

3. Корсун А.С., Семенов В.Н., Цаун С.В. Численное моделирование осаждения цезия в натриевых контурах с помощью кода СОКРАТ-БН. — Изв. РАН. Энергетика, 2015, № 4, с. 58—68.
4. Рогожкин С.А. Численное моделирование теплогидравлических процессов в верхней камере быстрого реактора. — Атомная энергия, 2013, т. 115, вып. 5, с. 295—298.
5. Sheth A. Parametric Study of Sodium Aerosols in the Cover-Gas Space of Sodium-Cooled Reactors. ANL-75-11, 1975.
6. Химическая гидродинамика. Справочное пос. М.: Квантум, 1996. 336 с.
7. Жилкин А.С., Осипов С.Л., Саляев А.В. и др. Численное моделирование поведения продуктов коррозии и газообразных продуктов деления с помощью кода СОКРАТ-БН. — Изв. РАН. Энергетика, 2014, № 3, с. 97—105.
8. Сорокин А.А. Моделирование динамики аэрозолей продуктов деления в первом контуре. — Атомная энергия, 2015, т. 118, вып. 3, с. 172—176.
9. Сорокин А.А. Моделирование коагуляции аэрозолей продуктов деления. — Там же, вып. 4, с. 228—232.

Поступила в Редакцию 18.04.17

УДК 621.039.58

МОДУЛЬ Tritium ДЛЯ РАСЧЕТА ПОВЕДЕНИЯ ТРИТИЯ В КОНТУРЕ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Ильасова О.Х., Назарова С.Н. (ИБРАЭ РАН, г. Москва), Сорокин А.А. (ОИВТ РАН, г. Москва)

Программный модуль Tritium, предназначенный для моделирования поведения трития в контурах реакторной установки с натриевым и свинцовым теплоносителем, позволяет вычислить интенсивность его источника в помещениях АЭС и поступление в окружающую среду. На основании этих данных может быть оценена доза облучения персонала станции. Тритий является радиоактивным изотопом водорода и образуется в результате процессов деления ядер в реакторе. Основным источником трития в быстрых реакторах является активная зона. Его выход из активной зоны, перенос по контурам и поступление в окружающую среду определяются большой проникающей способностью через конструкционные материалы. Главными компонентами трития и водорода являются (без учета заряда) их атомы в жидком теплоносителе и конструкционных материалах, молекулы HT, T₂ и H₂ в защитном газе, а также T, HT и HTO в воде и водяном паре, которые образуются в результате реакций изотопного обмена. В холодных ловушках образуются гидриды натрия NaN и NaT.

Поведение трития в контурах реакторной установки определяется поступлением в первый контур, переносом трития и водорода с теплоносителем, проникаемостью через металлические стенки каналов и слой отложений на поверхности, накоплением в холодных ловушках, изотопным обменом в холодных ловушках и воде третьего контура, стоком из контуров через про-

течки трубопроводов и с водой третьего контура в бассейн-накопитель.

Таким образом, применительно к быстрым реакторам уравнение баланса массы трития рассматривается для последовательности пространственных ячеек каналов первого и второго контуров реактора с натриевым и третьего контура с пароводяным теплоносителем. Распространение трития по контурам определяется его проникаемостью через стенки промежуточных теплообменников и парогенераторов, стоком с водородом в холодных ловушках и в относительно меньшей степени проникаемостью через стенки трубопроводов и выходом в газовые полости контуров.

Характеристика модуля. В качестве базовых в модуле рассматриваются модели, разработанные в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» [1] и Институте ядерных технологий ENEA (Италия) [2]. Соответственно прототипом для разрабатываемого модуля являлся отечественный программный модуль TRI1.1. Основное отличие модуля Tritium заключается в возможности детального моделирования элементов реакторной установки, интеграции с другими модулями из состава интегрального кода, использовании одномерной нестационарной модели переноса трития по контурам, возможности расчета его источника в топливном модуле, расчете коэффициентов пропускания через стенки каналов в зависимости от характеристик материала и свойств теплоносителя (табл. 1).

