

УДК 621.039

О ВОЗМОЖНОСТИ СОЗДАНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС НА БАЗЕ РЕАКТОРНЫХ МОДУЛЕЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

ИЛЬЧЕНКО А.Г., канд. техн. наук, ЗУЕВ А.Н., студ.

Приводятся результаты проработки реакторного модуля на базе водо-водяного реактора мощностью 40 МВт (эл.) и изложены концептуальные решения по энергоблоку АЭС мощностью 640 МВт (эл.) с турбиной К-640-5,9/50 на основе модульного принципа компоновки ядерной паропроизводящей установки.

Ключевые слова: реакторный модуль, выгорающий поглотитель, активная зона реактора, обогащение топлива.

ABOUT OPPORTUNITIES OF THE NUCLEAR POWER PLANT UNIT DESIGNING BASED ON REACTOR MODULES WITH LOW POWER

A.G. ILCHENKO, Candidate of Engineering, A.N. ZUEV, Student

The elaboration results of reactor modules based on 40 megawatt water-cooled and water-moderated nuclear reactor are shown. The authors expound the conceptual solutions for 640 megawatt nuclear unit designed with K-640-5,9/50 turbine. The solutions are based on modularity of nuclear steam-generating plant arrangement.

Key words: reactor module, burnable poison, reactor core, fuel enrichment.

Одним из путей обеспечения ускоренных темпов ввода мощностей на АЭС наряду с обеспечением высокого уровня безопасности является использование инновационной ядерной энергетической технологии (ЯЭТ) на базе модульных реакторов малой мощности [1, 2].

Такой подход обеспечивает достижение конкурентоспособности атомной энергетики на базе предлагаемой ЯЭТ за счет следующих ее особенностей:

- высокого уровня внутренней самозащитности реакторной установки (РУ) и пассивной безопасности, исключающей возможность возникновения тяжелых аварий и позволяющей отказаться от специальных систем безопасности, работающих в режиме ожидания (кроме аварийной защиты реактора), необходимых для традиционных типов АЭС, что значительно удешевляет РУ;

- малой мощности реакторного модуля (на уровне 40–50 МВт), обеспечивающей высокую серийность производства, возможность полного заводского изготовления модуля и его доставки на площадку АЭС не только автомобильным или водным, но и железнодорожным транспортом;

- возможности сооружения на базе единого унифицированного реакторного модуля энергоблоков большой, средней и малой мощности различного назначения, включая атомные ТЭЦ и опреснительные энергокомплексы;

- модульной структуры ядерной паропроизводящей установки (ЯППУ) энергоблока, позволяющей использовать методы типового проектирования энергоблоков различной мощности и точные методы организации строительно-монтажных работ, что уменьшает срок окупаемости капиталовложений за счет более ранних сро-

ков выдачи товарной продукции и начала погашения кредита, по сравнению с энергоблоком на основе реактора большой единичной мощности;

- возможности демонтажа реакторного модуля по завершении срока службы (50–60 лет) и после выгрузки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), помещения его в хранилище твердых радиоактивных отходов (ТРО) и установки на его место нового реакторного модуля. При этом срок службы АЭС может быть повышен до 100–120 лет при затратах, вдвое меньших, по сравнению со строительством нового энергоблока. При окончательном выводе энергоблока из эксплуатации в здании ЯППУ после демонтажа реакторного модуля радиоактивных материалов практически не остается, что значительно снижает затраты на вывод из эксплуатации.

Ниже приведены результаты проработки АЭС модульного типа на базе водо-водяных реакторов мощностью 40 МВт (эл.). В зависимости от требуемой единичной мощности турбоустановки, в состав ядерной паропроизводящей установки (ЯППУ) может входить от 1 до 10–20 реакторных модулей, что позволяет обеспечить любую единичную мощность энергоблока – от малой до 600–1000 МВт и более.

