

КОНЦЕПЦИЯ ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО ВНУТРЕННЕ БЕЗОПАСНОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ



**О.Ю. КАВУН (НТЦ ЯРБ),
А.М. ЛИФШИЦ (ООО "НПЦ ПРИОРИТЕТ"),
В.В. СЕМИШИН (МГТУ им. Н.Э. Баумана)**

В данной работе рассматривается конструкция и теплогидравлические характеристики концептуального реактора на быстрых нейтронах с пониженным энерговыделением в активной зоне, охлаждаемого углекислым газом при атмосферном давлении в первом контуре, с использованием серийно выпускаемой турбины К-800-400 мощностью 800 МВт электрических. Рассмотрены реакторы различных типов и выполнен анализ проблем, связанных с отводом тепла от активной зоны в случае потери теплоносителя. Предложена конструкция реактора, позволяющая осуществлять пассивный отвод тепла, как основным теплоносителем первого контура, так и атмосферным воздухом в случае его утечки. Проведены расчетные теплогидравлические исследования с целью подтверждения возможности пассивного отвода тепла от активной зоны в режимах с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура.

Ключевые слова: газоохлаждаемый реактор; ТРР; углекислый газ; пассивный отвод тепла; теплогидравлическая модель; реактор на быстрых нейтронах.

ВВЕДЕНИЕ

Основным недостатком источников энергии на основе цепной ядерной реакции деления является накопление радиоактивных продуктов деления. При этом при распаде этих продуктов выделяется большое количество тепла. Причем это тепло продолжает выделяться и после остановки реактора. Отвод остаточного энерговыделения необходимо обеспечивать в течение длительного времени либо штатной системой циркуляции теплоносителя, либо с помощью специальной системы отвода остаточного энерговыделения. Отказ систем, предназначенных для отвода остаточного энерговыделения, приводит к тяжелым последствиям, в первую очередь к росту температуры элементов активной зоны вследствие продолжающейся генерации тепла, что приводит к плавлению активной зоны ядерного реактора, разрушению проектных барьеров безопасности и выходу продуктов деления в окружающую среду [1, 2, 3].

Рассмотрим основные типы ядерных энергетических установок и проблемы, которые могут возникнуть при их эксплуатации.

АЭС с реакторами водо-водяного типа. Все реакторы как некипящие (ВВЭР, PWR), так и кипящие (BWR, ВК) работают при высоком давлении теплоносителя первого контура. В слу-

чае течи из первого контура происходит потеря теплоносителя первого контура, и отвод остаточных энерговыделений пассивным способом становится невозможным, так как при атмосферном давлении вода, нагретая до 280–300 °С, превращается в пар. В силу высокой удельной мощности активной зоны, отвод остаточных энерговыделений от активной зоны водяным паром при атмосферном давлении или атмосферным воздухом в случае потери теплоносителя первого контура физически невозможен.

Аналогичная ситуация с водо-графитовыми реакторами типа РБМК. При запроектных авариях с потерей функции теплоотвода от ядерного топлива к конечному поглотителю при принятии специальных мер происходит перегрев тепловыделяющих элементов и переход аварии в тяжелую стадию, разрушение активной зоны.

Основными недостатками АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем являются очень высокая удельная мощность активной зоны, а также высокая химическая активность теплоносителя. Натрий горит как в воздухе, так и в воде — теплоносителе 3-го контура. Несмотря на то, что давление натрия в первом контуре мало отличается от атмосферного, потеря теплоносителя первого контура не является невозможной — в случае разрушения корпуса реактора в нижней части натрия вытечет в разрыв за счет гидростатического столба.

Охлаждение активной зоны атмосферным воздухом в принципе невозможно в силу очень высокой удельной мощности активной зоны.

Что касается газоохлаждаемых реакторов типа ВТГР, то проблема остается та же – охлаждение реактора осуществляется гелием при высоком давлении и потеря теплоносителя приведет к разогреву и разрушению активной зоны.

Несмотря на то, что для отвода остаточных энерговыделений во всех реакторах применяются весьма дорогостоящие системы безопасности, по стоимости соизмеримые со стоимостью самой атомной станции, при этом полностью проблема не решается – пример тому – аварии на АЭС Three Mile Island, где произошла потеря теплоносителя первого контура и разрушение активной зоны вследствие ее перегрева [3] или на АЭС Фукусима, на которой системы аварийного отвода остаточных энерговыделений оказались неэффективны в условиях, сложившихся в ходе развития аварии. На энергоблоках № 1-3 имело место длительное осушение и плавление активных зон реакторов, сопровождавшееся детонацией водородсодержащих смесей в помещениях центрального зала на энергоблоках № 1-3 [1].

Решить проблему можно, на наш взгляд, только одним способом – снизить удельную мощность активной зоны до уровня, при котором будет возможен теплосъем остаточных энерговыделений за счет естественной циркуляции атмосферного воздуха. Это не означает, что теплоносителем должен быть атмосферный воздух. Теплоносителем может быть, в принципе, любой химически инертный газ, но в случае его потери он будет заменен атмосферным воздухом. Поэтому давление газа должно быть либо близким к атмосферному давлению, либо ниже его.

В общем случае использование газового теплоносителя в первом контуре имеет ряд преимуществ: возможность получения высоких температур на выходе из реактора независимо от давления в нем; высокая температура теплоносителя делает возможным реализацию наиболее эффективных тепловых схем с максимальными КПД термодинамического цикла; малое микроскопическое сечение поглощения нейтронов газами дает значительную экономию нейтронов в активной зоне и, наконец, при аварийных ситуациях, связанных с разгерметизацией первого контура, газоохлаждаемые реакторы оказываются наиболее безопасными с точки зрения возможного радиационного воздействия на окружающую

среду [4]. Помимо возможности получения относительно высокого КПД АЭС (41-43%) применение газового теплоносителя позволяет использовать во втором контуре пар с теми же параметрами, что и на обычных паровых электростанциях [5]. Применение серийного оборудования удешевляет АЭС.

Основной недостаток газовых теплоносителей – плохие теплофизические свойства. Теплоемкость, плотность и теплопроводность газов при атмосферном давлении очень малы. Из-за этого для организации теплосъема необходимо прокачивать большой объем теплоносителя через активную зону, а также обеспечивать большие поверхности теплообмена в активной зоне и парогенераторах. Большой необходимый объемный расход теплоносителя, а также большие гидравлические сопротивления контура циркуляции ведут к большим, по сравнению с жидкими теплоносителями, затратам мощности на прокачку теплоносителя первого контура. Рассмотрим возможные газовые теплоносители, их преимущества и недостатки. Основные теплофизические характеристики для рассматриваемых теплоносителей приведены в таблице 1.

