

ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ НА ВОДЕ СВЕРХКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ**АННОТАЦИЯ**

Рассматривается один из путей перспективного развития АЭС с водоохлаждаемыми реакторами, позволяющий упростить ее схему, отказаться от парогенераторов и другого оборудования, снизить капитальные затраты и сроки строительства АЭС.

1. ВВЕДЕНИЕ

Идея применения воды сверхкритического давления (СКД) в реакторах обсуждается с начала 60-х годов. Впервые этот вопрос применительно к канальным реакторам был поднят в докладе Н.А. Доллежала и др. на 3-ей Международной конференции ООН по использованию атомной энергии в мирных целях. В России использование теплоносителя за критических параметров рассматривалось в различные годы в НИКИЭТ, РНЦ "Курчатовский институт", ОКБ "Гидропресс" и ГНЦ РФ – ФЭИ.

2. ПЕРСПЕКТИВЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Ядерная энергетика вполне может оказаться вытесненной с рынка электроэнергии из-за высоких цен, если своевременно не будут приняты решительные меры по сокращению капитальных затрат и сроков строительства новых атомных электростанций (АЭС). Все это может произойти, несмотря на низкую составляющую стоимости топлива, его гарантированные запасы и поставки, минимум экологического воздействия и значительный потенциал АЭС для ослабления воздействия парниковых газов в контексте международных протоколов (Киото) и последних прогнозов (февраль 2001 г.).

Из-за больших капитальных затрат и длительного периода строительства стоимостные показатели ядерной энергетике весьма существенно зависят от процентной ставки на вложенный капитал. Капитальные затраты на установленную мощность новых АЭС по всему миру находятся в диапазоне 1400-2500 дол. США за 1 кВт(э) (при 5 %-ной учетной ставке) и от 1700 до 3100 дол/кВт при 10 %-ной учетной ставке.

Значительную долю капитальных затрат на угольные ТЭС составляют затраты на устройства, снижающие выбросы загрязнений. Капитальные затраты на газовые ТЭС ниже, чем на угольные и атомные, но стоимость электроэнергии в значительной мере зависит от цен на газ. При удвоении цен на все виды топлива

для ядерной энергетике стоимость электроэнергии АЭС увеличится менее чем на 10%, а для ТЭС на природном газе – почти на 60 %. Таким образом, наличие ядерной энергетике страхует от потерь, связанных с изменчивостью цен на топливо и курсов валют.

В некоторых странах (Германии, США, Франции, Японии и др.) ведется многолетняя систематическая работа по поиску наиболее оптимальных путей развития ядерной энергетике XXI столетия. Повышение давления – необходимый, естественный (эволюционный) путь увеличения экономичности водоохлаждаемых реакторов, поскольку существующие АЭС с такими реакторами имеют пока довольно низкий КПД (31-34 %).

Разработаны концепции прямоточных водоохлаждаемых реакторов при СКД на тепловых (SCLWR) и быстрых (SCFR) нейтронах с практически одинаковой тепловой схемой [1, 2]. Реакторы этих типов имеют простую конструкцию, АЭС с такими реакторами – более высокий КПД (примерно 44 %) по сравнению с КПД обычных PWR и BWR. Поэтому реакторы таких типов могут быть привлекательными для XXI столетия. Однако для практической реализации этих концепций необходимо решить ряд конструкторских и технологических проблем [3].

Концепция использования СКД в ядерной энергетике опирается в первую очередь на опыт применения воды сверхкритических параметров в обычной теплоэнергетике, что является хорошим практическим фундаментом для последующих разработок. В настоящее время общее число работающих на ТЭС парогенераторов СКД составляет: в США около 400, Японии примерно 150, а России и СНГ более 230 [4].

При за критическом давлении отсутствует фазовый переход жидкость – пар. Тепло отводится в основном в области псевдокритической температуры, которая соответствует максимуму теплоемкости. Для давления 25 МПа эта температура составляет примерно 385 °С. При СКД отсутствует такое явление, как критический тепловой поток, который в ВВЭР (PWR, BWR) может привести к перегосу твэлов. Лишь в определенных областях параметров СКД возможно ухудшение теплообмена.

Одной из уникальных особенностей прямоточного реактора на СКД является небольшой расход теплоносителя через активную зону (примерно в 8 раз меньше, чем в PWR), поскольку нет рециркуляции, а в активной зоне обеспечен большой прирост энтальпии. Поэтому для прямоточного реактора более приемлемы тесные решетки твэлов, имеющие большое гидравлическое сопротивление, что способствует

гидравлической стабильности потока.

