

ВОДОГРАФИТОВЫЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ РЕАКТОР СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМ ДАВЛЕНИЕМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ (ВГЭРС)

**В.К. Викулов, В.Е. Гмырко, И.И. Гроздов, А.А. Петров, А.Ф. Финякин
(ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, Москва)**

Требования, предъявляемые к реакторам 4ого поколения, включают в себя повышение конкурентоспособности АЭС, за счет существенного сокращения капиталовложений при ужесточающихся требованиях к безопасности реакторных установок. Технологии реакторов 3его поколения, развитые и успешно применяемые в настоящее время, в основном базируются на водоохлаждаемых РУ с применением турбинного цикла на насыщенном паре, характеризующегося относительно низким КПД, что влечет за собой значительные капиталовложения на 1 кВт отпускаемой электроэнергии.

Таким образом, заметное повышение конкурентоспособности АЭС с водоохлаждаемыми реакторными установками (обеспечиваемое снижением капитальных затрат а так же снижение топливной составляющей), должно достигаться при переходе на турбинный цикл с перегревом пара, характеризующийся высоким КПД. Максимальное же увеличение КПД достигается повышением температуры пара и давления до сверхкритического значения.

По этой причине международной программой развития реакторных технологий 4ого поколения (Generation-4), единственным направлением развития водоохлаждаемых реакторов был выбран путь повышения давления до сверхкритических значений. АЭС с таким реактором должна иметь достаточно высокий КПД (до 45%) и относительно простую, одноконтурную схему охлаждения реактора, что продиктовано в первую очередь теплофизическими свойствами воды при сверхкритических давлениях. Последнее обстоятельство приводит к исключению сложного, крупногабаритного оборудования, такого как парогенераторы или циркуляционные насосы. Таким образом, коммерческая привлекательность реакторов со сверхкритическим давлением обеспечивается за счет высокого КПД энергоблока и связанного с этим уменьшением удельных капиталовложений в многочисленные системы АЭС, стоимость которых зависит от тепловой мощности реакторов (обращение с РАО и ОЯТ, система техводоснабжения, работы на площадке и т.п.), а так же сокращения количества и объема оборудования вследствие упрощения конструкции реактора. Существенным является и достаточно высокий уровень освоенности технологий, поскольку турбинный цикл с паром сверхкритических параметров используется в энергетике на органических видах топлива на протяжении последних 60 лет. За это время изучены вопросы теплофизических свойств воды, отработано теплотехническое оборудование, многие вопросы водохимического режима, выбора материалов, налажено производство турбин и котлов (большинство из которых имеет канальную конструкцию). Таким образом, определенный объем НИОКР может быть заимствован из опыта тепловой энергетики.

В нашей стране накоплен достаточно большой опыт проектирования и эксплуатации кипящих реакторов большой мощности на тепловом спектре нейтронов, в том числе и уникальный опыт реакторных установок АМБ с ядерным перегревом пара. Для этих реакторов проработаны многие технологические вопросы и вопросы безопасности, в том числе выбора материалов и их работоспособности при умеренных потоках нейтронов, оптимальный состав систем безопасности и прочие. Поэтому представляется целесообразным выполнять проработки реакторов с тепловым спектром нейтронов.

Принципиально, можно рассмотреть как корпусную конструкцию реакторных установок СКД, так и канальную. При этом канальное направление имеет ряд существенных преимуществ, которые демонстрируют перспективность этого направления:

- частичная отработанность технологий (кипящие реакторы большой мощности имеют канальную конструкцию. Уникальный опыт ядерного перегрева пара также осуществлен на реакторах АМБ канального типа);
- выровненное поле энерговыделений как по радиусу, так и по высоте активной зоны;
- низкий оперативный запас реактивности и слаботрицательные эффекты реактивности, исключающие неконтролируемый разгон, как при уменьшении, так и при возрастании плотности теплоносителя;
- отсутствие крупногабаритных элементов реактора, рассчитанных на высокое (свыше 250 атмосфер) давление;
- обеспечение теплотехнической надежности за счет поканального контроля параметров теплоносителя;
- перегрузка топлива без остановки реактора;
- возможность оперативной (без остановки реактора) замены дефектных ТВЭЛов и др.

