

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ КОНЦЕПТУАЛЬНОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ, ОХЛАЖДАЕМЫМ УГЛЕКИСЛЫМ ГАЗОМ

В.В. Семишин
О.Ю. Кавун

semishin@bmstu.ru
kavun@bmstu.ru

МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Российская Федерация

Аннотация

Рассмотрены условия охлаждения концептуального ядерного реактора на быстрых нейтронах с углекислым газом при низком давлении в качестве теплоносителя в первом контуре. Особенностью концепции является близкое к атмосферному давлению теплоносителя первого контура и пониженное объемное энерговыделение топлива в активной зоне. Рассматриваемая реакторная установка предложена к исполнению с серийной турбоустановкой К-800-240 для тепловой энергетики на сверхкритических параметрах рабочего тела. Выполнены расчеты геометрических параметров реактора и параметров теплоносителя первого контура, обеспечивающих охлаждение топлива как в номинальном режиме работы, так и при переходных режимах, связанных с потерей электроснабжения собственных нужд и потерей основного теплоносителя с заменой его атмосферным воздухом. Рассмотрены два переходных сценария: отвод остаточных энерговыделений и работа реактора на пониженном уровне мощности, для оценки возможности применения системы аварийного расхолаживания в качестве штатной системы для разогрева реактора до номинальных параметров. С применением программных средств ТРР и «Десна» разработана модель энергоблока с исследуемой реакторной установкой, позволяющая проводить нестационарные расчеты переходных режимов

Ключевые слова

Газоохлаждаемый ядерный реактор, углекислый газ, пассивный отвод теплоты, модель энергоблока, ПС ТРР, теплогидравлическая модель, быстрые нейтроны.

Поступила 08.05.2024

Принята 19.06.2024

© Автор(ы), 2025

Введение. Настоящая работа является продолжением исследования концепции ядерного реактора на быстрых нейтронах с пониженным давлением в первом контуре [1–3]. Основные положения концепции рассматри-

ваемого здесь реактора приведены в [1], там же проанализированы газы (атмосферный воздух, гелий, азот, углекислый газ), которые могут быть использованы в качестве теплоносителя первого контура, и выполнены качественные расчеты с целью выбрать наиболее подходящий газ. На основании проведенного анализа для данного ядерного реактора как теплоноситель первого контура выбран углекислый газ, поскольку его применение позволяет добиться более низкой, по сравнению с другими газами, мощности на прокачку теплоносителя. Несмотря на более благоприятные теплофизические свойства других газов, их применение требует значительного повышения давления в первом контуре. В настоящей работе проведено более детальное исследование параметров реакторной установки с углекислым газом при низком давлении в различных режимах работы энергоблока.

Основания для разработки. Повышение внутренней самозащищенности разрабатываемых и сооружаемых энергоблоков за счет решений, закладываемых на этапе их проектирования, основанных на физических принципах, позволяющих снизить риск или вовсе исключить возможность тяжелых аварий с повреждением топлива и выходом радиоактивности за пределы контура циркуляции теплоносителя, является важным требованием к устойчивому развитию крупномасштабной ядерной энергетики [4]. Для энергоблоков с ядерными реакторами всех типов важной проблемой является отвод остаточных энерговыделений в случае потери электроснабжения собственных нужд, на которое могут накладываться исходные события с возникновением течи из первого контура и потерей теплоносителя.

Кроме требований безопасной эксплуатации реактора, в настоящее время важной является возможность интеграции ядерной энергоустановки в замкнутый ядерный топливный цикл [5, 6]. Рассматриваемый ядерный реактор предполагается к загрузке как свежим урановым топливом, так и топливом на основе отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов ВВЭР-1000. В качестве топлива используется как неразделенная смесь изотопов урана и плутония, обогащенная ураном, регенерированный уран, а также выделенный плутоний реакторного качества, разбавленный отвальным ураном.

Следовательно, проработка концепции рассматриваемого реактора является попыткой сформировать облик и определить жизнеспособность установки с ядерным реактором на быстрых нейтронах с углекислым газом в качестве теплоносителя в первом контуре при давлении, близком к атмосферному. Это позволит исключить возможность повреждения топлива даже в случае разгерметизации первого контура и потери основного

теплоносителя, способного к работе в замкнутом ядерном топливном цикле с вовлечением накопленного урана и плутония из ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах. Пониженное давление в первом контуре является отличительной чертой данной концепции, поскольку все перспективные проекты реакторов на быстрых нейтронах четвертого поколения предполагают высоконапряженные активные зоны и высокое давление в первом контуре [7, 8].

Описание ядерного реактора. Исследуемый ядерный реактор рассматривается в интегральной компоновке в цилиндрическом корпусе из предварительно напряженного железобетона или чугуна. Основное оборудование первого контура, а также парогенераторы, воздушные теплообменники системы пассивного отвода теплоты, газодувки будут расположены в едином корпусе. Общий вид реактора приведен на рис. 1. Поскольку в рассматриваемом реакторе давление предполагается близким к атмосферному, то корпус реактора не будет нести большой нагрузки на растяжение и может быть сделан достаточно большим с сохранением требуемой прочности. Основная задача корпуса — формирование герметичной среды для организации тракта течения теплоносителя, расположение оборудования первого контура и выполнение функций биологической защиты.