Исчезает необходимость и в парогенераторах, поскольку схема установки одноконтурная. Все эти обстоятельства значительно упрощают и удешевляют установку. Активная зона может быть спроектирована как для теплового, так и для быстрого реакторов. В тепловом реакторе замедлитель (вода) протекает в специальных каналах ("водяные стержни") внутри тепловыделяющей сборки (ТВС). В быстром реакторе используется плотная решетка твэлов. Это позволяет достичь коэффициента воспроизводства 1,0-1,03 (см. рис. 1, 2 и табл. 1).

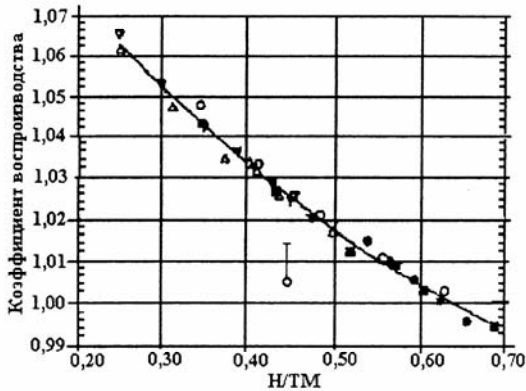


Рис. 1. Зависимость коэффициента воспроизводства от отношения водорода (Н) и тяжелого металла (ТМ) в активной зоне: ∇ - нитридное топливо (MN с зазором); \circ - MOX-топливо (с зазором); \blacktriangledown - MN (в оболочке); \bullet - MOX-топливо (в оболочке); Δ - MN (уплотненное); \blacksquare - MOX-топливо (уплотненное).

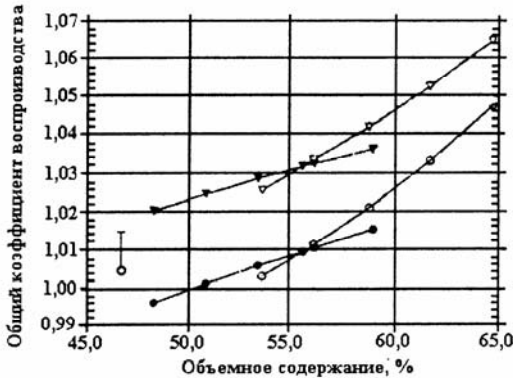


Рис. 2. Соотношение между объемным содержанием топлива и КВ: ∇ - нитридное топливо (MN с зазором); \circ - MOX-топливо (с зазором); \blacktriangledown - MN (в оболочке); \bullet - MOX-топливо (в оболочке).

При предварительных расчетах и разработках были приняты следующие условия (ограничения): температура оболочек твэлов не должна превышать 450°C для нержавеющей стали и 620°C для никелевого сплава; максимальный линейный тепловой поток должен быть не более 39 кВт/м; необходимость обеспечения отрицательной пустотной (по теплоносителю) реактивности (и для теплового, и для быстрого реакторов).

Идентичность тепловых схем АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами, сходные (почти одинаковые)

температурные условия и другие параметры (см. табл. 2) могут сделать структуру ядерной энергетики будущего достаточно однородной и по схемам, и по оборудованию, что также должно привести к значительной экономии средств. Более того, и вся энергетика (тепловая и ядерная) в таком случае будет оснащена однотипным оборудованием.

Все это позволяет задаться вопросом, не является ли повышение давления в новых проектах водоохлаждаемых реакторов основным путем развития будущей ядерной энергетики подобно тому, как это происходит в обычной тепловой энергетике.

Фундаментальным требованием безопасности для проточных реакторов является поддержание расхода теплоносителя через активную зону на том же уровне, как и воды в PWR [2]. Системы безопасности теплового и быстрого реакторов подобны тем, что используются в кипящих реакторах BWR. Для высокого давления основной проблемой может стать система впрыска в активную зону, которая должна быть с турбинным приводом, чтобы обеспечить быстрый залив зоны в период переходных процессов.

Свойства переходных процессов в проточных реакторах при отключении нагрузки и без открытия клапана на байпасе турбины не так сильно различаются в отличие от того, что происходит в таких случаях на кипящих реакторах, поскольку теплоноситель постоянно находится в проточном реакторе. Мощность снижается при увеличении плотности теплоносителя.

Были проанализированы процессы при больших разрывах трубопроводов с потерей теплоносителя. Приведенные расчеты показали, что температура оболочки после разрыва полным сечением холодной ветви контура остается ниже допустимой (1260°C). Этот максимум температуры можно еще уменьшить с помощью некоторых конструктивных решений.