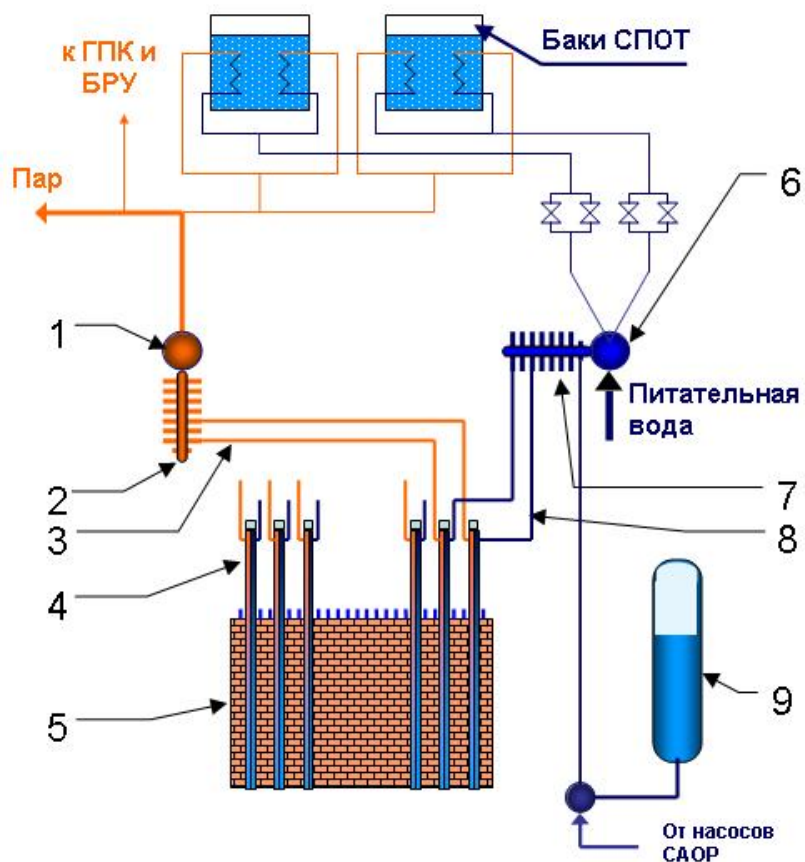
В 2006 году в НИКИЭТ разработано техническое предложение реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя с графитовым замедлителем. Реакторная установка ВГЭРС (водографитовый энергетический реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя ($P = 250 \text{ кгс/см}^2$, $T = 550 \text{ }^\circ\text{C}$)) представляет собой канальный, прямоточный уран-графитовый реактор четвертого поколения, предназначенный для производства электрической и тепловой энергии. Особенности канальной конструкции позволяют избежать ограничений по установленной мощности реактора и, с учетом освоенного промышленностью теплотехнического оборудования, проектировать мощностной ряд энергоблоков с ВГЭРС с установленной электрической мощностью от 850 МВт до 1700 МВт.

Проработка технологической схемы реактора опирается на применение одноконтурной, прямоточной схемы охлаждения топлива (без применения контуров многократной циркуляции теплоносителя). Таким образом, вода, подаваемая из питательного тракта направляется непосредственно в топливные каналы, где полностью испаряется и нагревается до примерно $550 \text{ }^\circ\text{C}$.

Циркуляционный контур теплоносителя разделен на несколько независимых секций (Рис. .1), число которых в зависимости от номинальной мощности реактора варьируется от 4 (Нэл = 850 МВт) до 8 (Нэл = 1700 МВт). Вследствие применения прямоточной схемы циркуляции теплоносителя значительно сокращается количество и объем оборудования реактора (исключаются ГЦН, сепараторы и т.п.), снижаются примерно в 1.5 раза затраты на собственные нужды энергоблока. Применение прямоточной схемы в несколько раз снижает расходы воды через реактор, что позволяет уменьшить диаметры трубопроводов (Рис. .1) и, таким образом, уменьшить металлоемкость реактора.

Ключевым элементом реактора ВГЭРС является топливный канал (Рис. .2), выполняемый в виде трубы Фильда, с охлаждением трубы топливного канала "холодным" теплоносителем, что позволяет сохранить температуру графитовой кладки и металлоконструкций на приемлемом уровне. Выполненные оценки показали, что при равной энергонапряженности активной зоны температурный режим графитовой кладки ВГЭРС несколько мягче по сравнению с РБМК, что обосновано позволяет прогнозировать ресурс реакторной установки 45-50 лет.