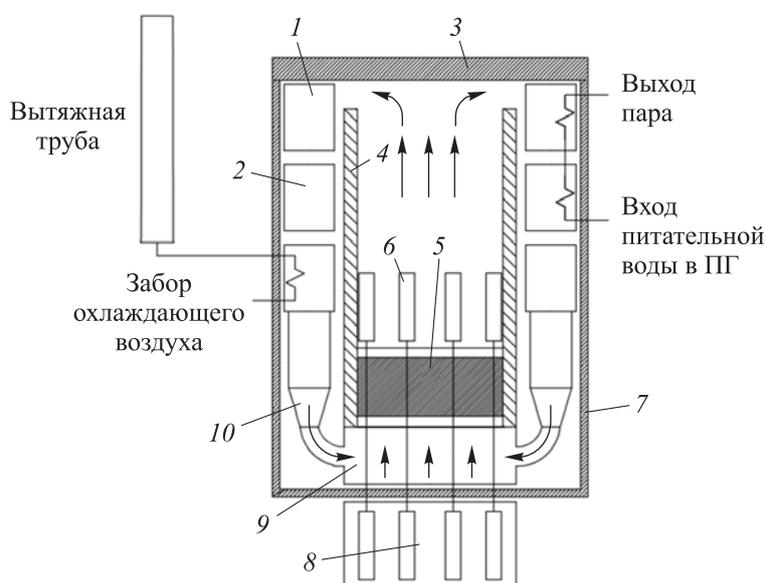


Рис. 1. Общий вид реактора:

- 1 — пароперегреватель; 2 — испаритель; 3 — крышка реактора; 4 — тепловая защита; 5 — активная зона; 6 — органы регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ); 7 — шахта реактора; 8 — приводы ОР СУЗ; 9 — напорная камера; 10 — газодувка

Циркуляция теплоносителя в первом контуре следующая: из газодувок углекислый газ нагнетается в камеру, расположенную под активной зоной, проходит через тепловыделяющие сборки (ТВС) активной зоны снизу вверх, обеспечивая теплосъем, разворачивается на 180° и опускается вниз через модули парогенераторов и воздушных теплообменников системы пассивного отвода теплоты обратно на вход в газодувки. Верхняя часть внутренней полости реактора является сборным коллектором горячего теплоносителя, откуда он раздается на вход в пароперегревательные модули парогенераторов.

Особенностью исследуемой реакторной установки является низкая энергонапряженность активной зоны при быстром спектре нейтронов. В настоящее время все реакторы на быстрых нейтронах как с жидкометаллическим, так и с газовым охлаждением имеют высокую энергонапряженность. Конструкции с возможностью охлаждения газом при давлении теплоносителя, близком к атмосферному, ранее не рассматривались. Значения объемного энерговыделения для различных реакторов на быстрых нейтронах и исследуемого реактора приведены в таблице.

Объемное энерговыделение реакторов

Реактор	Q_v , МВт/м ³	Теплоноситель первого контура
Исследуемый	10	Углекислый газ
БОР-60 [10]	800	Жидкий натрий
БН-350 [10]	500	
БН-600 [10]	550	
Феникс [9]	430	
Супер-Феникс [9]	300	
ALLEGRO [7]	50–100	Гелий
БРЕСТ-300 [11]	185	Жидкий свинец

Высокая удельная энергонапряженность активной зоны в этих реакторах приводит к невозможности отвода остаточных энерговыделений в случае потери основного теплоносителя и его замещения атмосферным воздухом.

Применяемые программные средства. Для расчетной оценки теплогидравлических параметров (температуры топлива и оболочки твэлов, мощности на прокачку теплоносителя первого контура, потерь давления в активной зоне и теплообменном оборудовании) рассматриваемой реак-

торной установки с газовым теплоносителем разработана компьютерная модель энергоблока, включающая в себя теплогидравлическую модель контура циркуляции теплоносителя, нейтронно-физическую модель активной зоны и систему регуляторов для управления реакторной установкой. Теплогидравлическая модель, применяемая при исследованиях, состоит из активной зоны, шести петель циркуляции теплоносителя по первому контуру, парогенераторов и теплообменников системы пассивного отвода теплоты от активной зоны, в которых конечным поглотителем теплоты является атмосферный воздух. Теплогидравлическая модель активной зоны представляет собой набор из 19 параллельных каналов с эквивалентными ТВС активной зоны характеристиками (проходные сечения, поверхности теплообмена). Расчетная схема теплогидравлической модели приведена на рис. 2 [12].

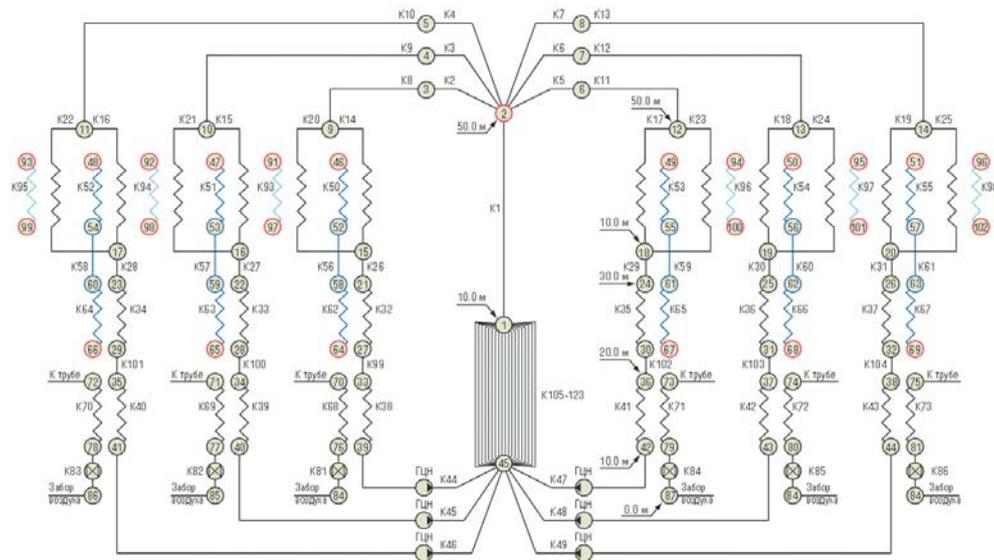


Рис. 2. Расчетная схема теплогидравлической модели (без вытяжной трубы)

Система пассивного отвода теплоты от активной зоны состоит из шести воздушных теплообменников, расположенных после модулей парогенераторов по тракту теплоносителя первого контура, и вытяжной трубы, создающей необходимый расход охлаждающего воздуха. Параметры теплоносителя второго контура выбирались в соответствии с параметрами турбины К-800-240 [13].