Рассматривались следующие аварийные и переходные режимы: полная потеря расхода теплоносителя через реактор; остановка циркуляционного насоса; выброс контрольного стержня из горячей и холодной зон; потеря расхода питательной воды; неумышленный запуск вспомогательных систем питательной воды; частичная потеря расхода через активную зону; потеря электропитания АЭС; потеря нагрузки турбины с открытием и без открытия клапана на байпасе; удаление контрольного стержня в режиме нормальной эксплуатации и из свежей активной зоны.

Расчетная вероятность тяжелой аварии с разрушением активной зоны (core damage frequency – CDF) для быстрого реактора оказывается на порядок ниже, чем для существующих PWR, примерно такая же или вдвое ниже, чем для BWR, и по оценкам авторов статей [2, 3] составляет примерно $5,7 \cdot 10^{-7}$ /год. В табл. 3 даны оценки массовых характеристик основного оборудования реакторной части АЭС.

Таблица 1. Влияние параметров активной зоны на коэффициент воспроизводства в реакторе SCFR

Диаметр твэла, мм	Объемное содержание топлива, %	Коэффициент воспроизводства	Плотность энерговыделения (включая бланкет), МВт/м ³
8,8	49,8	0,981	141
10,4	54,2	1,002	105
12,0	57,7	1,015	81
14,2	61,4	1,027	60

Таблица 2. Параметры активных зон различных типов реакторов

Параметры	Тип реактора		
	ABWR усовершенствованный кипящий	SCLWR-Н тепловой	SCFR-Н быстрый
Тепловая/электрическая мощность, МВт	3 926/1 356	3 586/1 570	3 993/1 728
Давление, МПа	7,2	25,0	25,0
КПД, %	34,5	44,0	44,4
Материал оболочки твэла	Zr	Ni сплав	Ni сплав
Направление потока воды в водяных полостях и бланкете	подъемное	опускное	опускное
Число ТВС	872	211	419
Высота/диаметр активной зоны, м	3,71/5,16	4,20/3,28	3,20/3,28
Среднее тепловыделение, МВт/м	50,6	101	144 (включая бланкет)
Температура (вход/выход), °С	278/287	280/580	280/526
Расход питательной воды, кг/с	2122	1816	1694
Расход воды через активную зону, кг/с	14500	1816	1694
Расход питательной воды на единицу мощности, кг с ⁻¹ Вт ⁻¹	1,56	1,16	0,98

Таблица 3. Сравнительные массовые характеристики основного оборудования реактора в тоннах

Основное оборудование реактора	Тип реактора			
	ВВЭР-1000	ВВЭР-1500	СКД	БР-СКД
Корпус реактора	330	530	600	610
Верхний блок	160	240	250	250
Внутрикорпусные устройства	170	200	210	200
Парогенераторы	1290	2820	-	-
Компенсатор давления	210	300	350	350
Главные циркуляционные насосы	480	700	150	150
Главный циркуляционный трубопровод	230	300	350	300
Гидроемкости системы аварийного охлаждения активной зоны	340	540	540	540
Общая масса основного оборудования	3210	5630/4970	2450	2400
Удельные затраты металла на 1 МВт электрической мощности, т/МВт (э)	3,21	3,75/3,31	1,44	1,41

3. ОПЫТ ТЕПЛОВОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В настоящее время основу теплоэнергетики России составляют энергоблоки сверхкритического давления. Известно, что критические параметры воды: $P_{кр}=22,1$ МПа, $T_{кр}=374$ °С. При увеличении мощностей энергоблоков целесообразным оказалось повы-

шение начальных параметров пара от 9 до 25 МПа, а затем и до 35 МПа. Повышались также и начальные температуры пара от 500 до 580°С, а в отдельных случаях – до 650°С. Широко стал применяться промежуточный перегрев. При температурах более 565°С приходилось использовать дорогие и обладающие рядом недостатков стали аустенитного класса, что в 60-70-х годах привело к несколько пони-

женным температурам пара до 535-545°C. Переход от давления 10-14 МПа к давлению примерно 25 МПа осуществлялся в течение 15 лет.

Особенности генерации пара СКД начали изучать еще в конце 40-х годов. В 50-х годах Подольским машиностроительным заводом (ЗиО) было построено несколько экспериментальных парогенераторов малой производительности: для ВТИ (29,4 МПа, 600°C), ЦКТИ и Киевского политехнического института (39 МПа, 700°C). Первый опытно-промышленный парогенератор был построен на давлении 24,5 МПа.