При разработке конструкции топливного канала использовался уникальный опыт отечественного реакторостроения, который дает принципиальную возможность получить пар сверхкритических параметров в топливном канале при использовании давно отработанных и широко используемых в реакторостроении материалов. Это, в первую очередь, жаропрочное керметное топливо типа применявшегося в пароперегревательных каналах 1 очереди Белоярской АЭС, а также некоторые конструкционные материалы. Применимость материалов для оболочек ТВЭЛов и технологических каналов реактора РБМКП была проверена при испытаниях экспериментальных каналов ППК-Ц на Белоярской АЭС, причём в температурных условиях, включающих и перегрев пара.



1 – Главный паропровод Ду 300; 2 – Сборный паровой коллектор Ду 130; 3 – Паровая коммуникация Ду 35; 4 – Топливный канал; 5 – Реактор; 6 – Трубопровод подачи питательной воды Ду 300; 7 – Раздаточный групповой коллектор Ду 130; 8 – Водяная коммуникация Ду 25; 9 – Гидробаллоны САОР.

Рис. .1 . Принципиальная схема петли (секции) РУ ВГЭРС

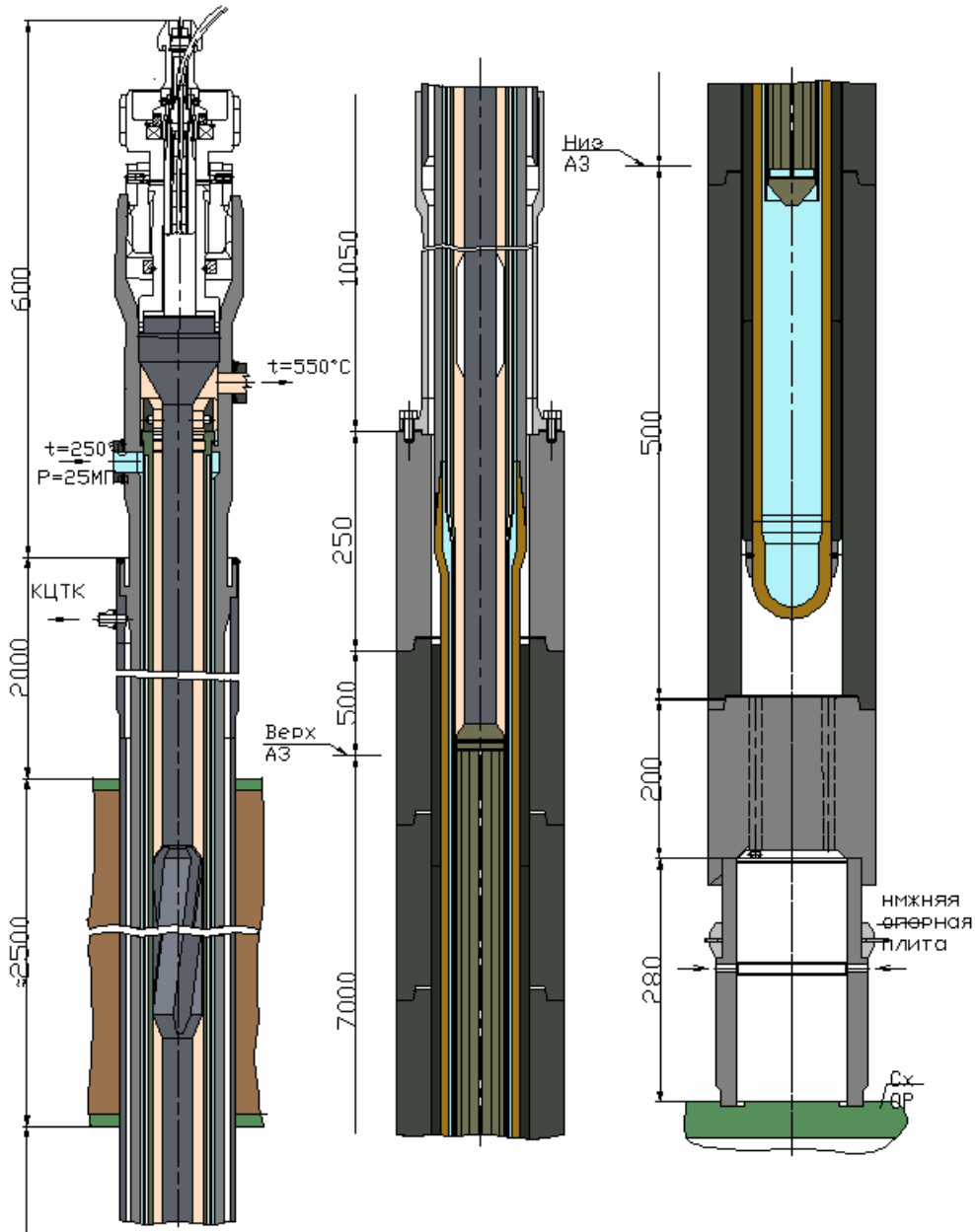