Таблица 1. Основные теплофизические характеристики газов при атмосферном давлении [6]

T, °K	γ , кг/м ³	C_p , кДж/(кг·град)	λ , 10 ⁻² Вт/(м·град)
Воздух			
270	1,291	1,006	2,393
450	0,774	1,021	3,705
850	0,410	1,110	6,029
Азот			
273	1,210	1,039	2,43
573	0,576	1,069	4,49
973	0,340	1,161	6,42
Водород			
273	0,0870	14,197	17,21
573	0,0415	14,532	30,70
973	0,0244	14,930	46,29
Гелий			
273	0,1730	5,204	14,30
573	0,0821	5,204	24,54
973	0,0485	5,204	36,05
Углекислый газ			
273	1,9130	0,826	1,47
573	0,9053	1,057	3,91
973	0,5333	1,225	6,88

Азот. Имеет относительно низкие теплофизические свойства при атмосферном давлении, что ведет к увеличению затрат мощности на прокачку по сравнению с другими газовыми теплоносителями.

Водород. Имеет самый большой среди газов коэффициент теплопроводности и весьма большую удельную теплоемкость. Однако из-за его химической активности и взрывоопасности он не применяется в качестве теплоносителя на энергетических ядерных реакторах. Также ввиду малой плотности водорода при атмосферном давлении, его применение приведет к повышенным затратам мощности на прокачку.

Гелий. Химически нейтрален, стабилен и диссоциирует под облучением только при очень высоких температурах. Однако применение гелия, как и водорода, в качестве теплоносителя требует повышения давления в первом контуре из-за его низкой плотности, что ведет к невозможности его замены атмосферным воздухом и пассивного отвода тепла от активной зоны в случае потери основного теплоносителя.

Воздух. По эффективности теплообмена воздух сопоставим с азотом (таблица 1), однако, оба эти газа существенно активируются в реакторе с образованием радиоактивных нуклидов (аргона и азота) и так же как и в случае с азотом, охлаждение активной зоны воздухом ведет к повышенным затратам мощности на прокачку теплоносителя.

Углекислый газ. Очень дешев, имеет малое сечение поглощения нейтронов и оправдал себя в магноксовых реакторах и усовершенствованных графито-газовых реакторов AGR с температурой двуокиси углерода на выходе из активной зоны 640-670°C [4, 5]. При давлениях, близких к атмосферному давлению, углекислый газ практически не разлагается под действием излучения. Теплофизические свойства углекислого газа весьма благоприятны по сравнению с другими газовыми теплоносителями. Однако он не рекомендуется из-за реакции между углеродом и двуокисью углерода. Эта реакция при высоких температурах приводит к переносу углерода с горячих поверхностей контура на холодные (например, в парогенераторах) [7]. Однако на реакторах типа AGR оболочки твэлов из специально разработанной стали, основными компонентами которой являются хром, никель и карбид ниобия в среде CO₂, сохраняют свою работоспособность до температуры 825°C [4]. В силу своей

большой плотности при атмосферном давлении и теплофизических характеристик, позволяющим добиться приемлемых затрат мощности на прокачку при сохранении в контуре атмосферного давления, углекислый газ выглядит наиболее предпочтительно как теплоноситель для реактора с низкой удельной энергонапряженностью и атмосферным давлением в первом контуре.

ОПИСАНИЕ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Какого типа должен быть ядерный реактор? При работе в среде углекислого газа при атмосферном давлении придумать реактор на тепловых нейтронах весьма сложно. Создание реактора на тепловых нейтронах ведет к существенному увеличению размеров активной зоны, так как требует наличия большого количества замедлителя. Например, на АЭС "Сайзуэлл" активная зона имела диаметр 13,7 метров и высоту 7,92 метра [4]. А необходимость обеспечения большого проходного сечения в активной зоне для обеспечения приемлемых затрат на прокачку теплоносителя при атмосферном давлении приведет к еще большему увеличению размеров. В случае с газовым теплоносителем в качестве замедлителя может выступать графит, однако, углекислый газ взаимодействует с графитовой кладкой. Также возможно применение замедлителя, интегрированного в топливную матрицу. Однако использование гидрида циркония, интегрированного в топливную матрицу, не представляется возможным, несмотря на то, что в исследовательских реакторах он применяется, например, в Японии в импульсном реакторе NSRR, так как гидрид циркония достаточно быстро разлагается и для длительной эксплуатации такого реактора с весьма редкой перегрузкой топлива не подходит. Поэтому наиболее подходящим является реактор на быстрых нейтронах.

В случае с газоохлаждаемым реактором на быстрых нейтронах необходимости в наличии графитовой кладки нет, следовательно, размер активной зоны определяется допустимым объемным энерговыделением, выбираемым из соображений возможности пассивного отвода тепла через воздушные теплообменники на естественной циркуляции от активной зоны (теплоотвод может осуществляться углекислым газом или воздухом в случае потери основного теплоносителя), а также не превышением допустимых температур оболочек твэлов и температуры топлива.

Таблица 2. Свойства некоторых жаропрочных сталей [6]

Сталь	Классификация	Предел использования	Область применения
ХН78Т (ЭИ435)	Сплав жаропрочный	873-1373 °K	Трубы, детали газовых турбин
ХН77ТЮР (ЭИ437Б)	Сплав жаропрочный	823-1373 °K	Оболочки тепловыделяющих элементов
ХН80ТБЮ (ЭИ607)	Сплав жаропрочный	до 973 °K	Детали активной зоны в виде труб, чехлов
ХН70ВМЮТ (ЭИ765)	Сплав жаропрочный	> 104 ч – до 1023 °K < 104 ч – до 1273 °K	Детали высокотемпературного ядерного реактора с газовым охлаждением
ХН60Ю (ЭИ559)	Сплав жаропрочный, жаростойкий	до 1273 °K	Листовые детали камер сгорания и трубы при малых напряжениях
ХН60В (ЭИ868)	Сплав жаропрочный, жаростойкий	до 1273 °K	Детали высокотемпературных ядерных реакторов
1Х11МФ	Сталь жаропрочная	до 823 °K	Трубы пароперегревателей
12Х1МФ	Сталь жаропрочная	до 858 °K	Трубы
2Х1213МБФР (ЭИ993)	Сталь жаропрочная	до 873 °K	Оболочки твэлов, корпуса реакторов
Х23Н18 (ЭИ417)	Сталь жаропрочная	до 1173 °K	Жаровые трубы в огневых пароперегревателях

В настоящее время все реакторы на быстрых нейтронах имеют высокую удельную мощность, и конструкции с возможностью охлаждения газом при атмосферном давлении ранее не рассматривались. Средняя энергонапряженность активной зоны для быстрых реакторов составляет: БОР-60 800 МВт/м³, БН-350 500 МВт/м³, БН-600 550 МВт/м³, “Феникс” 430 МВт/м³, “Супер-феникс” 300 МВт/м³ [4]. Существуют проекты реакторов на быстрых нейтронах охлаждаемых гелием. Однако использование гелия в быстрых реакторах с большой энергонапряженностью активной зоны требует значительного повышения давления в первом контуре (до 10,0-15,0 МПа), что делает невозможным охлаждение реактора при потере теплоносителя. Следовательно, для реализации возможности пассивного охлаждения активной зоны при потере теплоносителя необходимо снижение удельной энергонапряженности активной зоны.