Промышленное внедрение пара СКД началось с 1963 г., когда был пущен энергоблок на мазуте мощностью 300 МВт. Внедрение энергоблоков СКД было весьма стремительным – к 1965 г. работало 12 энергоблоков, в 1975 г. – 135 энергоблоков 300 МВт и 9 энергоблоков 500-800 МВт. За 10 лет доля мощности энергоблоков СКД в энергетике СССР повысилась с 16 до 55 % [5].

В 1975-1980 гг. в мире начались исследования и разработки по созданию энергоблоков СКД нового поколения на угольном топливе. Но еще раньше в США и России прошли испытания энергоблоки на сверхкритические параметры пара, в том числе турбина ХТГЗ СКР-100 на 30 МПа, 650 °С. В 1995-1997 гг. в России и других странах СНГ работало около 230 таких энергоблоков.

Опыт длительной эксплуатации энергоблоков сверхкритического давления показал их высокие технико-экономические характеристики. Среднегодовой коэффициент готовности всех энергоблоков мощностью 300 МВт за 1990-1995 гг. составлял 95-97%, а коэффициент использования установленной мощности (при спаде в эти годы потребности в энергии) – 66-72% [4].

Новые высокоэкономичные энергоблоки единичной мощностью до 1100 МВт на пылеугольном топливе строятся в Европе и Японии. Энергоблок при параметрах пара 25 МПа, 540-560°C с одним промперегревом имеет КПД (нетто) 43-44 %. При более высоких параметрах (29 МПа, 580/580 °С) и с двумя промперегревами на энергоблоке в Японии получен КПД, равный 47% [6]. Аналогичный энергоблок на газе работает в США с КПД 49 % [7]. Работающие в Японии энергоблоки 600-1000 МВт с параметрами пара 24-25 МПа, 595-560°C, с одним промперегревом до 595-610 °С имеют КПД 45-45,5 %. Параметры двух энергоблоков по 700 МВт, введенных в 1989 и 1990 гг. на ТЭС Кавагое, составляют 31 МПа, 593/593/593°C. Дальнейшее создание энергоблоков сверхвысоких параметров пара (более 30 МПа, 630-650 °С) в Японии является одной из наиболее приоритетных задач.

Еще более высокие параметры имеет энергоблок, разрабатываемый в рамках Европейского сообщества, с двойным промперегревом на давление 37,5 МПа и температуры 700 и 720 °С. При принятой температуре регенеративного подогрева питательной воды 350 °С и температуре охлаждающей воды 5-10 °С его КПД ожидается равным 52-55 %.

Повышение параметров пара обеспечено разработкой новых жаропрочных сталей ферритно-мартенситного класса (X20CrMoV, X10CrMoVNb и др.), а также аустенитных сталей и никелевых сплавов. Ожидается, что применение 9-12 %-ных хромистых сталей позволит повысить температуру пара до 630-650 °С.

4. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Все изложенное позволяет заключить, что современная тенденция перехода АЭС с водоохлаждаемыми реакторами на сверхкритические параметры может привести к значительным экономическим преимуществам по сравнению с существующими АЭС [8]. Эти преимущества в целом ясны. На современном этапе важно установить, какие трудности могут возникнуть на пути проектирования, сооружения и эксплуатации таких АЭС и наметить программы ближайших исследований. Это можно сделать лишь при тесном сотрудничестве научных, конструкторских и проектных организаций.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **European Development Program for a High Performance Light Water Reactor (HPLWR)** / G. Heusener, V. Mailer, T. Schulenberg. D.A. Squarer // 17-th Congress of World Energy Council. Huston. Texas. Sept. 13-18. 1998. V. 2. Rep. 102. P. 2328.
2. **Oka Y. Koshizuka S.** Design Concept of Once-through Cycle Supercritical Pressure Light Water Cooled Reactors, *ibid.* 2000. Rep. 101. P. 1-22.
3. **Oka Y.** Review High Temperature Water and Steam Cooled Reactor Concept // Proceedings of the First International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors. Tokyo. Japan. 2000. Rep. 104. P. 37-57.
4. **Беляков И.И.** Котлы сверхкритического давления - будущее развития тепловых электростанций // Теплоэнергетика. 1995. № 8 С. 9-12.
5. **Орнатский А.П., Дашкиев Ю.Г., Перков В.Г.** Парогенераторы сверхкритического давления. Киев: Высшая школа, 1980.
6. **Ольховский ГГ.** Технологии для тепловых электростанций // Теплоэнергетика. 1999. № 8. С. 20-25.
7. **Noer V. Kjaer S.** Development of Ultra Super Critical Power Plants in Denmark // 17-th Congress of World Energy Council. Huston. Texas. Sept. 13-18. 1998. V. 2. P. 295-311.
8. **Бюллетень МАГАТЭ.**-2000. Т. 42. № 2.