

УДК 621.038.538

DOI: 10.46960/1816-210X_2021_3_49

РАЗРАБОТКА РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ТИПА БН С СИСТЕМОЙ РАСХОЛАЖИВАНИЯ ЧЕРЕЗ МЕЖПАКЕТНОЕ ПРОСТРАНСТВО ТВС

А.М. Анфимов

ORCID: 0000-0003-3030-9247 e-mail: anfimov@okbm.nnov.ru

Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова

Нижний Новгород, Россия

И.Н. Кирилов

ORCID: 0000-0002-2946-7216 e-mail: anfimov@okbm.nnov.ru

Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова

Нижний Новгород, Россия

Д.В. Кузнецов

ORCID: 0000-0002-3738-7902 e-mail: anfimov@okbm.nnov.ru

Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова

Нижний Новгород, Россия

С.А. Рогожкин

ORCID: 0000-0001-5732-7934 e-mail: rogozhkin@okbm.nnov.ru

Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова

Нижний Новгород, Россия

Объектом исследования является система аварийного расхолаживания (САРХ) через межпакетное пространство (МПП) тепловыделяющих сборок (ТВС) активной зоны (а.з.) реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН). С целью обоснования эффективности отвода тепла от реактора САРХ через МПП проведены расчетные исследования с использованием аттестованного кода нового поколения СОКРАТ-БН. Создана нодализационная схема реактора БН с системой расхолаживания через МПП ТВС, позволяющая детально моделировать температурное состояние ТВС а.з. и их МПП. Разработка данной расчетной модели осуществлялась с учетом опыта верификации аттестованных на экспериментальных данных БН-600 и БН-800 кодов СОКРАТ-БН и HYDRA-IBRAE/LM1. С использованием разработанной нодализационной схемы выполнены расчеты двух режимов работы САРХ: режима готовности к расхолаживанию и режима расхолаживания. Определены температуры, расходы и направления течения натриевого теплоносителя в реакторе, а также температуры основных элементов реактора.

Анализ результатов расчетов показал, что в режиме расхолаживания циркуляция натрия в МПП ТВС вносит значительный вклад (~ 50 %) в теплоотвод от тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) а.з. реактора. Данный вывод свидетельствует о высокой теплоотводящей способности МПП ТВС, что позволяет рассматривать данный вариант конструкции САРХ в качестве альтернативного для разрабатываемого перспективного реактора БН.

Ключевые слова: активная зона, реактор с жидкометаллическим теплоносителем, система безопасности, нодализационная схема, расчетная модель, система аварийного расхолаживания, межпакетное пространство, СОКРАТ-БН.

ДЛЯ ЦИТИРОВАНИЯ: Анфимов, А.М. Разработка расчетной модели реактора типа БН с системой расхолаживания через межпакетное пространство ТВС / А.М. Анфимов, И.Н. Кирилов, Д.В. Кузнецов, С.А. Рогожкин // Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева. 2021. № 3. С. 49-56. DOI: 10.46960/1816-210X_2021_3_49

THE DEVELOPMENT OF THE COMPUTATIONAL MODEL OF A FAST-NEUTRON REACTOR WITH A SYSTEM FOR HEAT REMOVAL THROUGH THE FUEL ASSEMBLY INTERWRAPPER SPACE

A.M. Anfimov

ORCID: **0000-0003-3030-9247** e-mail: **anfimov@okbm.nnov.ru**

Federal State Unitary Enterprise I.I. Afrikantov OKB Mechanical Engineering
Nizhny Novgorod, Russia

I.N. Kirilov

ORCID: **0000-0002-2946-7216** e-mail: **anfimov@okbm.nnov.ru**

Federal State Unitary Enterprise I.I. Afrikantov OKB Mechanical Engineering
Nizhny Novgorod, Russia

D.V. Kuznetsov

ORCID: **0000-0002-3738-7902** e-mail: **anfimov@okbm.nnov.ru**

Federal State Unitary Enterprise I.I. Afrikantov OKB Mechanical Engineering
Nizhny Novgorod, Russia