В качестве топлива выбрана обогащенная двуокись урана или регенерированное топливо из смеси оксидов урана и плутония. Хотя окисное топливо заметно уступает металлическому по плотности и теплопроводности и имеет в своем составе замедляющий разбавитель (кислород) его высокая термическая и радиационная стойкость, а также высокая температура плавления, большой отрицательный доплеровский коэффициент реактивности и отсутствие фазовых переходов дают окисному топливу существенные преимущества в отношении безопасности. Помимо этого технология производства керамического топлива отработана в связи с широким применением этого топлива

в энергетических реакторах. На данный момент накоплен большой опыт применения окисного топлива в оболочке из стали в реакторах на быстрых нейтронах (БР-5, БН-600, БН-800).

В качестве материалов оболочек твэлов и материалов трубок в парогенераторах может рассматриваться коррозионно-стойкая жаропрочная сталь ЧС-68, применяющаяся в качестве материала оболочки твэлов в реакторах типа БН. Данная сталь также применяется при изготовлении трубопроводов и оборудования химического и энергетического машиностроения и АЭС. Также существует опыт применения оболочек твэлов из хромоникелевой стали на газоохлаждаемых реакторах типа АGR. Предельные температуры использования и область применения некоторых жаропрочных сталей приведены в таблице 2.

Предполагается использовать цилиндрические твэлы, заполненные таблетками из обогащенной окиси урана или смеси окиси урана и окиси плутония в трубке из нержавеющей стали, расположенные по регулярной треугольной решетке. Активная зона набирается из тепловыделяющих сборок, представляющих собой пучок твэлов. ТВС в активной зоне также расположены по треугольной решетке. Управление мощностью реактора и поддержание его в подкритическом состоянии в случае аварийных ситуаций или в случае планового останова будет осуществляться рабочими кассетами, представляющими собой сборку из двух частей: надставки и топливной кассеты, аналогично кассетам АРК реактора ВВЭР-440. Надставка представляет собой ловушку нейтронов с В10 в качестве поглощающего ма-

Таблица 3. Свойства некоторых жаропрочных сталей [6]

Параметр	Значение
Материал топливного сердечника	UO ₂ или смесь (U-Pu)O ₂
Материал оболочки твэла	ХН77ТЮР, ЧС-68, Х23Н18
Радиус топливной таблетки, мм	5,9
Радиус твэла, мм	6,8
Шаг решетки твэлов, мм	25,0
Объемное энерговыделение, МВт/м ³	5-15
Прходное сечение активной зоны, м ²	147
Высота активной зоны, м	4
Тепловая мощность активной зоны, МВт	1897
Гидравлический диаметр, мм	15,82

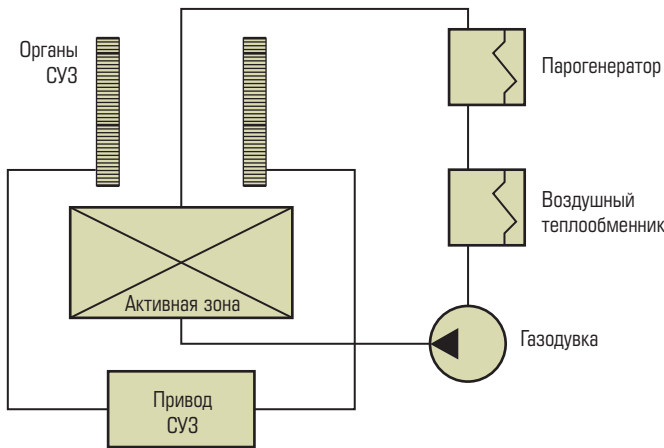


Рис. 1. Схема циркуляции теплоносителя первого контура

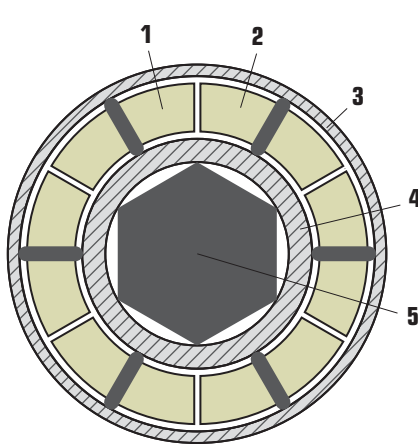


Рис. 2. Общий вид реактора (вид сверху):
 1 – промежуточный пароперегреватель;
 2 – основной пароперегреватель; 3 – шахта реактора;
 4 – тепловая защита; 5 – активная зона

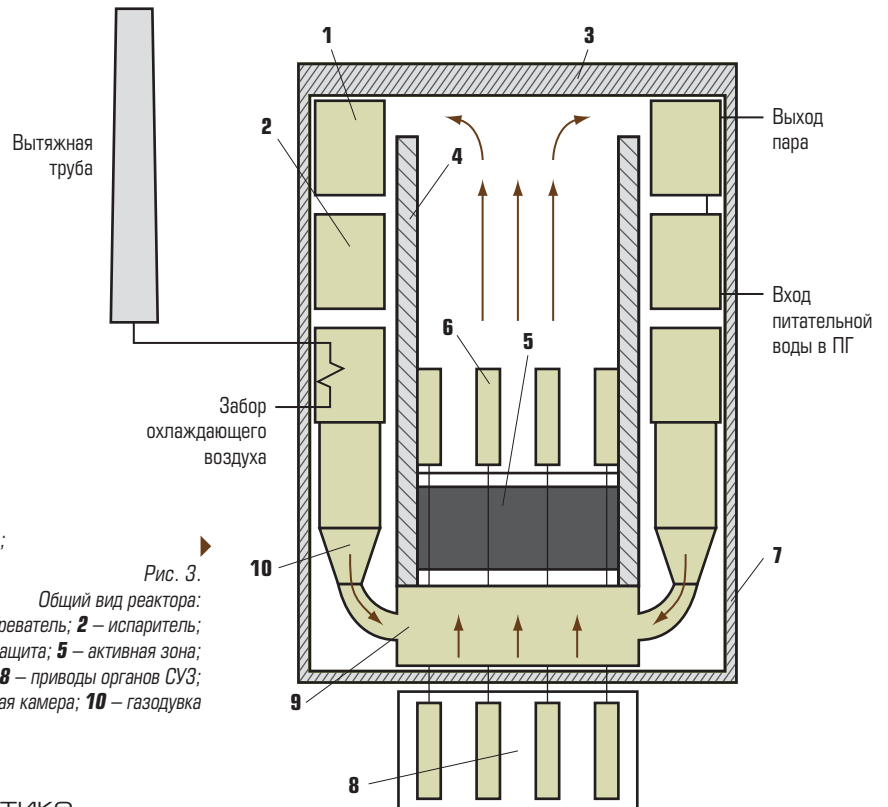


Рис. 3.