Разработанная модель позволяет проводить связанные нейтронно-теплогидравлические расчеты. Теплогидравлические расчеты в модели выполнялись с помощью аттестованного программного средства (ПС)

TPP (Tensor Processing Primitives) [14], разработанного в ООО «НПЦ ПРИОРИТЕТ». В настоящей работе нейтронно-физический расчет проводился в приближении точечной кинетики с помощью ПС «Десна», входящего в состав ПС RAINBOW-TPP [15]. Используемый программный комплекс позволяет выполнять моделирование процессов как в тепловых реакторах [16], так и в реакторах на быстрых нейтронах [17].

Автоматика, визуализация результатов и пульта управления оборудованием реализованы в ПС «МВТУ-3.5» [18]. Автоматика включает в себя регулятор мощности реактора, поддерживающий заданную оператором мощность с помощью ОР СУЗ, а также газодувки с частотно-регулируемым приводом, частота вращения которого определяется исходя из поддержания заданной пользователем средней температуры теплоносителя на выходе из активной зоны. Модель автоматики позволяет управлять граничными условиями по второму контуру для моделирования ситуаций с изменением расхода рабочего тела (например, обесточивание и прекращение подачи в парогенераторы питательной воды), вводить различные отказы в работу оборудования (например, отказ газодувок, неоткрытие шиберов в системе пассивного отвода теплоты и др.). Таким образом, разработанная компьютерная модель энергоблока позволяет выполнять связанные динамические нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты реакторной установки с учетом работы или отказов различных систем.

Основные теплогидравлические характеристики. Активная зона рассматриваемого реактора набирается из шестигранных ТВС, расположенных по треугольной решетке. Тепловыделяющие сборки представляет собой пучок цилиндрических твэлов, расположенных по треугольной решетке. В качестве материала топливной композиции рассматривается диоксид урана. В качестве материалов для оболочек тепловыделяющих элементов могут рассматриваться аустенитные коррозионно-стойкие стали, способные в течение длительного времени выдерживать высокие температуры. Применение жаропрочных сталей (например, ЧС-68хд, ЧС-139 и др.) требует не превышения максимальной температуры 650 °С оболочек твэлов. С учетом параметров теплоносителя второго контура требуемая средняя температура теплоносителя первого контура на выходе из активной зоны должна составлять не менее 600 °С для создания необходимого температурного напора. Следовательно, максимальная температура оболочек будет составлять ~ 800 °С. Снижение температуры теплоносителя первого контура менее 600 °С приведет к необходимости значительного увеличения поверхности теплообмена в парогенераторах.

В качестве материала оболочки твэла подходит хром-никелевая сталь, применяемая в усовершенствованных газоохлаждаемых ядерных реакторах на тепловых нейтронах типа AGR. Эта сталь может работать длительное время в атмосфере из углекислого газа при температурах до 825 °С [19]. Состав стали 20/25/Nb [19] % (мас.): 20,12 Cr; 24,75 Ni; 0,70 Nb; 0,62 Mn; 0,57 Si; 0,049 C; 0,016 N.

Расчеты для разных средних температур углекислого газа на выходе из активной зоны показали, что для достижения требуемой максимальной температуры оболочек твэлов (не более 825 °С) необходима температура теплоносителя на выходе из активной зоны 600 °С, при этом объемное энерговыделение топлива в активной зоне выбрано равным 10 МВт/м³. Дальнейшее уменьшение объемного энерговыделения представляется нецелесообразным, поскольку приведет к значительному увеличению геометрических размеров активной зоны.

Парогенератор конструктивно представляет собой три теплообменных модуля, каждый высотой 15 м. В первом подогревается питательная вода до состояния насыщения, во втором происходит испарение и перегрев пара, в третьем — промежуточный перегрев пара в цилиндрах высокого давления (ЦВД) турбины. Модули парогенератора представляют собой прямотрубные противоточные теплообменники. В качестве материала для теплопередающей поверхности в парогенераторе выбрана коррозионно- и жаростойкая сталь 05ХН46МВБЧ (ДИ65). Модули парогенераторов расположены в кольцевом зазоре между внутренней поверхностью корпуса реактора и активной зоной.

В силу низкой плотности и малого значения коэффициента теплоотдачи газовых теплоносителей для отвода теплоты от активной зоны и поддержания требуемой температуры на выходе из активной зоны необходимо прокачивать большие объемы газа, что ведет к повышенным затратам мощности на прокачку по сравнению с водяными или жидкометаллическими теплоносителями. Геометрические параметры активной зоны и теплообменного оборудования рассматриваемой установки выбирали исходя из требования не превышения значения мощности на прокачку теплоносителя первого контура в номинальном режиме работы, равного 50 МВт (что соответствует мощности на прокачку воздуха и дымовых газов на тепловой электростанции с турбиной К-800-240). Для выбранной средней температуры теплоносителя на выходе из активной зоны (600 °С) определены геометрические параметры активной зоны и теплообменного оборудования, позволяющие добиться требуемой мощности на прокачку. Значения

параметров реакторной установки в номинальном режиме работы и геометрические параметры активной зоны приведены ниже.