S.A. Rogozhkin

ORCID: **0000-0001-5732-7934** e-mail: **rogozhkin@okbm.nnov.ru**

Federal State Unitary Enterprise I.I. Afrikantov OKB Mechanical Engineering
Nizhny Novgorod, Russia

Abstract. The object of investigation is the emergency cooldown system (ECDS) functioning through the interwrapper space (IWS) of fuel assemblies (FA) in the active zone (a.z.) of a fast-neutron (FN) reactor with a sodium coolant. To substantiate the effectiveness of heat removal from the reactor with the ECDS through the IWS, analytical studies were performed using a validated new-generation SOKRAT-BN code. A nodalization scheme was developed for a fast-neutron reactor with a heat removal system through the IWS of the FA. It enables to simulate in detail the heat condition of the active zone FA and their IWS. This computational model was developed based on the experience of verifying certified codes SOKRAT-BN and HYDRA-IBRAE/LM1 with the use of experimental data obtained on BN-600 and BN-800. The developed nodalization scheme was used for analyzing two ECDS operating conditions: the cooldown readiness condition and the cooldown condition. The temperatures, flow rates and flow directions of the sodium coolant in the reactor, as well as the temperatures of key reactor components were found.

Analysis of computational results demonstrated that in the cooldown condition sodium circulation in the IWS of the FA contributes substantially (appr. 50%) to heat removal from the fuel assemblies of the reactor active zone. This finding is indicative of the high heat removal capacity of the FA IWS, enabling to consider this ECDS design variant as an alternative one for the advanced FNR being designed.

Key words: active zone, reactor with a liquid metal coolant, safety system, nodalization scheme, computational model, emergency cooldown system, interwrapper space, SOKRAT-BN.

FOR CITATION: A.M. Anfimov, I.N. Kirilov, D.V. Kuznetsov, S.A. Rogozhkin. The development of the computational model of a fast-neutron reactor with a system for heat removal through the fuel assembly interwrapper space. Transactions of NNSTU n.a. R.E. Alekseev. 2021. №3. Pp. 49-56. DOI: 10.46960/1816-210X_2021_3_49

Введение

В аварийных режимах работы безопасность ядерного реактора обеспечивается, главным образом, за счет функционирования различного рода систем безопасности. Применительно к реакторным установкам типа БН ключевое место занимает *система аварийного расхолаживания – САРХ*. Она предназначена для аварийного отвода тепла от реактора при отсутствии возможности использования для этой цели систем нормального теплоотвода, а также для отвода остаточных тепловыделений от остановленного реактора в режимах нормальной эксплуатации (НЭ).

В настоящее время в АО «ОКБМ Африкантов» имеется опыт проектирования различных вариантов систем расхолаживания реакторов типа БН. Для РУ БН-600 и БН-800 расхолаживание реактора осуществляется через промежуточные теплообменники (ПТО) по схеме циркуляции теплоносителя, совпадающей с режимами НЭ. В проектируемом перспективном реакторе БН расхолаживание реактора осуществляется через встроенные в бак реактора автономные теплообменники (АТО), которые через обратный клапан и напорные трубопроводы в процессе выбега главного циркуляционного насоса первого контура (ГЦН-1) подключаются к основной трассе циркуляции теплоносителя. В некоторых зарубежных реакторных установках БН АТО не соединены с напорной камерой, а выходящий из АТО натрий сливается в верхнюю камеру смешения, откуда он может поступать во внутреннее пространство ТВС и МПП ТВС. Таким образом, расхолаживание осуществляется за счет циркуляции теплоносителя внутри ТВС и в их МПП. Вариант САРХ с расхолаживанием через МПП рассматривается для перспективного реактора БН с целью улучшения его технико-экономических характеристик. Принципиальная схема расхолаживания через МПП ТВС представлена на рис. 1.

Актуальность исследования определяется необходимостью оценки эффективности САРХ через МПП. Обоснование эффективности систем расхолаживания перспективного реактора типа БН выполняется с использованием аттестованного кода нового поколения СОКРАТ-БН [1-3].