В состав реакторного модуля (рис. 1) входят: однопетлевой водо-водяной реактор тепловой мощностью 120 МВт, вертикальный парогенератор насыщенного пара, ГЦН, гидроемкости САОЗ высокого давления и вспомогательные системы. Все оборудование унифицированного реакторного модуля компоуется в металлическом страховочном корпусе диаметром 5,2 м и высотой 17,1 м, рассчитанном на полное давление теплоносителя 16 МПа.

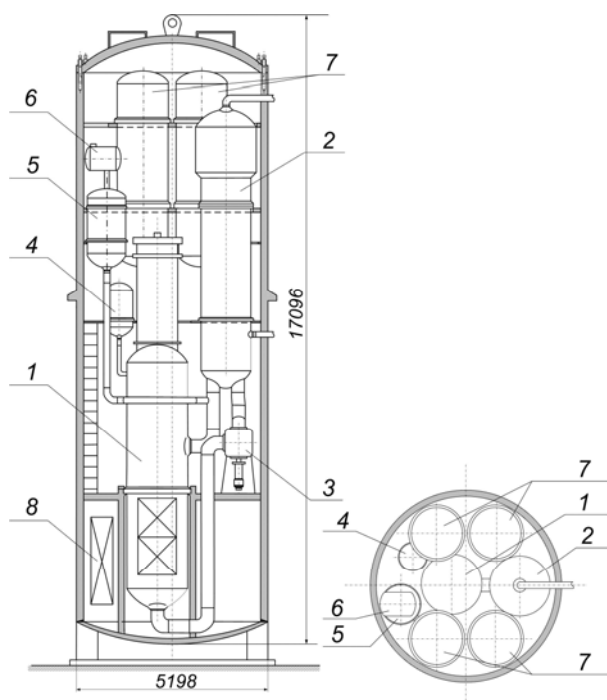


Рис. 1. Компоненка реакторного модуля: 1 – водо-водяной реактор; 2 – парогенератор; 3 – ГЦН; 4 – емкость аварийного ввода бора; 5 – компенсатор давления; 6 – барботер; 7 – гидроемкости САОЗ высокого давления; 8 – теплообменник пассивной системы расхолаживания

Основные характеристики реактора и парогенератора приведены в таблице.

Характеристики основного оборудования реакторного модуля

<i>Реактор ВВЭР-40</i>	
Тепловая мощность, МВт	120
Среднее давление в активной зоне, МПа	15,9
Температура теплоносителя, °С	
на входе в активную зону	289
на выходе из активной зоны	322
Удельная энергонапряженность активной зоны, МВт/м ³	65
Число ТВС	26
Размер ТВС «под ключ», м	0,192
Число ТВЭЛ в ТВС	198
Диаметр ТВЭЛа, мм	9,1
Топливо	UO ₂
Расход теплоносителя через реактор, кг/с	645,1
Наружный диаметр корпуса реактора, м	1,52
Высота реактора в сборе, м	9,2
<i>Парогенератор</i>	
Давление генерируемого пара, МПа	6,4
Паропроизводительность, кг/с	66,5
Площадь поверхности нагрева, м ²	950
Число трубок ТОП	1698
Диаметров трубок ТОП, мм	16×1,5
Диаметр корпуса, м	1,7
Высота ПГ, м	9,8

В состав энергоблока электрической мощностью 640 МВт входят 16 реакторных модулей мощностью 40 МВт (эл.) и паровая турбина К-640-5,9/50. Реакторные модули устанавливаются внутри защитной герметичной оболочки диаметром 45 м и высотой 42 м (рис. 2). Там же, внутри гермооболочки, размещается общий бассейн перегрузки топлива и гермоемкости САОЗ низкого давления. Высокий уровень безопасности энергоблока обеспечивается применением, кроме нескольких барьеров безопасности, также пассивной системы расхолаживания с воздушными теплообменниками для отвода тепла в аварийных ситуациях от реакторов и гермообъема.

Результаты теплогидравлического расчета на номинальный режим показали, что температурные уровни теплоносителя и ТВЭЛов лежат в пределах допустимых величин. В частности, температура внутренней поверхности топливного сердечника в наиболее нагруженном ТВЭЛе не превышает 1520 °С при максимально допустимой температуре для двуоксида урана 2600 °С. Наименьшее значения коэффициента запаса до кризиса теплообмена – $K_{зап} = 2,1$, что выше минимально допустимого значения, равного 1,2.