Общий вид реактора:
 1 – пароперегреватель; 2 – испаритель;
 3 – крышка реактора; 4 – тепловая защита; 5 – активная зона;
 6 – органы СУЗ; 7 – шахта реактора; 8 – приводы органов СУЗ;
 9 – напорная камера; 10 – газодувка

териала. Нижняя часть сборки представляет собой обычную ТВС активной зоны. Таким образом, при погружении органов СУЗ внутрь активной зоны также происходит и удаление топлива, и тем самым вносится большая отрицательная реактивность. Основные характеристики активной зоны приведены в таблице 3.

Реактор предполагается к исполнению по схеме с интегральной компоновкой оборудования в корпусе из предварительно-напряженного железобетона (ПНЖБ). Теплоноситель в первом контуре движется следующим образом: из газодувки CO₂ нагнетается в камеру, расположенную под активной зоной, проходит через ТВС активной зоны снизу вверх, обеспечивая теплосъем, разворачивается на 180° и опускается вниз через парогенераторы и воздушные теплообменники на вход в газодувки. Верхняя часть внутренней полости реактора является сборным коллектором горячего теплоносителя, откуда он направляется на вход в парогенераторы. Принципиальная схема циркуляции теплоносителя первого контура приведена на рисунке 1.

Вокруг активной зоны размещены блоки парогенераторов и воздушных теплообменников системы пассивного отвода тепла. Между активной зоной и парогенераторами должна располагаться тепловая защита предохранения от активации теплоносителя второго контура потоком нейтронов из активной зоны. Система циркуляции теплоносителя в реакторе приведена на рисунках 2 и 3. Система отво-

да тепла из активной зоны разделена на шесть параллельных петель, в каждой из которых установлен трехсекционный парогенератор, воздушный теплообменник системы пассивного отвода тепла и газодувка.

Парогенератор трехмодульный, который включает в себя модуль испарителя, основного пароперегревателя и промежуточного пароперегревателя. Питательная вода поступает снизу в модуль испарителя и движется вверх в трубном пучке. После этого она поступает в основной пароперегреватель и, двигаясь снизу вверх в трубном пучке, уходит на турбину. Пар после цилиндров высокого давления поступает в модуль промежуточного пароперегревателя и, двигаясь снизу вверх, после прохождения поступает на цилиндры среднего давления в турбину. Горячий газ из активной зоны поступает сверху в модули основного и промежуточного пароперегревателей и, двигаясь сверху вниз в межтрубном пространстве, отдает свое тепло теплоносителю второго контура. После прохождения пароперегревателей теплоноситель первого контура смешивается и поступает в межтрубное пространство испарителя, после чего поступает на всас газодувок. Схема движения теплоносителей в парогенераторе представлена на рисунке 4.

Помимо расположения реактора и парогенераторов внутри бетонного корпуса может рассматриваться конструкция, при которой парогенераторы располагаются в цилиндрических полостях в стенках бетонного корпуса. Данная компоновка применяется в реакторах типа AGR (рис. 5).

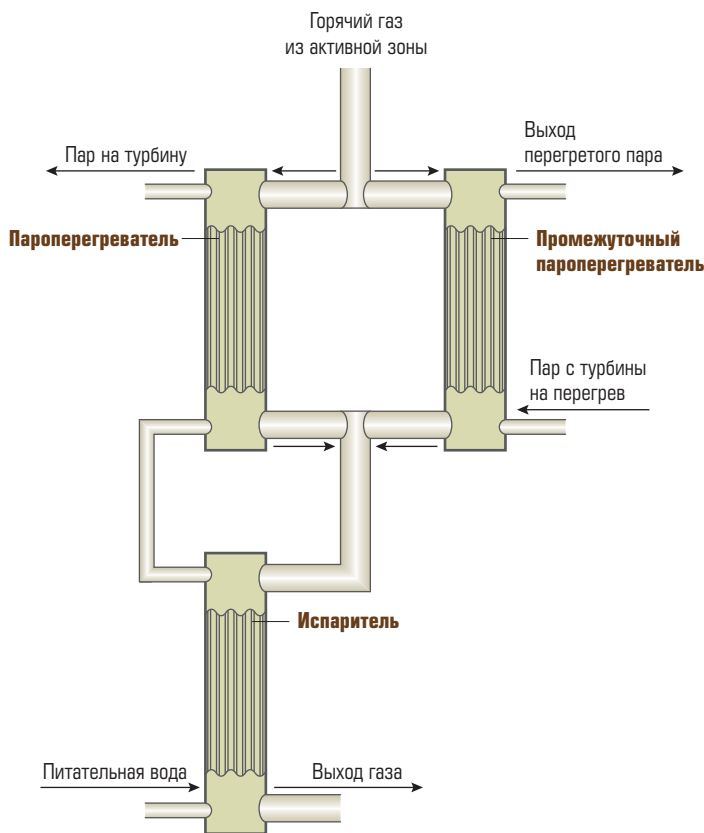


Рис. 4. Схема движения теплоносителей в парогенераторе

Данная компоновка имеет ряд преимуществ перед интегральной компоновкой: более легкий доступ для обслуживания и ремонта парогенераторов; роль радиационной защиты между активной зоной и парогенераторами выполняет бетонная стенка корпуса реактора.

