<i>Pu</i> -239	5,6	6,5	6,3	2,8	-
	<i>Pu</i> -240	2,1	2,8	2,6	0,8	-
	<i>Pu</i> -241	1,8	2,3	2,5	1,0	-
	<i>Pu</i> -242	0,6	1,7	1,4	1,6	-

* Количество материала на единицу объема полости покрытия.

*** Коэффициент нагрузки АЭС принят $\varphi = 0,8$.

ТАБЛИЦА Ш

Удельные расходы природного урана и работа по разделению
изотопов (отвал - $X = 0,25\%$, коэффициент нагрузки $\varphi = 0,8$)

Тип топлива	UO_2	UO_2	U_M	Tk_M	Tk_M
Тип топливного цикла	открытый	замкнут.	замкнут.	замкнут.	замкнут.
Расход естественного урана, кг/МВт эл. год	196	97,5	64,6	61,7	50,3
Работы по разделению изотопов, кг ЕРР/МВт эл. год	145,5	80,1	45,3	66,3	54,3

ЛИТЕРАТУРА

1. Скворцов С.А. "Возможные пути развития водо-водяных энергетических реакторов". Атомная энергия 36 6 /1974/.
2. Скворцов С.А., Духовенский А.С. "О возможности создания корпусного энергетического реактора мощностью 2000 Мвт. Теплоэнергетика 3 /1976/.
3. Максимов А.Н., Кириллов А.П. "Исследования предварительно напряженных железобетонных корпусов атомных реакторов в Скандинавии". Энергетическое строительство за рубежом 2 /1973/.
4. Weber, Jos., Sury, Peter. Corrosion problems in BWR steam generators. Kerntechnik 18 2 /1976/.
5. Петрунин Д.М., Беляева Е.Д., Киреева И.Л. "Программа БИПР-5. Описание структуры и входных данных". Препринт ИАЭ - 2519, М., 1975.
6. Петрунин Д.М., Беляева Е.Д., Киреева И.Л. "БИПР-5 - программа для расчета трехмерных полей энерговыделений и выгорания топлива в одноклассовом приближении для реакторов типа ВВЭР". Препринт ИАЭ - 2518, М., 1975г.
7. Новиков А.Н., Петрунин Д.М., Беляева Е.Д., Ионов В.С., Шабалов А.И., Романов Б.А., "Трехмерный расчет выгорания топлива в реакторах ВВЭР". Сб. МАГАТЭ, Вена, 1968.
8. Камышан А.Н., Новиков А.Н. "Физические характеристики и выгорание топлива реакторов ВВЭР". Сб. МАГАТЭ, Вена, 1975.
9. Госплан СССР, Госстрой СССР, АН СССР "Типовая методика определения экономической эффективности капитальных вложений". Изд. "Экономика", М., 1969.
10. Остащенко В.Ф., Сидоренко В.А., Духовенский А.С., Вихорев Ю.В., Бирюков Г.И., Налетов В.И. "Советские проекты энергетических водо-водяных ядерных реакторов ВВЭР-500 и ВВЭР-1000". Симпозиум СЭВ ВВЭР-68, М., 1968.