Расчетная кампания реактора составляет 5 лет. Требуемое обогащение для обеспечения заданной кампании, по результатам нейтронно-физического расчета, составляет 5,5 % по урану-235. Для уменьшения начального запаса реактивности и сокращения числа органов регулирования используется выгорающий поглотитель. В качестве выгорающих поглотителей рассматривалось применение бора, гадолиния и европия как при гомогенном, так и блокированном их размещении. При гомогенном размещении выгорающий поглотитель входит в состав топливной композиции, а при блокированном размещается в виде стержней внутри ТВС.

Проведенные расчеты показали, что с точки зрения уменьшения положительного выбега реактивности наиболее эффективным является применение блокированного выгорающего поглотителя из европия. Максимальный выбег реактивности при обогащении топлива 5 % по урану-235 не превышает 7,2 %. В то же время при применении гадолиния положительный выбег реактивности составляет почти 17 %, хотя продолжительность кампании несколько больше.

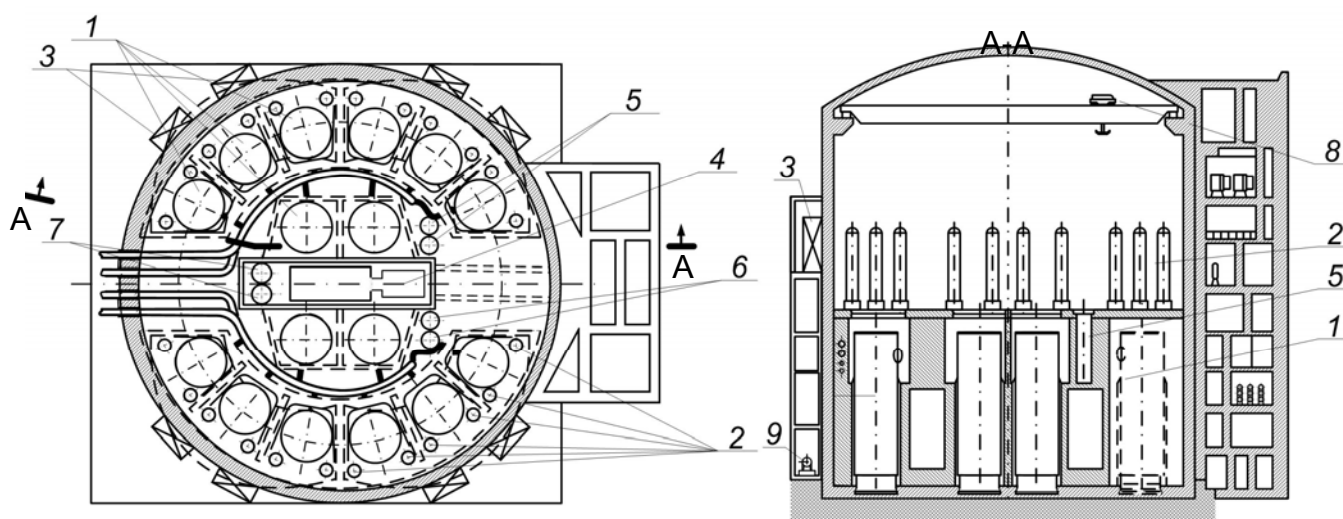


Рис. 2. Компонка реакторного отделения (план и разрез А-А): 1 – реакторный модуль; 2 – гермокости САОЗ низкого давления; 3 – воздушные теплообменники; 4 – бассейн выдержки-перегрузки топлива; 5 – шахты ревизии парогенератора; 6 – шахты ревизии ГЦН; 7 – шахты ревизии реактора

Использование большого числа реакторных модулей малой мощности позволяет сократить время перегрузки топлива и увеличить годовую выработку электроэнергии, так как при перегрузке останавливается лишь один реакторный модуль на непродолжительное время для замены топлива.