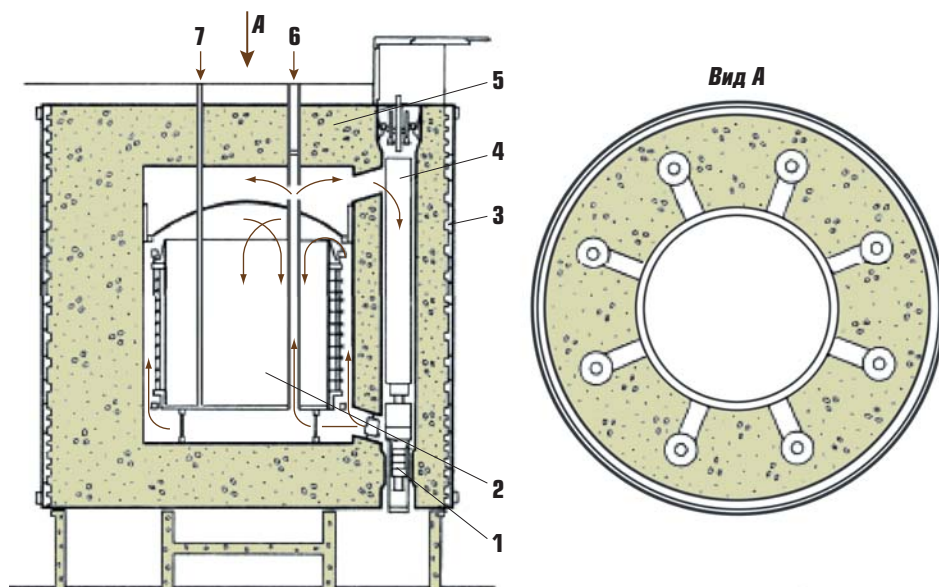
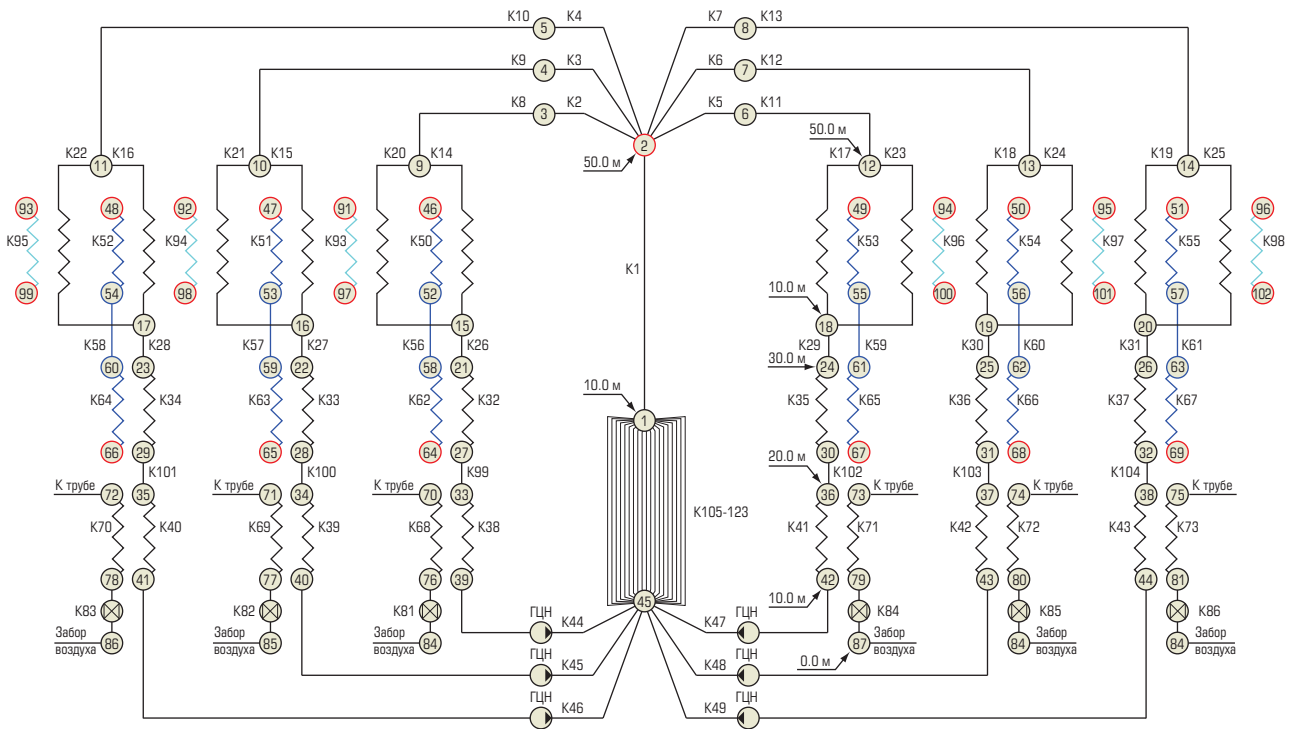


Рис. 5. Система циркуляции теплоносителя в реакторе AGR [8]: 1 – газодувка; 2 – активная зона; 3 – каналы для обмотки стягивающими струнами; 4 – парогенератор; 5 – верхняя крышка; 6 – каналы для перегрузки топлива; 7 – стержень регулирования

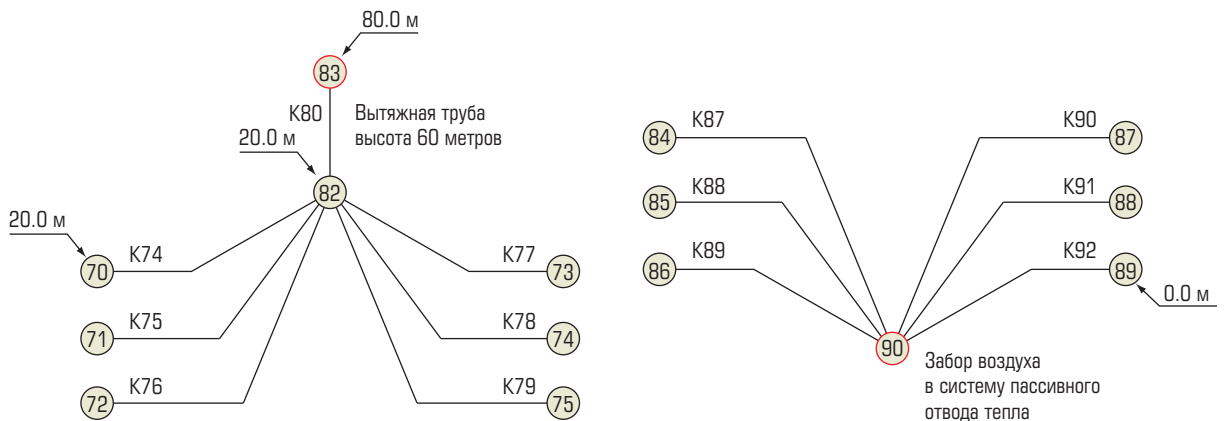


▲ Рис. 6. Расчетная схема теплогидравлической модели

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Для расчетных теплогидравлических исследований реакторной установки с газовым теплоносителем при атмосферном давлении была разработана компьютерная модель энергоблока. Теплогидравлические расчеты проводились с помощью аттестованного программного средства ТРР [9], разработанного в ООО «НПЦ ПРИОРИТЕТ». Теплогидравлическая модель, применявшаяся при исследованиях, включает в себя активную зону и шесть петель теплообмена первого контура

с теплоносителем второго контура. Теплообмен осуществляется в трехмодульных парогенераторах, включающих в себя испарительный модуль, основной пароперегревательный модуль и модуль промежуточного перегрева пара с турбины. Параметры теплоносителя второго контура выбирались соответствующими параметрам турбины К-800-240 [10], применяющейся на тепловых электростанциях. Возможность применения стандартных турбин, применяющихся на ТЭС, позволит сократить капитальную составляющую стоимости АЭС. Расчетная схема теплогидравлической модели приведена на рисунках 6 и 7.



▲ Рис. 7. Схема забора воздуха в систему пассивного отвода тепла

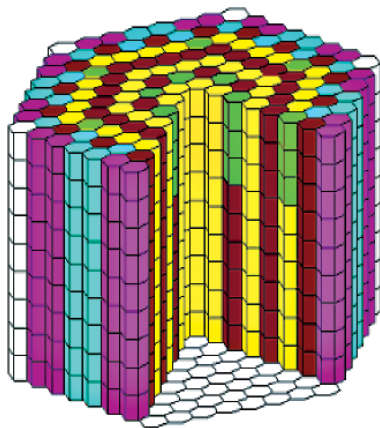


Рис. 8. Система параллельных каналов активной зоны

Нейтронно-физический расчет проводился в приближении точечной кинетики с помощью программного средства Десна. Активная зона моделируется системой изолированных друг от друга шестигранных параллельных каналов (рис. 8).