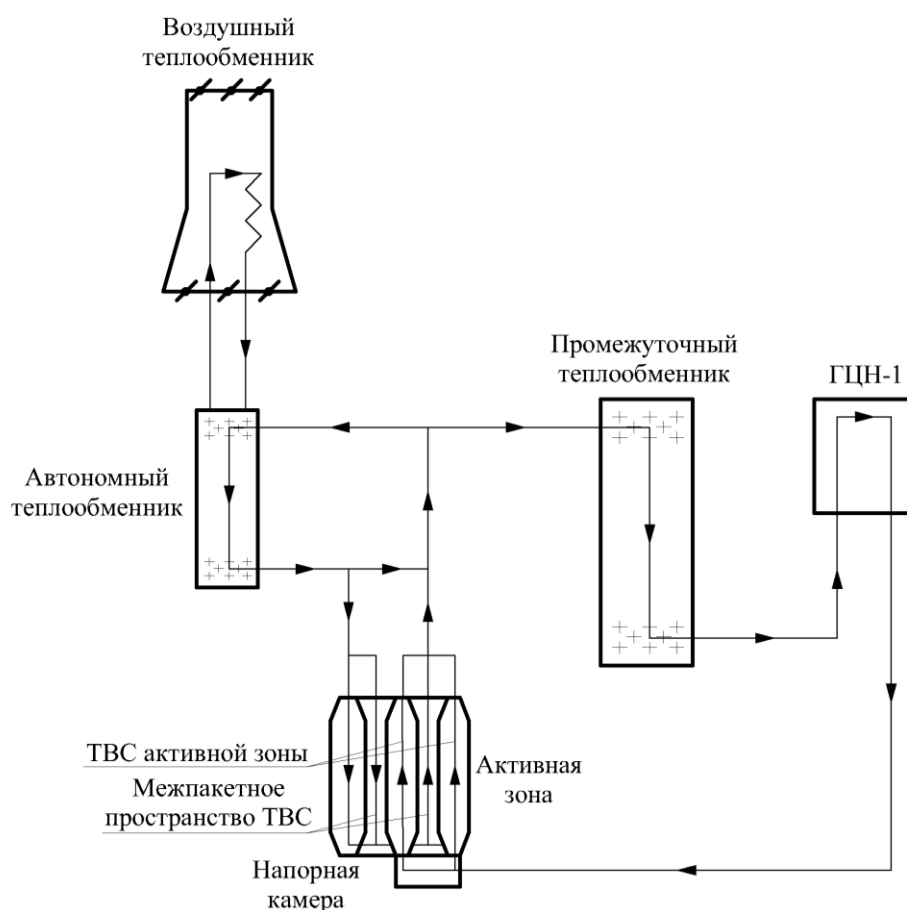


Рис. 1. Принципиальная схема расхолаживания через МПП ТВС

Fig. 1. Key diagram of the heat removal scheme through the FA IWS

Краткое описание кода СОКРАТ-БН

Код СОКРАТ-БН предназначен для обоснования безопасности реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем в режимах НЭ, нарушений нормальной эксплуатации, проектных и запроектных аварий путем численного моделирования связанных нейтронно-физических, термомеханических и теплогидравлических процессов. Для проведения расчетных исследований в рамках данной работы использовался теплогидравлический модуль данного кода.

Теплогидравлический модуль кода СОКРАТ-БН позволяет описывать широкий спектр процессов, протекающих в различных типах теплоносителей (натрий, вода, воздух), на основе апробированных расчетных методик и физических моделей. Моделирование теплогидравлических процессов кодом СОКРАТ-БН осуществляется на основе численного решения системы уравнений, выражающей законы сохранения массы, энергии и количества движения (термически неравновесная гетерогенная двухжидкостная модель с равным давлением фаз), замыкающей термодинамическими соотношениями состояния теплоносителя и соотношениями, описывающими взаимодействия фаз со стенками каналов. Результаты верификации кода [1] на обширной экспериментальной базе отечественных и зарубежных реакторных установок подтвердили корректность моделирования режимов с естественной циркуляцией, что является определяющим фактором при расчете режимов расхолаживания с потерей принудительной циркуляции.