**Основные параметры реакторной установки
в номинальном режиме работы**

Мощность реактора, МВт:	
тепловая	1896
электрическая	800
Давление в первом контуре, атм	2
Температура углекислого газа активной зоны, °С:	
на входе	400
на выходе	600
Расход углекислого газа, кг/с	8730
Мощность на прокачку углекислого газа, МВт	46

**Основные геометрические параметры активной зоны
и теплообменного оборудования**

Число, шт.:	
ТВС	721
ТВЭЛОВ в ТВС	612
Шаг расположения, мм:	
ТВС в активной зоне	735
ТВЭЛОВ в ТВС	30
Высота активной зоны, м	4
Эквивалентный диаметр активной зоны, м	20
Площадь поверхности теплообмена, м ²	74 114
Проходное сечение, м ²	275
Поверхность теплообмена модуля, м ² :	
испарителя (по газу)	22 040
основного пароперегрева (по газу)	17 140
промежуточного пароперегрева (по газу)	9790
Средний коэффициент теплоотдачи в парогенераторе, Вт/(м ² · К)	102

При расчетах принимались консервативные гидравлические сопротивления ТВС и модулей парогенератора, поэтому размеры реакторной установки являются несколько завышенными для рассматриваемых параметров. В частности, максимальная температура оболочки ТВЭЛА рассматривалась в ТВС с мощностью 1,4 мощности средней кассеты. Профилирование активной зоны топливом различного состава или обогащением может снизить неравномерность поля энерговыделения и обеспечить более равномерный теплосъем.

Давление в первом контуре принималось равным 2 атм. Возможно организовать теплосъем на номинальных параметрах при мощности на прокачку углекислого газа 50 МВт и при атмосферном давлении в первом контуре, однако это приведет к значительному увеличению размеров корпуса реактора и теплообменного оборудования при выбранном типе твэлов и конструкции теплообменной поверхности парогенераторов. В дальнейшем при анализе возможной конструкции корпуса реактора давление может быть увеличено и, соответственно, значительно снижены требуемые мощности на прокачку теплоносителя. Главным фактором, определяющим жизнеспособность рассматриваемой реакторной установки, остается возможность расхолаживания установки воздухом при атмосферном давлении при разгерметизации корпуса.

Расчет переходных режимов с естественной циркуляцией теплоносителя и пассивным отводом теплоты. Основным требованием с позиции обеспечения безопасности рассматриваемой реакторной установки и исключения возможности повреждения топлива является возможность пассивного отвода теплоты из активной зоны воздухом при атмосферном давлении в режиме естественной циркуляции в случае аварии с потерей электроснабжения собственных нужд и разгерметизацией первого контура. При расчетах рассматривался теплоотвод как с углекислым газом в первом контуре, так и с воздухом при атмосферном давлении в качестве теплоносителя (рассматривалась гипотетическая консервативная ситуация с полной потерей углекислого газа и замещением его атмосферным воздухом). Для газоохлаждаемых энергетических реакторов других типов, например типа AGR, в случае разгерметизации контура необходима работа газодувки хотя бы одной из петель циркуляции теплоносителя для надежного охлаждения топлива [20, 21]. Для реактора ALLEGRO с большой энергонапряженностью активной зоны (100 МВт/м^3) теплоотвод в случае потери электроснабжения в режиме естественной циркуляции возможен при сохранении герметичности контура [22]. Однако аварии с потерей теплоносителя и потерей электроснабжения собственных нужд могут привести к значительному росту температур оболочек [23].

Система пассивного отвода теплоты предназначена для отвода остаточных тепловыделений от активной зоны к конечному поглотителю при отсутствии возможности выполнения этой функции системами нормальной эксплуатации в аварийных режимах, связанных с потерей системного электроснабжения или прекращением подачи питательной воды во все парогенераторы. Кроме охлаждения в аварийных ситуациях, система пассивного

отвода теплоты может быть использована при отводе остаточных энерговыделений от остановленного реактора на этапе расхолаживания или в качестве конечного поглотителя теплоты при разогреве контура и пуске реактора из холодного состояния без ввода в действие систем второго контура. В настоящей работе система пассивного отвода теплоты представлена набором противоточных теплообменников, по одному на петлю. Поверхность теплообмена каждого теплообменника равна 4000 м^2 .

При расчетах режимов с пассивным отводом теплоты рассматривалась гипотетическая ситуация с разгерметизацией первого контура, потерей углекислого газа и замещением его атмосферным воздухом. Это является консервативным приближением и позволяет с запасом оценить возможность работы установки в таком режиме. Состояние установки при проведении данных расчетов следующее.

Моделирование режимов с пассивным отводом теплоты проводилось как при постоянной мощности активной зоны, т. е. не учитывалось ее снижение после срабатывания аварийной защиты, так и с моделированием спада мощности остаточных энерговыделений. В случае постоянной мощности ее значение принималось равным 7 % номинальной, как значение мощности сразу после срабатывания аварийной защиты. Необходимость проведения двух серий расчетов вызвана желанием оценить возможность отвода теплоты от активной зоны системой пассивного отвода теплоты при разогреве реактора и его пуске до минимально контролируемого уровня мощности.

Модули парогенератора отсечены по питательной воде. Теплоотвод от теплоносителя первого контура осуществляется только в воздушных теплообменниках системы пассивного отвода теплоты.

Питание главных циркуляционных насосов (ГЦН) отключено, теплоноситель первого контура находится в режиме естественной циркуляции, которая развивается после выбега ГЦН за счет разности давлений в тяговом участке над активной зоной и в циркуляционных петлях.

В качестве примера на рис. 3 приведены результаты расчета перехода реактора на отвод теплоты с помощью воздушного теплообменника при аварии, связанной с потерей электроснабжения энергоблока. В начале расчета реакторная установка работает на номинальных параметрах. В момент времени $t = 5 \text{ с}$ происходит отключение ГЦН первого контура, вследствие чего начинается их механический выбег. После отключения питания ГЦН прекращается подача питательной воды в парогенераторы, СУЗ реактора переводит его на пониженный уровень мощности, открываются

шиберы на входе воздуха в теплообменники аварийного расхолаживания, которые при нормальной эксплуатации удерживаются в закрытом состоянии. Таким образом, перевод установки на пассивный отвод теплоты не требует срабатывания активных систем безопасности, так как ОР СУЗ представляет собой перемещающуюся кассету с активной частью и вытеснителем. В случае потери электроснабжения такая составная кассета падает вниз, топливо уходит в пространство под реактором и его место в активной зоне занимает вытеснитель, что обеспечивает надежное глушение реактора и удержание его в подкритическом состоянии.