При перегрузке производится полная замена выгоревшего топлива из активной зоны, т.е. частичная перегрузка топлива не используется (перегрузка осуществляется так же, как для судовых реакторов).

Поскольку энергонапряженность активной зоны относительно невелика ($q_{y\partial} = 65 \text{ МВт/м}^3$), то на период перегрузки возможно небольшое форсирование работающих реакторов, что позволяет не снижать электрическую мощность блока.

Перегрузки топлива производят последовательно для каждого реакторного модуля через каждые 114 эффективных суток. До выхода энергоблока на стационарный режим перегрузок (кампания каждого реакторного модуля – 5 лет) перегрузки осуществляются следующим образом.

Первый модуль перегружается через 114 суток работы, второй – через 228, третий – через 342 и т.д. Начальное обогащение топлива и концентрация выгорающего поглотителя для каждого реакторного модуля должны соответствовать принятому времени работы до первой перегрузки. Для первого перегружаемого модуля начальное обогащение по урану-235 составляет $x_5 = 1,6 \%$, а масса выгорающего поглотителя (европий) в активной зоне – $M_{\text{вп}} = 3,2 \text{ кг}$; для второго модуля – $x_5 = 2,0 \%$, $M_{\text{вп}} = 6,6 \text{ кг}$; для последнего модуля – $x_5 = 5,8 \%$, $M_{\text{вп}} = 67,6 \text{ кг}$.

В среднем в год перегружается 78 ТВС.

Одной из особенностей предлагаемой конструкции реактора является активная зона, состоящая из двух частей – верхней и нижней. В случае, когда обе половины удалены друг от дру-

га на расстояние более 0,6 м, каждая половина может рассматриваться как отдельная зона со своими нейтронно-физическими характеристиками. Общий эффективный коэффициент размножения реактора при этом уменьшается, по сравнению с единой активной зоной. Перемещение двух частей активной зоны относительно друг друга позволяет изменять запас реактивности реактора без использования органов регулирования СУЗ. При этом также изменяется профиль энерговыделения по высоте реактора, что позволяет при выборе соответствующих положений частей активной зоны относительно друг друга, управлять как коэффициентом неравномерности энерговыделения, так и выгоранием топлива по высоте реактора.

Также следует отметить то обстоятельство, что в случае, когда активные зоны отделены друг от друга, уменьшается неравномерность температуры теплоносителя на выходе из активной зоны и увеличивается (примерно на 0,4) минимальный коэффициент запаса до кризиса теплообмена.

Предварительные оценки показали конкурентоспособность энергоблока модульного типа наряду с аналогичным энергоблоком на базе реактора ВВЭР-640 (В-407).

Заключение

Проведенные тепловые и нейтронно-физические расчеты реакторного модуля ВВЭР-40 подтверждают высокий уровень безопасности энергоблока АЭС.

Предложенный способ последовательной перегрузки топлива реакторных модулей обеспечивается за счет применения выгорающего поглотителя.

Определены требуемые характеристики выгорающего поглотителя и обогащения топлива в переходном режиме перегрузок.

Список литературы

1. АЭС на основе реакторных модулей с СВБР-75/100 / А.В. Зродников, В.И. Читайкин, Г.И. Тошинский и др. // Атомная энергия. – 2001. – Т.91. – Вып. 6. – С. 415–425.

2. Многоцелевой свинцово-висмутовый модульный быстрый реактор малой мощности СВБР-75/100 / А.В. Зродников, А.Г. Драгунов, В.С. Степанов и др.: Докл. на междунар. конф. МАГАТЭ «Инновационные ядерные технологии и инновационные топливные циклы». – IAEA CN-108-36, 2003 г.

Ильченко Александр Георгиевич,
ГОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»,
кандидат технических наук, доцент кафедры атомных электрических станций,
ppr@aes.ispu.ru

Зуев Антон Николаевич,
ГОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет имени В.И. Ленина»,
студент,
ppr@aes.ispu.ru