В результате верификации код СОКРАТ-БН аттестован (в том числе, версия, предназначенная для расчета тяжелых аварий) получены аттестационные паспорта [2, 3]. Также в составе данного кода, помимо одномерного, имеется двумерный теплогидравлический модуль [4], который позволяет в приближенной R-Z геометрии учитывать пространственные эффекты для одно- и двухфазного теплоносителя внутри ТВС. Возможность моделирования ТВС в 2D-приближении позволяет учесть теплоперенос от натрия внутри ТВС к натрию в МПП, что является важным аспектом при выполнении расчетов режимов расхолаживания.

Верификация 2-D теплогидравлического модуля осуществлялась на экспериментальных данных стендов *NSK* (Германия) и *SIENA* (Япония). Расчет теплогидравлических параметров натриевого теплоносителя выполнялся для 7-, 19-, 37- и 169-стержневых сборок. При сравнении результатов расчетов с экспериментальными данными было установлено, что двумерный модуль позволяет корректно описывать теплогидравлические параметры при течении натрия в межствольном пространстве ТВС [4].

Расчетная схема реактора типа БН

Для проведения расчетных исследований теплогидравлических процессов была разработана нодализационная схема реактора типа БН с системой расхолаживания через МПП ТВС. При ее разработке использовался опыт верификации аттестованных на экспериментальных данных БН-600 [5] и БН-800 [6] кодов СОКРАТ-БН и *HYDRA-IBRAE/LM1*. Расчетная схема реактора (рис. 2) включает в себя следующие элементы: а.з.; верхнюю камеру смещения реактора; ПТО; АТО; сливные камеры ПТО; ГЦН-1 и их напорные трубопроводы; напорную камеру; нижнюю камеру реактора (объем ниже средней плиты опорного пояса); трассу охлаждения корпуса реактора; тепловые экраны; опорный пояс; центральную поворотную колонну; основной и страховочный корпус реактора.

Разработанная расчетная модель позволяет учитывать:

- основную и вспомогательные трассы течения теплоносителя в реакторе;
- теплообмен в основном оборудовании и между объемами теплоносителя, образованными внутриреакторными конструкциями, теплопередачу на корпус реактора;
- теплоемкость теплоносителя и внутриреакторных конструкций;
- неравномерность температурного состояния по высоте и радиусу а.з.;

- вынужденную и свободную конвекцию теплоносителя;
- тепловые потери с корпуса реактора;
- кипение и конденсацию натрия.