Рис. 2. Конструкция топливного канала

Использование керамико-металлического топлива, показанного Рис. 3 (по типу топлива, успешно эксплуатировавшегося в пароперегревательных каналах Белоярской АЭС), позволяет снизить температуры топлива, достигнуть большей глубины выгорания, а также ограничить выход продуктов деления из топлива даже при повреждении оболочек ТВЭЛОВ.

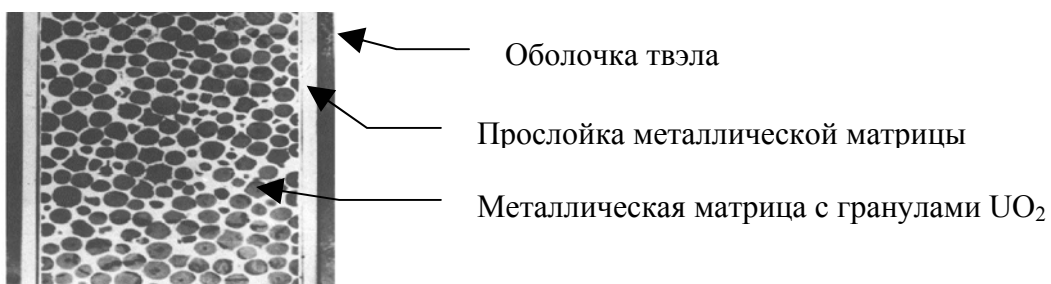


Рис. 3. Конструкция керамико-металлического топлива

Проектирование систем безопасности ВГЭРС опиралось на сбалансированное сочетание пассивных и активных систем, причем по мере возможности предпочтение отдавалось конструкциям, работающим "пассивно". Это позволило повысить устойчивость реакторной установки в режимах, требующих работы систем безопасности, и увеличить интервал времени, необходимый для принятия решений оперативным персоналом.

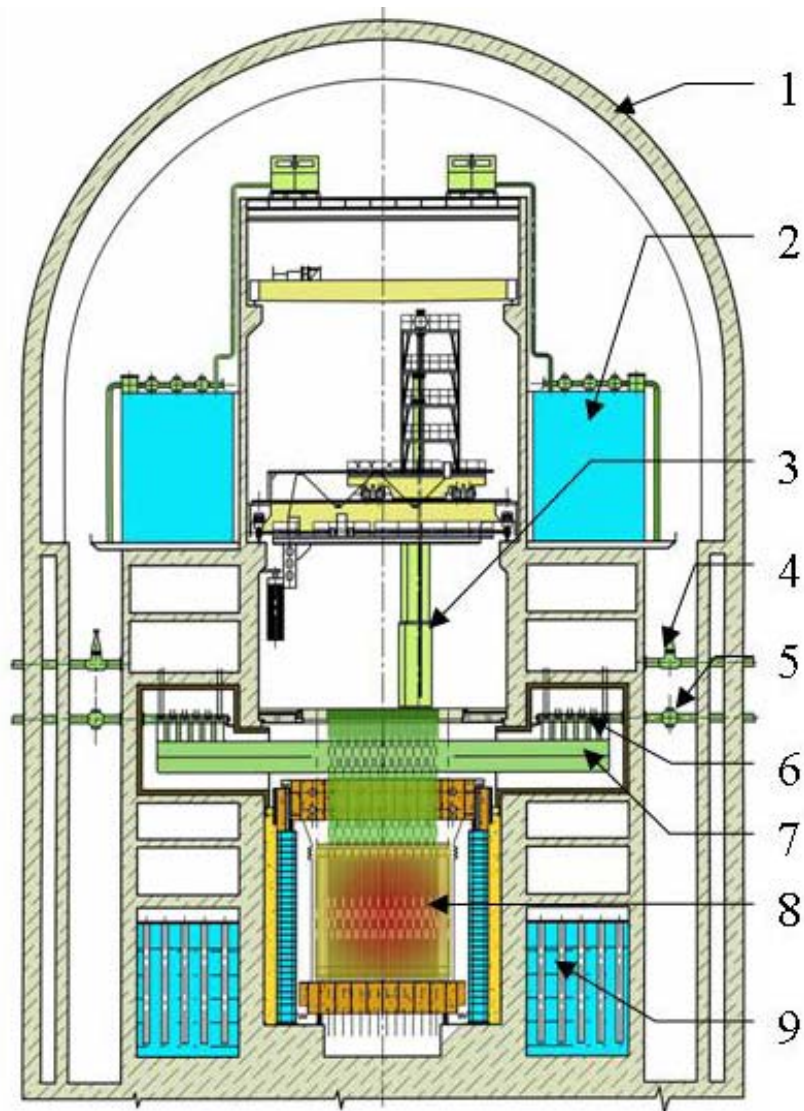
Важнейшими преимуществами реактора являются возможность перегрузки топлива без остановки энергоблока и поканальное регулирование расхода, что позволяет:

- работать с низким оперативным запасом реактивности;
- поддерживать оптимальным поле энерговыделений;
- оперативно заменять ТВС в случае нарушения их герметичности;
- регулировать расход теплоносителя через каналы и, таким образом, поддерживать температурный режим в каналах РУ.

Проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, в ходе которых были подтверждены основные конструкторские решения по реакторной установке, а также ее нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики.

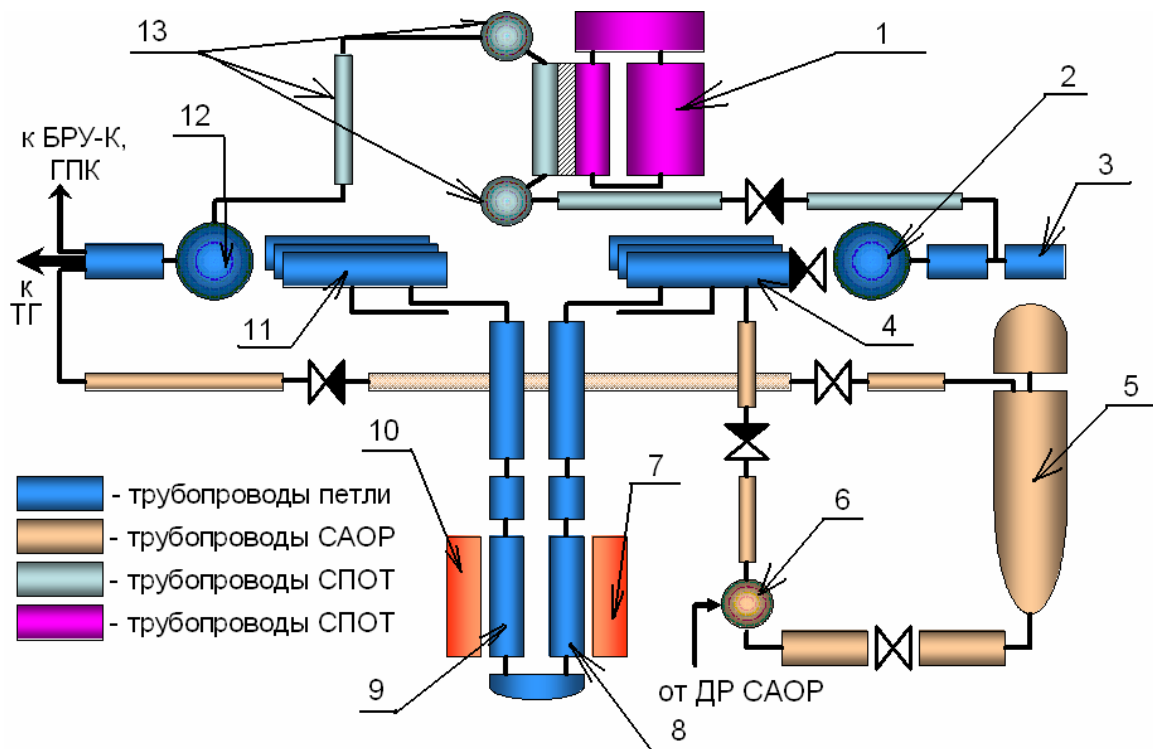
Реакторная установка ВГЭРС имеет развитую глубокоэшелонированную защиту, препятствующую распространению радиоактивных изотопов и ионизирующего излучения в окружающую среду посредством создания и поддержания эффективных физических барьеров. При этом благодаря применению керамико-металлических твэлов, создан эффективный дополнительный барьер в виде металлической матрицы твэла. Последний физический барьер – двухслойная герметическая оболочка, выполненная из обычного железобетона, без создания предварительно-напряженной конструкции. Реакторная установка, перегрузочный комплекс, оборудование секций, а также системы безопасности – система пассивного отвода тепла (СПОТ), система защиты от превышения давления (СЗПД), а так же быстродействующая система аварийного охлаждения реактора (БД САОР), находятся под этой герметичной оболочкой (Рис. 4).