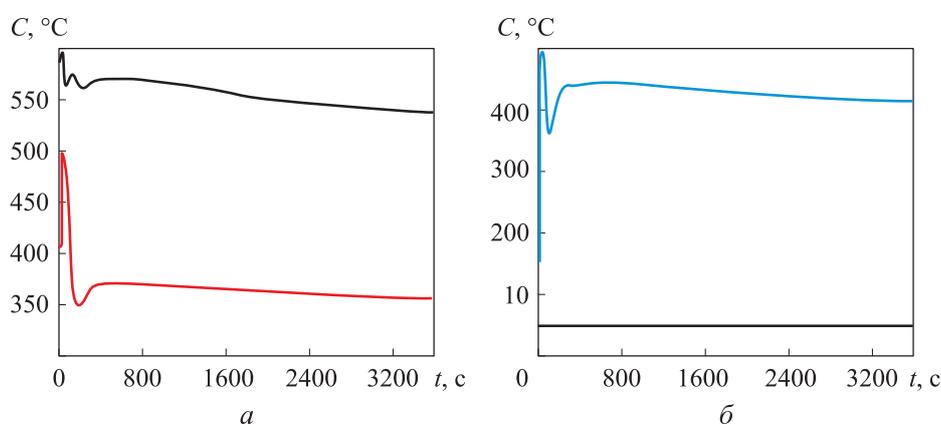


Рис. 3. Изменения температуры углекислого газа на входе (—) в активную зону и выходе (—) из нее (а) и воздуха на входе (—) в воздушный теплообменник и выходе (—) из него (б) (реактор на 7 % мощности)

Как следует из рис. 3, а, в таком режиме после ввода в работу системы пассивного отвода теплоты не происходит роста температуры теплоносителя первого контура в течение длительного времени, несмотря на большое значение мощности активной зоны. Кроме того, происходит дальнейшее расхолаживание реактора. Были выполнены расчеты указанного ранее переходного режима с воздухом при атмосферном давлении в первом контуре, результаты приведены на рис. 4.

Расчеты показали, что в отвод мощности в 7 % номинальной при потере электроснабжения собственных нужд и разгерметизации контура ведет к значительному повышению температуры теплоносителя первого контура, поэтому проведены расчеты данного переходного режима с постулированием срабатывания аварийной защиты и заглушением реактора (рис. 5) с последующим спадом мощности остаточных энерговыделений.

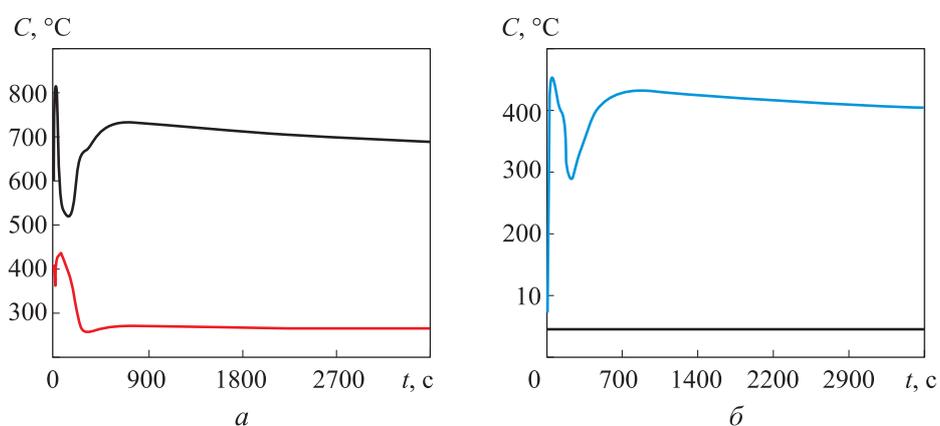


Рис. 4. Изменения температуры воздуха на входе (—) в активную зону и выходе (—) из нее (а) и на входе (—) в воздушный теплообменник и выходе (—) из него (б) (реактор на 7 % мощности)

В таком случае система пассивного отвода теплоты позволяет надежно охлаждать активную зону даже при разгерметизации первого контура и полной замене теплоносителя атмосферным воздухом.

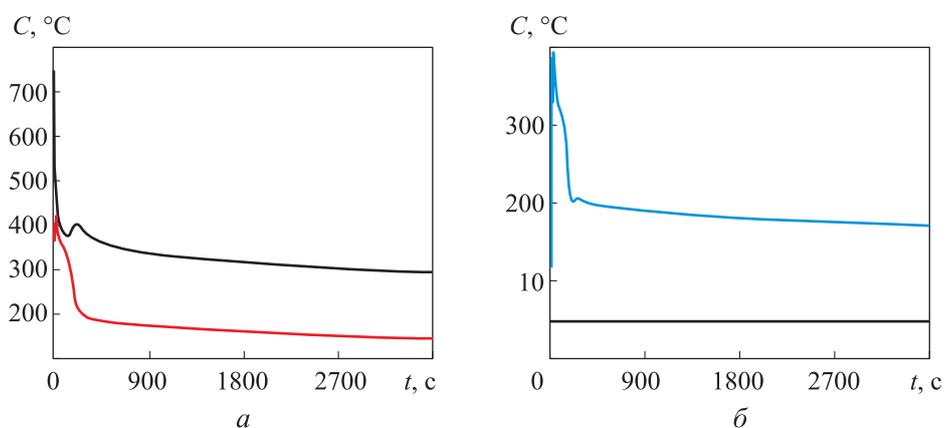


Рис. 5. Изменения температуры воздуха на входе (—) в активную зону и выходе (—) из нее (а) и на входе (—) в воздушный теплообменник и выходе (—) из него (б) (реактор заглушен)

Расчеты рассмотренных режимов выполнены в целях предварительной оценки возможности предотвращения выхода активности за пределы реактора в аварийных режимах с пассивным отводом теплоты и разгерметизацией контура. В качестве критерия для оценки выбрана температура плавления оболочек. Наиболее консервативным с точки зрения отвода теплоты от активной зоны является ситуация с реактором на 7 % мощности

при разгерметизации контура и замене углекислого газа воздухом (см. рис. 4). Даже в этом режиме максимальная температура оболочек твэлов составляет 1036 °С (при температуре плавления этого сплава 1390 °С). При сохранении углекислого газа как теплоносителя и срабатывании аварийной защиты температура оболочек будет ниже указанной. Вопросы сохранения работоспособности топлива в данном аварийном режиме не рассматривались.