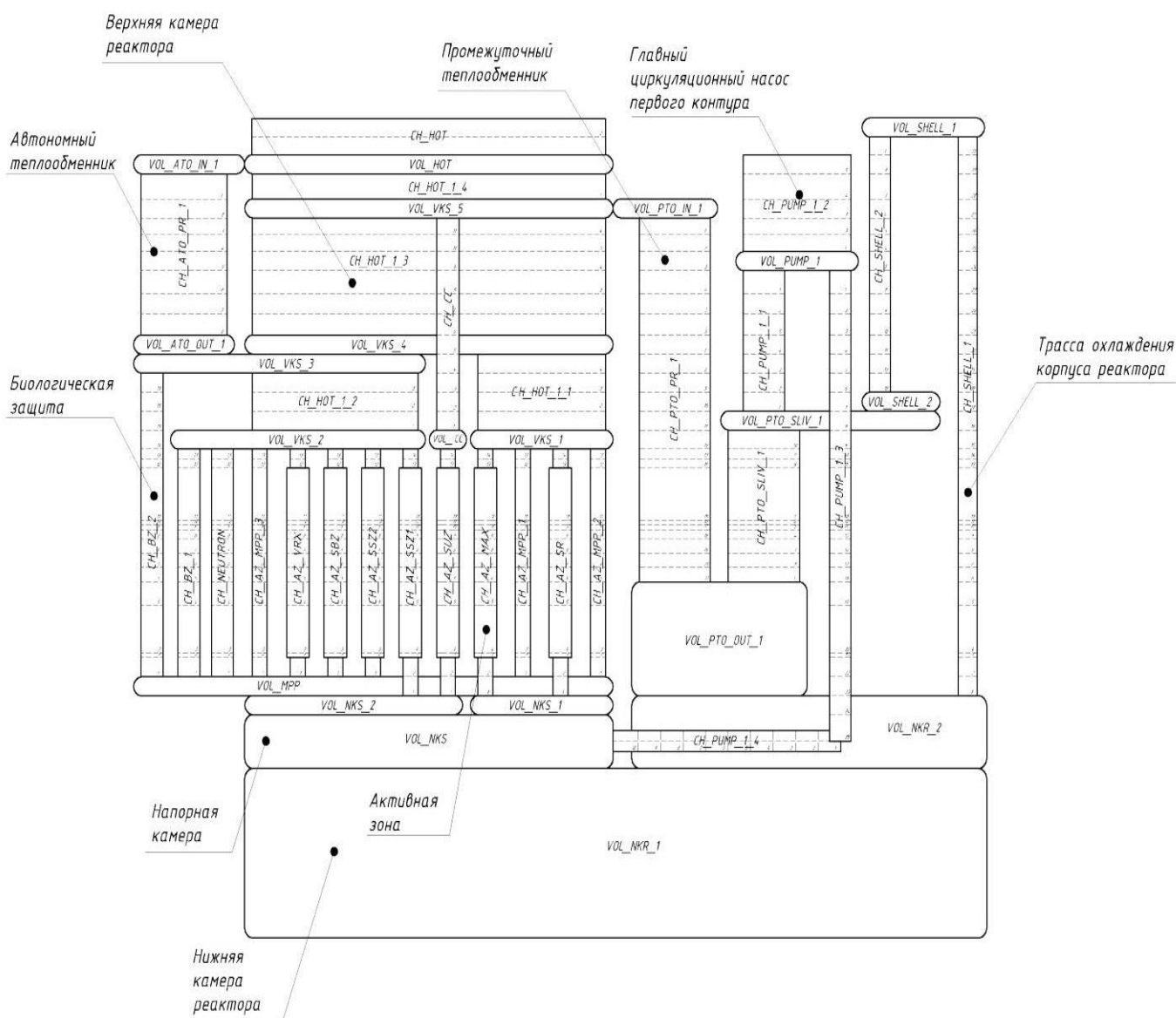


Рис. 2. Расчетная схема реактора

Fig. 2. Reactor design diagram

Межтвэльное пространство ТВС делится на несколько радиальных слоев. На рис. 3 представлена схема разбиения ТВС на радиальные слои. Количество твэл в каждом радиальном слое определяется по доле периметра твэл, смачиваемых в радиальном слое, от общего смачиваемого периметра твэл в ТВС. Главным отличием от ранее разработанных расчетных моделей реакторных установок БН является детализированное моделирование температурного состояния ТВС а.з. и их МПП.

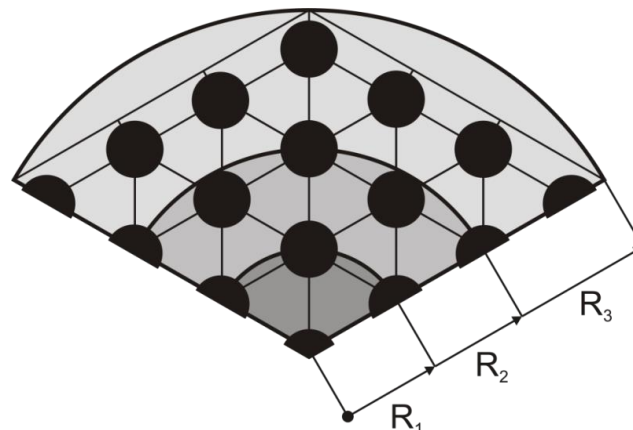


Рис. 3. Расчетная схема ТВС

Fig. 3. Fuel assembly design diagram

Расчеты режимов готовности к расхолаживанию и режима расхолаживания

Для выполнения расчетов в качестве граничных условий со стороны второго контура в ПТО задавались температура и расход натриевого теплоносителя второго контура. В АТО задавались температура и расход теплоносителя в промежуточном контуре САРХ. Для режима готовности к расхолаживанию задавались номинальные параметры, для режима расхолаживания мощность остаточных тепловыделений в а.з. принималась постоянной и составляла 1,6 % от номинального значения.