Оценка поведения РУ во время переходных и аварийных режимов проводилась с использованием кода Relap5/mod3.2, адаптированного специалистами НИКИЭТ применительно к проблемам моделирования реакторов канального типа. К сожалению, ограничения кода Relap5, а так же дефицит расчетных кодов, пригодных для исследования переходных процессов при сверхкритических давлениях, не позволяет полноценно исследовать вопросы безопасности реакторов СКД, по этому на текущем этапе исследования проводились для давления пониженного до 180 кгс/см^2 .



1 - контейнмент; 2 - бак СПР; 3 - РЗМ;
 4 – паропровод; 5 – подвод питательной
 воды; 6 – РГК; 7 – коммуникации;
 8 - реактор; 9 - бассейн-барботер.

Рис. 4. РУ ВГЭРС -850. Поперечный разрез



1 – баки СПОТ с запасом воды; 2 – напорный коллектор; 3- трубопроводы подачи питательной воды; 4- раздаточно-групповой коллектор; 5 – гидробаллоны САОР; 6 – коллектор САОР; 7 – модель трубы ТК и графитовой кладки; 8 – опускающей участок ТК (охлаждающий каналную трубу); 9 – подъемный участок ТК (охлаждение твэлов); 10 – модель твэлов; 11 – сборный паровой коллектор; 12 – главный паропровод; 13 – трубопроводы СПОТ;

Рис. 5. Расчетная модель петли РУ ВГЭРС

Целью расчетных исследований являлось:

- Оценка динамических характеристик РУ;
- Выбор технологических схем систем безопасности;
- Качественный анализ способности систем безопасности выполнять свои функции.
- Предварительная оценка безопасности реакторной установки.

Для анализа была разработана модель реакторной установки, включающая в себя модели систем нормальной эксплуатации, а так же модели систем безопасности, задействованных в исследуемых режимах.

С использованием разработанной модели были исследованы следующие режимы:

- обесточивание собственных нужд энергоблока;
- мгновенное прекращение подачи питательной воды в реактор;
- разрыв паропровода полным сечением;
- разрыв раздаточно-группового коллектора.

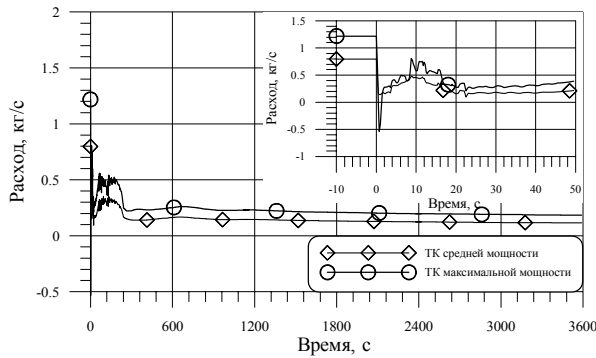


Рис. 6. Обесточивание собственных нужд энергоблока. Расходы теплоносителя через ТК

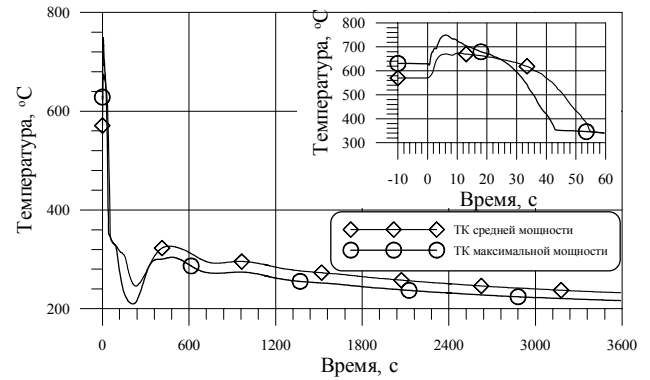


Рис. 7. Обесточивание собственных нужд энергоблока. Максимальные температуры оболочек топлива