Программные средства, применявшиеся при моделировании, представлены на рисунке 9.

Чисто теплогидравлические исследования показывают, что в качестве основы можно рассмотреть двухконтурную реакторную установку. Предварительные расчетные исследования показали, что наилучшими свойствами с точки зрения теплосъема и затрат мощности на прокачку обладает углекислый газ.

Были проведены расчетные исследования и подобраны параметры теплообменников для различной температуры теплоносителя первого контура на выходе из активной зоны. Основные результаты расчета при работе реактора на номинальном уровне мощности при различных параметрах парогенераторов и при различных средних температурах углекислого газа на выходе из активной зоны приведены в таблице 4.

Расход теплоносителя первого контура, необходимый для поддержания различных средних температур на выходе из активной зоны, для различных вариантов компоновки парогенераторов, приведен в таблицах 5-7.

ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Для достижения основной цели безопасности — предотвращения выхода радиоактивных продуктов деления за пределы физических барьеров — должны выполняться три основные функции: управление реактивностью; охлаждение активной зоны; удержание радиоактивных продуктов деления в установленных пределах.

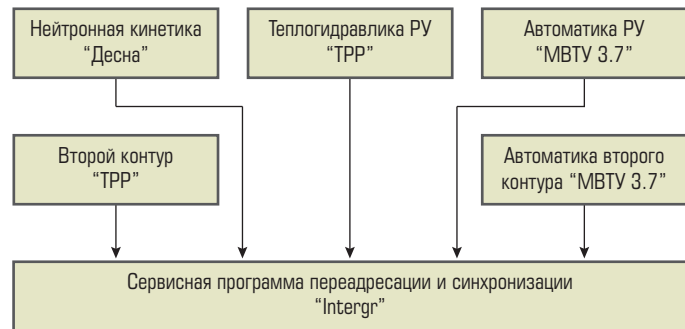


Рис. 9. Программные средства

Таблица 4. Параметры реакторной установки

Параметр	Значение			
	Температура CO ₂ : • на входе в активную зону, °С; • на выходе из активной зоны, °С	-403 -695	-415 -705	-445 -730
Расход CO ₂ , кг/с	5325	5347	5361	5325
ΔР на активной зоне, атм.	0,034	0,035	0,036	0,036
ΔР на ПГ, атм.	0,012	0,020	0,037	0,082
Число теплообменных трубок в: • испарителе; • основном пароперегревателе; • промежуточном пароперегревателе	Вар. 1 -10 000 -12000 -5000	Вар. 2 -8000 -9600 -4000	Вар. 3 -6000 -7200 -3000	Вар. 4 -4000 -4800 -2000

Таблица 5. Параметры реакторной установки (Вар. 1)

Параметр	Температура CO ₂ на выходе из активной зоны, °С		
	695	650	618
Расход CO ₂ , кг/с	5325	6740	8402
Темп. CO ₂ на входе в зону, °С	403	419	433

Таблица 6. Параметры реакторной установки (Вар. 2)

Параметр	Температура CO ₂ на выходе из активной зоны, °С		
	705	675	650
Расход CO ₂ , кг/с	5347	6177	7165
Темп. CO ₂ на входе в зону, °С	415	422	434

Таблица 7. Параметры реакторной установки (Вар. 3)

Параметр	Температура CO ₂ на выходе из активной зоны, °С		
	760	730	690
Расход CO ₂ , кг/с	4715	5361	6650
Темп. CO ₂ на входе в зону, °С	435	445	460



Рис. 10. Вносимая положительная реактивность при мгновенной замене углекислого газа в активной зоне на водяной пар

Управление реактивностью предполагает способность избежать непреднамеренных условий достижения критичности реактора, остановить его в любых эксплуатационных или аварийных условиях и сохранить подкритичность даже в условиях наиболее тяжелого повреждения активной зоны. Эффективность и скорость срабатывания системы управления и защиты должна быть такой, чтобы принятые пределы безопасности не превышались.

В эксплуатационных условиях охлаждение активной зоны должно обеспечиваться основной системой теплоотвода, которая должна гарантировать запасы до пределов безопасной эксплуатации твэлов и режимные условия целостности границ контура циркуляции. Охлаждение активной зоны в аварийных условиях должно осуществляться системами аварийного охлаждения реактора и отвода остаточного энерговыделения, которые должны предотвращать повреждение защитных барьеров в течение всего периода протекания аварии.

Рассмотрим характерные группы по типу событий.

Исходные события, приводящие к аномалии параметров теплоносителя в активной зоне (температура, давление, расход), которые, в свою очередь, вызывают обратные связи по мощности из-за положительного/отрицательного коэффициента реактивности, или ошибочная работа/отказ стержней системы управления и защиты — реактивностные аварии. Однако для предлагаемого реактора, на наш взгляд, существуют только две аварии реактивностного типа: наиболее

опасная — разрыв парогенератора с попаданием пара в активную зону с введением положительной реактивности и разгон реактора на мгновенных нейтронах, а также самоход органов СУЗ. Авария первого типа наиболее опасна и предотвращение указанной аварии возможно конструктивным путем — выбор предельного соотношения площади проходного сечения и поперечной площади ядерного топлива таким образом, чтобы при попадании пара в активную зону вносимая реактивность не превышала доли запаздывающих нейтронов.

Серия предварительных расчетов по ПС МСУ показала, что предельное соотношение площади теплоносителя к площади ядерного топлива примерно соответствует урано-водному соотношению в ВВЭР-1000. При этом при рассмотрении гипотетической ситуации с разрывом парогенератора и введением максимально возможной в данной аварии положительной реактивности, то есть мгновенной замене всего углекислого газа в активной зоне на водяной пар, вводится положительная реактивность не более половины доли запаздывающих нейтронов, т.е. разгон реактора на мгновенных нейтронах невозможен. Значения вводимой положительной реактивности при мгновенной замене углекислого газа в активной зоне на водяной пар в зависимости от шага твэлов приведены на рисунке 10.

Учитывая огромную теплоемкость ядерного топлива в активной зоне и крайне низкую удельную мощность активной зоны, кратко временный разгон реактора до момента достижения уставок срабатывания аварийной защиты в несколько раз не является ядерно-опасным.

Что касается самохода органов СУЗ, то данная авария в силу низкой скорости перемещения ОР СУЗ и относительно низкой дифференциальной эффективности ОР СУЗ, не приведет к существенному росту мощности, а срабатывание аварийной защиты — быстро остановит реактор. Возникновение других реактивностных аварий, характерных для всех перечисленных выше типов реакторов, невозможно в силу отсутствия физических причин, которые бы привели к выбросу ОР СУЗ или резкой подачи более холодного теплоносителя в активную зону. Последняя авария невозможна в силу практически нулевого коэффициента реактивности по плотности углекислого газа.