Проведенные расчеты показали, что возможен отвод остаточных энерговыделений от активной зоны в режиме естественной циркуляции как основным теплоносителем первого контура — углекислым газом, так и атмосферным воздухом при разгерметизации контура и потере основного теплоносителя. Рассмотренные переходные процессы являются консервативными с точки зрения обеспечения необходимого теплоотвода от активной зоны. Большая отводимая мощность позволяет говорить о возможности применения системы пассивного отвода теплоты от активной зоны в качестве штатной системы для разогрева реактора при его пуске до номинальных параметров на малой мощности, а также системы штатного расхолаживания.

Заключение. Приведены теплогидравлические характеристики реакторной установки с реактором на быстрых нейтронах, охлаждаемого углекислым газом. Выполненные расчеты позволили определить компоновку, позволяющую снизить 2 атм давление в первом контуре, а также добиться приемлемых значений мощности на прокачку теплоносителя первого контура. Исследована возможность отвода теплоты от активной зоны атмосферным воздухом в режиме естественной циркуляции теплоносителя первого контура при авариях, связанных с разгерметизацией контура и потерей углекислого газа.

Показана возможность создания АЭС с реактором на быстрых нейтронах, охлаждаемым углекислым газом при давлении, близком к атмосферному, и турбоустановкой турбины К-800-240, применяемой в тепловой энергетике. Показана жизнеспособность рассматриваемой концепции ядерного реактора повышенной безопасности. Использование реактора на быстрых нейтронах позволяет эффективно вовлекать в топливный цикл наработанный на реакторах на тепловых нейтронах плутоний и решить проблему переноса углерода, возникающего в результате реакции теплоносителя с графитовым замедлителем в реакторах типа АGR. Возможность применения рассматриваемого ядерного реактора в режимах с маневрированием мощности является целью дальнейших исследований.

В дальнейшем предполагается разработка усовершенствованной компьютерной модели энергоблока с трехмерной нейтронно-физической моделью активной зоны и полноценной моделью турбоустановки, которая позволит анализировать поведение реакторной установки в различных динамических режимах с учетом работы турбоустановки.

ЛИТЕРАТУРА

- [1] Кавун О.Ю., Лифшиц А.М., Семишин В.В. Концепция газоохлаждаемого внутренне безопасного ядерного реактора на быстрых нейтронах. *Автоматизация и ИТ в энергетике*, 2021, № 4, с. 12–23. EDN: JIVXLO
- [2] Золотарев А.В., Коробкова П.А., Семишин В.В. Разработка основных конструкторских решений для газоохлаждаемого ядерного реактора на быстрых нейтронах. *Студенческая научная весна. Сб. тез. докл. Всерос. студ. конф.* М., Научная библиотека, 2022, с. 53–54. EDN: LDGAOQ
- [3] Калинин Т.В., Семишин В.В. Исследование нейтронно-физических характеристик и состава топлива газоохлаждаемого реактора на быстрых нейтронах. *Студенческая научная весна. Сб. тез. докл. Всерос. студ. конф.* М., Научная библиотека, 2022, с. 55–56. EDN: CMVJON
- [4] Багдасаров Ю.Е., Поплавский В.М., Матвеев В.И. и др. Естественная безопасность перспективной ядерной технологии на основе БН-800. *Атомная энергия*, 2001, т. 90, № 6, с. 438–444.
- [5] Пономарев-Степной Н.Н. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР. *Атомная энергия*, 2016, т. 120, № 4, с. 183–191.
- [6] Муравьев Е.В. Актуальность замыкания ядерного топливного цикла. *Атомная энергия*, 2011, т. 111, № 6, с. 334–342.
- [7] Darilek P., Zajac R. ALLEGRO — introduction to GFR. *Proc. Twenty-First Symposium of Atomic Energy Research on WWER Physics and Reactor Safety*. Budapest, IAEA–Kiadja and KFKI Atomenergia Kutatointezet, 2011, pp. 1–10.
- [8] Hatala B. Gas cooled fast reactor. *13th GIF-IAEA Interface Meeting Presentations*. Vienna, IAEA, 2019.
- [9] Phenix and Super-Phenix reactors. In: *Liquid metal cooled reactors: experience in design and operation*. Vienna, IAEA, 2007, pp. 57–101.
- [10] Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы. М., Энергоатомиздат, 1990.
- [11] Глазов А.Г., Леонов В.Н., Орлов В.В. и др. Реактор БРЕСТ и пристанционный ядерный топливный цикл. *Атомная энергия*, 2011, т. 103, № 1, с. 15–21.
- [12] Семишин В.В., Кавун О.Ю. Расчетное исследование теплогидравлических характеристик ядерного реактора на быстрых нейтронах, охлаждаемого CO₂. *Теплофизика – 2022. Сб. тез. докл. науч.-техн. конф.* Обнинск, ГНЦ РФ–ФЭИ, 2022.