В результате расчетов были определены расходы и температуры натриевого теплоносителя, а также температуры основных элементов реактора. Для обоих режимов в центральных ТВС а.з. и их МПП реализуется подъемный участок трассы охлаждения, а через ПТО реализуется опускной участок, аналогично направлению течения при отводе тепла в режиме НЭ. В АТО реализуется опускное движение натриевого теплоносителя. Это объясняется захлаживанием натрия первого контура теплоносителем промежуточного контура САРХ. Принципиальным отличием данных режимов является характер течения натрия на выходе из АТО. В режиме готовности к расхолаживанию выходящий из АТО натрий смешивается с основным потоком теплоносителя и далее вдоль центральной поворотной колонны движется на вход ПТО и АТО. В режиме расхолаживания часть выходящего из АТО натрия сливается во внутреннее пространство сборок бокового экрана и их МПП, откуда поступает в МПП центральных ТВС а.з. Другая часть выходящего из АТО натрия движется аналогично режиму готовности к расхолаживанию.

Теплоотвод от ТВЭЛ а.з. для обоих режимов осуществляется за счет теплопередачи к натрию внутри ТВС и к натрию между ТВС (к их МПП). При этом установлено, что для режима расхолаживания теплоотвод осуществляется в соотношении примерно 1:1, в то время как для режима готовности к расхолаживанию теплоотвод через чехол ТВС составляет менее 1 % мощности тепловыделений в ТВЭЛ. Данный результат свидетельствует о значительном вкладе циркуляции натрия в МПП ТВС в теплоотвод от ТВЭЛ в режиме расхолаживания. Распределение температуры натриевого теплоносителя в межТВЭльном пространстве максимально напряженной ТВС для режима готовности к расхолаживанию (а) и режима расхолаживания (б) представлено на рис. 4. Для режима готовности к расхолаживанию наблюдается значительная неравномерность температуры натрия по сечению ТВС, в то время как для режима расхолаживания данное явление практически полностью отсутствует. Высокий уровень температур натриевого теплоносителя в периферийной части межТВЭльного пространства ТВС для режима расхолаживания в существенной мере определяет значительный теплоотвод от ТВЭЛ в МПП ТВС.