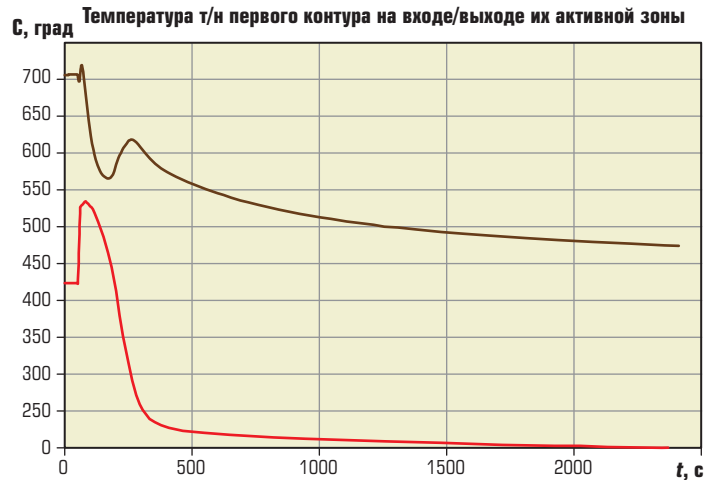
Следующей группой являются отказы оборудования или потеря теплоносителя при разрывах трубопроводов контура циркуляции, приводящие к нарушению охлаждения активной зоны – тепловые аварии.

Для отвода остаточных энерговыделений предусматривается система пассивного отвода тепла (СПОТ), аналогичная СПОТ АСТ-500 или СПОТ НВАЭС-2. При этом, в случае обесточивания, аварийная защита и запорные шиберы СПОТ опускаются под собственным весом, что делает данную систему полностью пассивной. Выбранная конструкция обеспечивает ее автономную работу без участия оператора.

В качестве теплообменников СПОТ предлагается использовать пластинчатые теплообменники. Пластинчатые теплообменники представляют собой аппараты, теплообменная поверхность которых образована набором тонких металлических гофрированных пластин. Предполагается использовать сварной пластинчатый теплообменник, в котором пластины сварены между собой без использования уплотнителей. Сварные теплообменники применяются в технических процессах с предельными параметрами: высокими температурами (до 900 градусов Цельсия), давлением (до 100 бар) и крайне агрессивными средами, поскольку отсутствие резиновых уплотнителей и сварной метод сцепления исключают возможность протечки и смешения сред.

Были проведены расчетные исследования возможности пассивного отвода тепла в режиме естественной циркуляции в случае потери возможности отвода тепла через парогенераторы. Также рассматривалась возможность отвода тепла в режиме естественной циркуляции атмосферного воздуха в первом контуре при потере основного теплоносителя. Изменение различных параметров теплоносителя первого контура и охлаждающего воздуха в режиме пассивного отвода тепла приведено на рисунках 11-16.

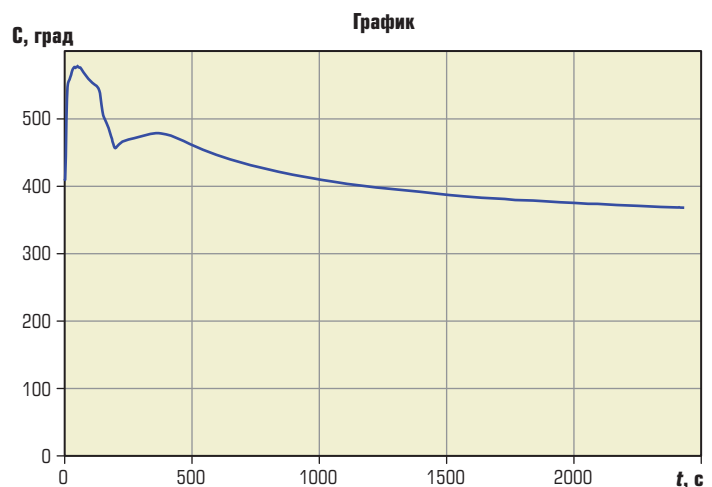
При проведении расчетов постулировалась потеря возможности теплоотвода от активной зоны с помощью парогенераторов и потеря всех источников электроснабжения. Расчетные исследования проводились для различных температур углекислого газа на выходе из активной зоны в режиме работы на номинальной мощности и для различных температур охлаждающего воздуха. Температура охлаждающего воздуха изменялась в пределах от -20 до 40 °С.



▲ Рис. 11. Изменение температуры теплоносителя на входе/выходе из активной зоны при переходе на СПОТ



▲ Рис. 12. Изменение расхода теплоносителя первого контура при переходе на СПОТ



▲ Рис. 13. Изменение температуры охлаждающего воздуха на входе/выходе из ВТО при переходе на СПОТ