- [13] Волчков В.И., Вольфовский С.А., Ковалев И.А. и др. Паровые турбины сверхкритических параметров ЛМЗ. М., Энергоатомиздат, 1991.
- [14] 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-98. Сб. тр. семинара МАЭ РФ.* Обнинск, ФЭИ, 1998, с. 111–118.
- [15] Кавун О.Ю. Методика моделирования динамики энергоблока АЭС, реализованная в программном комплексе «РАДУГА-ЭУ». *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов*, 1999, № 2, с. 17–39.
- [16] Кавун О.Ю., Поликарпова А.М., Пипченко Г.Р. Разработка моделей для экспресс-оценки состояния критических функций безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР. *Ядерная и радиационная безопасность*, 2018, № 1, с. 10–19.
EDN: ХТХЗНУ
- [17] Семишин В.В., Кавун В.О., Кавун О.Ю. и др. Разработка модели для экспресс-оценки состояния энергоблока АЭС с реакторной установкой типа БН-800. *Инновации в атомной энергетике. Тр. VI Рос. науч.-техн. конф. молодых специалистов.* М., Изд-во АО «НИКИЭТ», 2019, с. 553–562.
- [18] Карташов Б.А., Козлов О.С., Винников И.К. и др. Моделирование технических систем в среде ПК «МВТУ». *Вестник ДГТУ*, 2009, т. 9, № 4, с. 643–647.
- [19] Anwyl C., Voxall C., Wilbraham R., et al. Corrosion of AGR fuel pin steel under conditions relevant to permanent disposal. *Procedia Chem.*, 2016, vol. 21, pp. 247–254.
DOI: <https://doi.org/10.1016/j.proche.2016.10.035>
- [20] Pexton A.F. MAGNOX reactors and advanced gas-cooled reactors. *Technical Committee Meeting on Gas-Cooled Reactors and Their Applications*, 1986, pp. 11–28.
- [21] Nonbol E. Description of the advanced gas cooled type of reactor (AGR). Roskilde, Riso National Laboratory, 1996.
- [22] Bebjak S., Kvizda B. Gas-cooled fast reactor — ALLEGRO decay heat removal studies. *Proc. 23 Inter. Conf. on Applied Physics of Condensed Matter.* Bratislava, University of Technology, 2017, pp. 29–33
- [23] Cheng L.Y., Wei T.-Y.-C. Decay heat removal in GEN IV gas-cooled fast reactors. *Sc. Technol. Nucl. Install.*, 2009, vol. 2009, pp. 99–111.
DOI: <https://doi.org/10.1155/2009/797461>

Семишин Виктор Вадимович — старший преподаватель кафедры «Ядерные реакторы и установки» МГТУ им. Н.Э. Баумана (Российская Федерация, 105005, Москва, 2-я Бауманская ул., д. 5, стр. 1).

Кавун Олег Юрьевич — д-р техн. наук, профессор кафедры «Ядерные реакторы и установки» МГТУ им. Н.Э. Баумана (Российская Федерация, 105005, Москва, 2-я Бауманская ул., д. 5, стр. 1).

Просьба ссылаться на эту статью следующим образом:

Семишин В.В., Кавун О.Ю. Теплогидравлические характеристики концептуальной реакторной установки с ядерным реактором на быстрых нейтронах, охлаждаемым углекислым газом. *Вестник МГТУ им. Н.Э. Баумана. Сер. Машиностроение*, 2025, № 2 (153), с. 118–135. EDN: PPDHGZ

**THERMAL-HYDRAULIC CHARACTERISTICS
OF A CONCEPTUAL REACTOR PLANT WITH A FAST-NEUTRON
NUCLEAR REACTOR COOLED BY THE CARBON DIOXIDE**

V.V. Semishin
O.Yu. Kavun

semishin@bmstu.ru
kavun@bmstu.ru

BMSTU, Moscow, Russian Federation

Abstract

The paper considers cooling conditions of a conceptual fast-neutron nuclear reactor that is using carbon dioxide as the coolant at low pressure in the primary circuit. The concept peculiarity lies in the close-to-atmospheric pressure of the primary circuit coolant and the reduced fuel volumetric energy release in the active zone. The reactor plant under consideration is proposed for implementation with a serial turboplant for thermal power engineering with the supercritical parameters of the K-800-240 working fluid. Reactor geometric parameters and the primary circuit coolant parameters are computed. They are ensuring fuel cooling both in the nominal operating mode and in the transient modes associated with the loss of power supply for the own needs and the loss of the main coolant with its replacement for the atmospheric air. The paper considers two transient scenarios, including removal of the residual energy releases and the reactor operation at the reduced power level, to assess a possibility of using the emergency cooldown system as the standard system in heating the reactor to the nominal parameters. Using the TPP and Desna software, a power unit model with installation of the reactor under study is developed making it possible to compute the non-stationary transient modes

Keywords

Gas-cooled nuclear reactor, carbon dioxide, passive heat removal, power plant model, TPP software, thermal-hydraulic model, fast neutrons