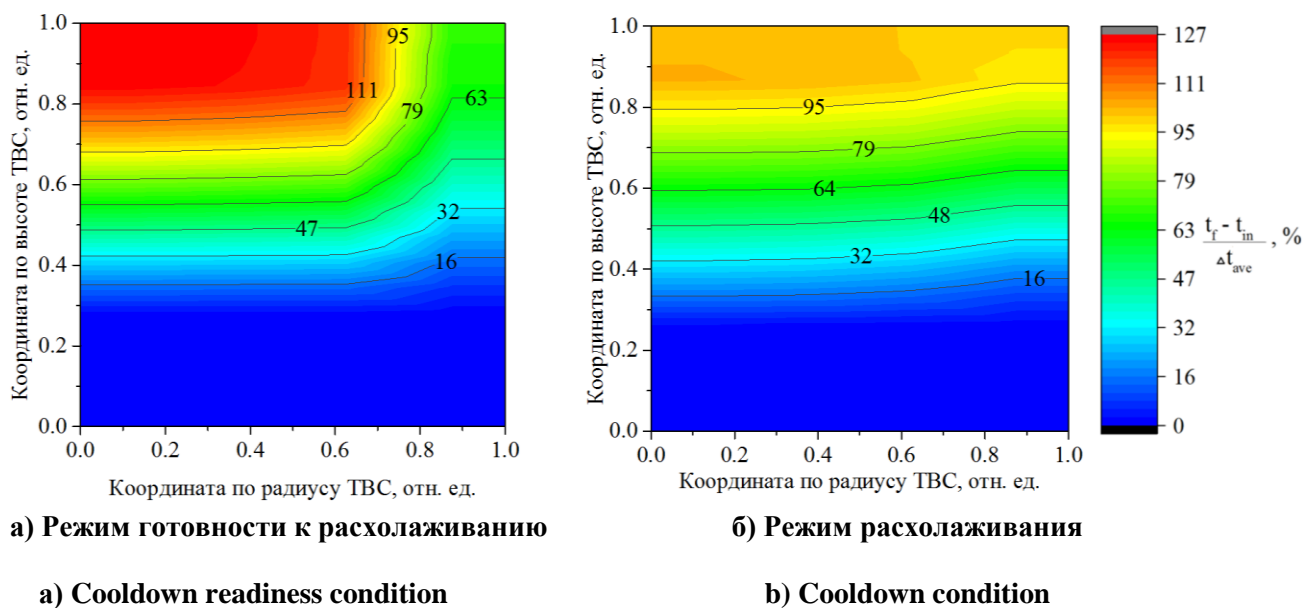


Рис. 4. Температура теплоносителя в межтвэльном пространстве максимально напряженной ТВС (СОКРАТ-БН)

Fig. 4. Coolant temperature in the fuel assembly interwrapper space of a maximally stressed FA (SOKRAT-BN)

Заключение

Для исследования процессов расхолаживания перспективного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем с использованием аттестованного кода СОКРАТ-БН разработана расчетная модель реактора с системой расхолаживания через МПП ТВС. С ее помощью выполнены расчеты режима готовности к расхолаживанию и режима расхолаживания. При проведении расчетов использовался двумерный теплогидравлический модуль кода СОКРАТ-БН, позволяющий учитывать неравномерность температуры натрия по сечению ТВС, что дает возможность корректно определить сток тепла через чехол ТВС и температурное состояние твэл. При анализе результатов расчетов было установлено, что в режиме расхолаживания циркуляция натрия в МПП ТВС вносит значительный вклад (~ 50 %) в теплоотвод от твэл активной зоны реактора.

Высокая теплоотводящая способность МПП ТВС в режимах расхолаживания позволяет рассматривать варианты конструкции САРХ с данным типом расхолаживания в качестве альтернативных применительно к разрабатываемому перспективному реактору БН.

После верификации разработанной расчетной модели с использованием экспериментальных данных реакторов с системой аварийного отвода тепла через МПП ТВС и кросс-верификации с *CFD* кодами планируется выполнение расчетов переходных и аварийных режимов перспективного реактора БН.

Библиографический список

1. **Rtishchev, N.A.** Validation of SOCRAT-BN Code on the Base of Reactor Experiments / N.A. Rtishchev, R.V. Chalyu, V.N. Semenov, A.M. Fokin, A.E. Tarasov, S.F. Shepelev, S.L. Osipov, V.S. Gorbunov, A.M. Anfimov // Proceedings of the «10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS 10)», Okinawa, Japan, 14-18 Dec. 2014.
2. Аттестационный паспорт программного средства «Интегральный код для анализа режимов РУ БН. Версия 1.0» (СОКРАТ-БН/В1). Рег.№ 412 от 08.12.2016 г.

3. Аттестационный паспорт программы для электронных вычислительных машин «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 2.0 (СОКРАТ-БН/В2)». Рег.№ 472 от 20.11.2019 г.
4. **Усов, Э.В.** Двумерный теплогидравлический модуль интегрального кода СОКРАТ-БН: математическая модель и результаты расчетов / Э.В. Усов, М.Е. Кузнецова, Н.А. Прибатурин, Р.В. Чалый, Н.И. Рыжов, А.Е. Киселев // Атомная энергия Т. 120 № 2. С. 95-100.
5. **Климонов, И.А.** Верификация теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на основе экспериментов на БН-600 / И.А. Климонов, Э.В. Усов, Г.А. Дугаров, А.А. Бутов, И.Г. Кудашов, Е.Н. Иванов, Н.А. Мосунова, В.Ф. Стрижов, А.М. Анфимов, В.С. Горбунов, Д.В. Кузнецов, С.Л. Осипов, А.И. Бельтюков // Атомная энергия. Т. 122. № 5. С. 258-262.
6. **Анфимов, А.М.** Результаты анализа теплоотводной аварии РУ БН-800 с учетом данных, полученных на этапе ввода в эксплуатацию / А.М. Анфимов, И.Н. Кирилов, Д.В. Кузнецов // Сборник докладов «20-й Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам» г. Подольск, 2018. – С. 118-126.

*Дата поступления
в редакцию: 20.05.2021*