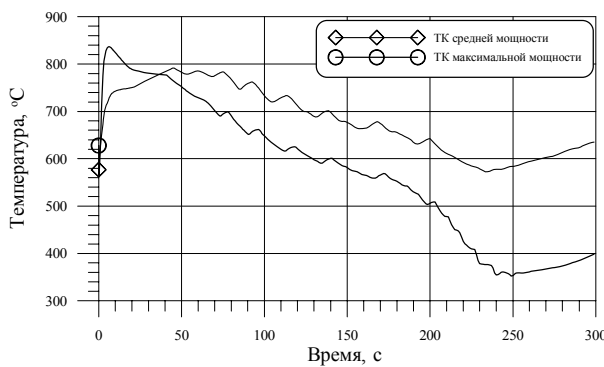


Рис. 8. Разрыв РГК без срабатывания насосной подсистемы САОР. Максимальные температуры оболочек ТВЭЛов в каналах поврежденного РГК

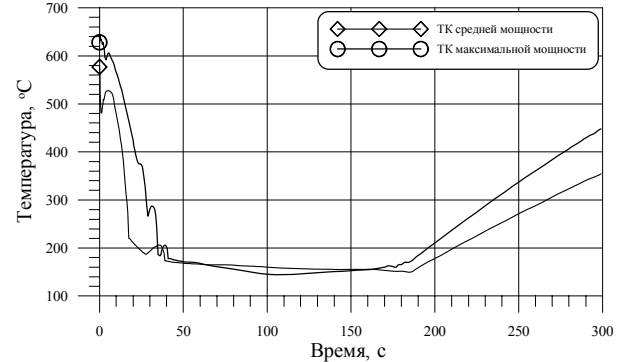


Рис. 9. Разрыв паропровода без срабатывания насосной подсистемы САОР. Температуры оболочек ТВЭЛов

Исследования показали, удовлетворительный температурный режим элементов конструкции реактора во всех исследованных режимах. В режимах без разгерметизации петель реактора расхолаживание (Рис. 7) протекает в режиме устойчивой естественной циркуляции теплоносителя (Рис. 6), со сбросом тепла в баки СПОТ, которые рассчитаны на автономную работу в течение не менее 3х суток. В режимах с разгерметизацией петель реактора охлаждение (Рис. 8, Рис. 9) осуществлялось работой системы САОР.

Основные технические характеристики двух модификаций реакторов на сверхкритических параметрах приведены в Табл. 1. Удельные капитальные вложения в энергоблоки со сверхкритическими параметрами теплоносителя предлагаемой мощности ожидаются на уровне 1000 долл/кВт.

Табл. 1. Основные технические характеристики АЭС с РУ ВГЭРС

Сравниваемый параметр	ВГЭРС-850	ВГЭРС-1700
Мощность реактора электрическая/тепловая	850/1890	1700/3780
Расход пара на турбоустановку, т/ч (кг/с)	3020(838)	6040(1676)
Параметры пара перед турбоустановкой:		
- давление, кгс/см ²	240	
- температура, °С	540	
КПД энергоблока (брутто/нетто)	45,5/43,7	
Температура питательной воды, °С	250	
Шаг квадратной решетки, мм	190	
Количество топливных каналов, шт.	1052	2104
Количество каналов СКУЗ, расположенных в решетке	156	312
Высота активной зоны, м	7	
Наружный диаметр/толщина оболочки твэла	10,5/0,6	
Материал оболочки	хромоникелевые стали	
Топливный цикл	ОЯТЦ	
Средняя мощность ТК, МВт	1,797	
Средняя линейная нагрузка на твэлы, Вт/см	134	
Срок службы, лет	50	

НИОКР в обоснование такого проекта должен быть направлен, в основном, на выбор и обоснование применимости как уже имеющихся конструкционных материалов, так и на создание новых материалов для активной зоны, обладающих повышенной устойчивостью к коррозии, процессам деформации и распухания при высоких температурах и давлениях. Существенным является вопрос очистки теплоносителя и водохимический режим реактора. Кроме того, требуется создание связанных расчетных кодов улучшенной оценки для анализа и обоснования безопасности таких реакторных установок.