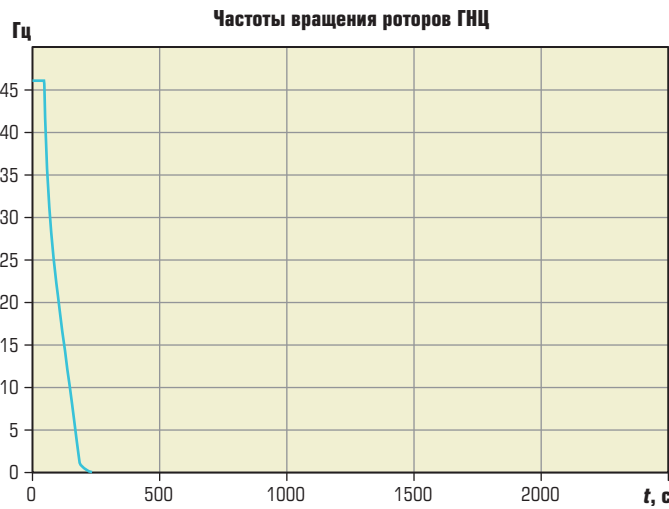


Рис. 14. Изменение частоты вращения роторов ГЦН при переходе на СПОТ

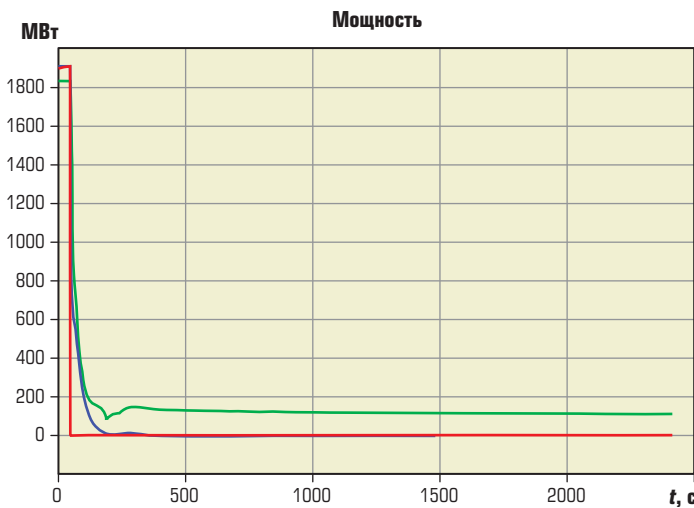


Рис. 15. Изменение мощности реактора при переходе на СПОТ

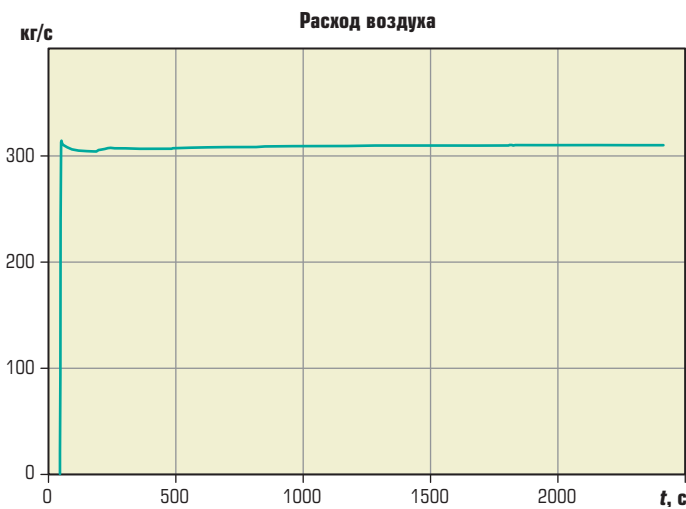


Рис. 16. Изменение расхода воздуха при переходе на СПОТ

Таблица 8. Параметры реакторной установки при работе СПОТ

Параметр	Значение
Отводимая мощность, МВт	90(4,7%)
Расход CO ₂ (воздуха) в режиме естественной циркуляции, кг/с	400(300)
Температура CO ₂ (воздуха):	
• на входе в активную зону;	190(160)
• на выходе из активной зоны	456(500)
Расход воздуха в режиме естественной циркуляции, кг/с	300
Температура воздуха:	
• на входе в ВТО;	20
• на выходе из ВТО	333

В таблице 8 приведены основные результаты моделирования пассивного отвода тепла в случае обесточивания энергоблока.

Проведенные расчеты показывают возможность пассивного отвода тепла от активной зоны в режиме естественной циркуляции как основным теплоносителем первого контура — CO₂, так и атмосферным воздухом в случае утечки основного теплоносителя. Функционирование системы пассивного отвода тепла обеспечивает отвод 5% от номинальной мощности активной зоны. Помимо аварийных ситуаций данная система может быть использована при пуске реактора из холодного состояния.

ДАЛЬНЕЙШИЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАБОТЫ

В ходе дальнейшего выполнения работы планируется:

- Разработка трехмерной нейтронно-физической модели активной зоны для расчетов топливной кампании.
- Расчет нуклидного состава топлива и проверка возможности использования в качестве ядерного топлива отработанного U²³⁸ и вовлечения в ядерный топливный цикл реакторного плутония, наработанного за время эксплуатации АЭС с реакторами на тепловых нейтронах типа ВВЭР и РБМК.
- Расчет нейтронно-физических параметров реактора, важных для обеспечения ядерной безопасности, таких как коэффициенты реактивности по различным теплотехническим параметрам, поля распределения энерговыделения и значения максималь-

ной неравномерности энерговыделения в ходе топливной кампании, эффективность отдельных органов СУЗ и эффективность аварийной защиты.

- Разработка полномасштабной модели энергоблока с турбиной и трехмерной нейтронно-физической моделью активной зоны для проведения расчетов переходных режимов и расчетных исследований протекания различных аварийных процессов, с целью подтверждения безопасности предлагаемого реактора.
- Выбор материалов для оболочек твэлов, трубок парогенераторов и воздушных теплообменников.
- Оптимизация расположения теплообменного оборудования для улучшения гидравлических характеристик первого контура, расчетные исследования влияния расположения воздушных теплообменников на протекание режимов с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании вышеперечисленного предлагается концепция атомной станции повышенной безопасности с ядерным реактором на быстрых нейтронах с топливом UO_2 или $(U-Pu)O_2$, охлаждаемым углекислым газом при атмосферном давлении, с применением серийно выпускаемой турбины мощностью 800 МВт электрических на сверхкритических параметрах К-800-240 с возможностью пассивного отвода тепла от активной зоны при потере теплоносителя первого контура.

Список литературы

1. *Труды ИБРАЭ РАН* / Под. общ. ред. чл.-кор. РАН Л.А. Большова. Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. – М.: Наука, 2007. Вып. 13: Авария на АЭС “Фукусима-1”: опыт реагирования и уроки / Науч. ред. Р.В. Арутюнян; ил. – ISBN 978-5-02-038468-2 (в пер.). 2013, 246 с.
2. *Беззубцев В.С.* Уроки аварии на АЭС “Фукусима-Дайичи” и регулирования ядерной и радиационной безопасности.
3. *John P. Clements.* Three Mile Island Unit 2 Case Study Overview // IAEA International Project on Managing the Decommissioning and Remediation of Damaged Nuclear Facilities (DAROD). 31 August – 4 September. 2015.
4. *Емельянов И.Я., Михан В.И., Солонин В.И.* Конструирование ядерных реакторов: Учеб. Пособие для вузов/Под общ. ред. акад. Н.А. Доллежала. – М.: Энергоиздат, 1982, 400 с.
5. *Дорошук В.Е.* Ядерные реакторы на электростанциях. М. Атомиздат. 1977, с. 208.
6. *Чиркин В.С.* Теплофизические свойства материалов ядерной техники. М. Атомиздат. 1968, с. 484.
7. *Адамов Е.О., Драгунов Ю.Г., Орлов В.В.* и др. Машиностроение. Энциклопедия // Ред. совет: К.В. Фролов (пред.) и др. М.: Машиностроение. Машиностроение ядерной техники. Т.IV-25. В 2-х кн. Кн. 1. Под общ. Ред. Е.О. Адамова. 2005, 960 с.
8. *Колпаков Г.Н., Селиванникова О.В.* Конструкции твэлов, каналов и активных зон энергетических реакторов: учебное пособие /Томск: Изд-во Томского Политехнического университета. 2009, 118 с.
9. *Кавун О.Ю., Куно М.Я., Фейман В.Г.* Программа “ТРР” для теплогидравлического расчета сложных теплогидравлических сетей // Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов НЕЙТРОНИКА-97: Сб. трудов семинара МАЭ РФ. – Обнинск. 1998, с. 111-118.
10. *Тепловые и атомные электрические станции: Справочник/ Под общ. ред. В.А. Григорьева, В.М. Зорина* – 2-е изд. перераб. – М.: Энергоатомэнергоиздат: ил. (теплоэнергетика и теплотехника; кн. 3). 1989, 608 с.

Кавун Олег Юрьевич – докт. техн. наук, начальник лаборатории динамических режимов ФБУ “НТЦ ЯРБ”,

Лифшиц Александр Михайлович – Технический директор ООО “НПЦ ПРИОРИТЕТ”,

Семишин Виктор Вадимович – ассистент, кафедра Э7 “Ядерные реакторы и установки” МГТУ им. Н.Э. Баумана.