Received 08.05.2024

Accepted 19.06.2024

© Author(s), 2025

REFERENCES

- [1] Kavun O.Yu., Lifshits A.M., Semishin V.V. Concept gas-cooled internal safe nuclear reactor on fast neutrons. *Avtomatizatsiya i IT v energetike*, 2021, no. 4, pp. 12–23 (in Russ.). EDN: JIVXLO
- [2] Zolotarev A.V., Korobkova P.A., Semishin V.V. [Development of basic design solutions for gas-cooled fast neutron nuclear reactor]. *Studencheskaya nauchnaya vesna. Sb. tez. dokl. Vseros. stud. konf.* [Student's Spring. Abs. Russ. Student Conf.] Moscow, Nauchnaya biblioteka Publ., 2022, pp. 53–54 (in Russ.). EDN: LDGAOQ
- [3] Kalincheva T.V., Semishin V.V. [Investigation of neutron-physical characteristics and fuel composition of gas-cooled fast reactor]. *Studencheskaya nauchnaya vesna. Sb. tez. dokl. Vseros. stud. konf.* [Student's Spring. Abs. Russ. Student Conf.] Moscow, Nauchnaya biblioteka Publ., 2022, pp. 55–56 (in Russ.). EDN: CMVJON
- [4] Bagdasarov Yu.E., Poplavskiy V.M., Matveev V.I., et al. Natural safety of advanced nuclear technology based on BN-800. *Atomnaya energiya*, 2001, vol. 90, no. 6, pp. 438–444 (in Russ.).
- [5] Ponomarev-Stepnoy N.N. Two-component nuclear power system with a closed nuclear fuel cycle on the basis of BN and VVER. *Atomnaya energiya*, 2016, vol. 120, no. 4, pp. 183–191 (in Russ.).
- [6] Muravyev E.V. Relevance of closed nuclear fuel cycle. *Atomnaya energiya*, 2011, vol. 111, no. 6, pp. 334–342 (in Russ.).
- [7] Darilek P., Zajac R. ALLEGRO — introduction to GFR. Proc. *Twenty-First Symposium of Atomic Energy Research on WWER Physics and Reactor Safety*. Budapest, IAEA–Kiadja and KFKI Atomenergia Kutatointezet, 2011, pp. 1–10.
- [8] Hatala B. Gas cooled fast reactor. *13th GIF-IAEA Interface Meeting Presentations*. Vienna, IAEA, 2019.
- [9] Phenix and Super-Phenix reactors. In: *Liquid metal cooled reactors: experience in design and operation*. Vienna, IAEA, 2007, pp. 57–101
- [10] Dementyev B.A. *Yadernye energeticheskie reaktory* [Nuclear power reactors]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1990.
- [11] Glazov A.G., Leonov V.N., Orlov V.V., et al. BREST reactor and the stationary nuclear fuel cycle. *Atomnaya energiya*, 2011, vol. 103, no. 1, pp. 15–21 (in Russ.).
- [12] Semishin V.V., Kavun O.Yu. [Calculation Study of Thermal Hydraulic Characteristics of the Fast Neutron Nuclear Reactor Cooled by CO₂]. *Teplofizika – 2022. Sb. tez. dokl. nauch.-tekh. konf.* [Thermophysics-2022. Abs. Sc.-Tech. Conf.]. Obninsk, GNTs RF–FEI Publ., 2022.
- [13] Volchkov V.I., Volfovskiy S.A., Kovalev I.A., et al. *Parovye turbiny sverkhkriticheskikh parametrov LMZ* [Steam Turbines of Supercritical Parameters of LMZ]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1991.
- [14] Kavun O.Yu., Kuno M.Ya., Feyman V.G. [TPP software for thermal-hydraulic calculation of complex thermal-hydraulic networks]. *Algoritmy i programmy dlya neytronno-*

fizicheskikh raschetov yadernykh reaktorov. Neytronika–98. Sb. tr. seminara MAE RF [Algorithms and Programs for Neutron-Physical Calculations of Nuclear Reactors. Neutronics–98. Proc. Seminar MAE RF]. Obninsk, FEI Publ., 1998, pp. 111–118 (in Russ.).

[15] Kavun O.Yu. Methodology of NPP power unit dynamics modeling implemented in the software complex “RADUGA-EU”. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Ser. Fizika yadernykh reaktorov*, 1999, no. 2, pp. 17–39 (in Russ.).

[16] Kavun O.Yu., Polikarpova A.M., Pipchenko G.R. Development of models for the rapid assessment of critical safety functions status of NPP with VVER-type reactors. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost* [Nuclear and Radiation Safety Journal], 2018, no. 1, pp. 10–19 (in Russ.). EDN: XTXZHV

[17] Semishin V.V., Kavun V.O., Kavun O.Yu., et al. [Development of a model for express assessment of NPP power unit condition with BN-800 type reactor unit]. *Innovatsii v atomnoy energetike. Tr. VI Ros. nauch.-tekhn. konf. molodykh spetsialistov* [Innovations in Nuclear Power Engineering. Proc. VI Ros. Sc.-Tech. Conf. of Young Specialists]. Moscow, AO “NIKIET” Publ., 2019, pp. 553–562 (in Russ.).

[18] Kartashov B.A., Kozlov O.S., Vinnikov I.K., et al. Modeling of technical system in the environment of program complex “MVTU”. *Vestnik DGTU* [Vestnik of Don State Technical University], 2009, vol. 9, no. 4, pp. 643–647 (in Russ.).

[19] Anwyl S., Boxall S., Wilbraham R., et al. Corrosion of AGR fuel pin steel under conditions relevant to permanent disposal. *Procedia Chem.*, 2016, vol. 21, pp. 247–254. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.proche.2016.10.035>

[20] Pexon A.F. MAGNOX reactors and advanced gas-cooled reactors. *Technical Committee Meeting on Gas-Cooled Reactors and Their Applications*, 1986, pp. 11–28.

[21] Nonbol E. Description of the advanced gas cooled type of reactor (AGR). Roskilde, Riso National Laboratory, 1996.

[22] Bebjak S., Kvizda B. Gas-cooled fast reactor — ALLEGRO decay heat removal studies. *Proc. 23 Inter. Conf. on Applied Physics of Condensed Matter*. Bratislava, University of Technology, 2017, pp. 29–33.

[23] Cheng L.Y., Wei T.-Y.-C. Decay heat removal in GEN IV gas-cooled fast reactors. *Sc. Technol. Nucl. Install.*, 2009, vol. 2009, pp. 99–111. DOI: <https://doi.org/10.1155/2009/797461>

Semishin V.V. — Senior Lecturer, Department of Nuclear Reactors and Devices, BMSTU (2-ya Baumanskaya ul. 5, str. 1, Moscow, 105005 Russian Federation).

Kavun O.Yu. — Dr. Sc. (Eng.), Professor, Department of Nuclear Reactors and Devices, BMSTU (2-ya Baumanskaya ul. 5, str. 1, Moscow, 105005 Russian Federation).

Please cite this article in English as:

Semishin V.V., Kavun O.Yu. Thermal-hydraulic characteristics of a conceptual reactor plant with a fast-neutron nuclear reactor cooled by the carbon dioxide. *Herald of the Bauman Moscow State Technical University, Series Mechanical Engineering*, 2025, no. 2 (153), pp. 118–135 (in Russ.). EDN: PPDHGZ