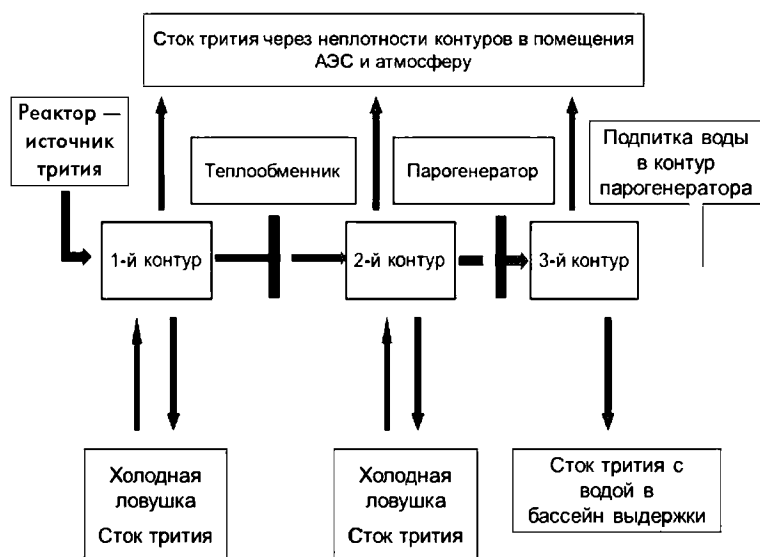
Таблица 1. Сравнение модельного функционала модуля Tritium с прототипами

Параметр	TRI1.1 [1]	Tritium	SFR-TPC [2]
Язык кода	FORTRAN 77	C++	FORTRAN 95
Входные данные	Текстовый файл	Текстовый файл или графический интерфейс	Текстовый файл
Нодализация контуров реакторной установки	Интегральная	Детальная	Детальная
Интеграция с другими модулями кода	Нет	Входит в состав интегрального кода	Нет
Расчет источника трития в реакторе	Задается пользователем	Расчет в топливном модуле или задание пользователем	Задается пользователем
Перенос трития в контуре	Боксовая модель	Одномерная модель	Боксовая модель
Химический состав	Тритий и водород	Тритий и водород	Тритий
Модель проницаемости	Закон Сиверта		
Коэффициент проницаемости трития	Входной параметр	Вычисляется в коде	Вычисляется в коде
Скорость стока трития в холодной ловушке	Входной параметр модели	Моделируется в коде	Моделируется в коде
Влияние температуры на коэффициенты модели	Не учитывается	Учитывается	Учитывается

Особенностью модуля Tritium является минимальное использование консервативно задаваемых параметров модели, например, коэффициентов проницаемости трития через стены трубопроводов. Это условие особенно важно для параметров, которые зависят от динамического (текущего) состояния элементов реакторной установки — температуры стен теплообменников и парогенераторов, скорости теплоносителя, толщины и марки стали, коэффициентов диффузии и др. Как следствие, это означает вычисление коэффициентов непосредственно в соответствующих блоках программного модуля с учетом их изменения со временем и зависимости от характеристик конкретной реакторной установки.

Модуль Tritium входит в интегральный код ЕВКЛИД [3] и функционально связан с другими модулями интегрального кода, в частности, топливным модулем БЕРКУТ. Это позволяет рассматривать переходные режимы реактора и моделировать динамику трития в реакторных установках с различным теплоносителем. Модуль является отчуждаемым, т.е. позволяет проводить независимые расчеты с другими параметрами модели, другой нодализационной схемой или для других реакторных установок. Коэффициент проницаемости трития через стенки каналов вычисляется в зависимости от

состояния теплоносителя по обе стороны и геометрии стенки, включая поверхность, толщину и свойства материала. Областью применения является анализ радиационной безопасности быстрого реактора в режиме нормальной эксплуатации. Модуль позволяет рассчитывать накопление и перенос трития и водорода по каналам всех контуров. Источник трития в первом контуре может определяться по трем опциям: задаваться во входном файле, вычисляться на основе корреляционной зависимости от мощности и типа реакторной установки, рассчитываться в топливном модуле, входящем в состав интегрального кода. В расчетах схема реакторной установки представляется в некотором интегральном варианте с различной степенью детализации основных элементов (рис. 1). Рассматриваются следующие элементы быстрого реактора. Первый контур — реактор, промежуточный теплообменник, холодная ловушка, каналы контура и газовой полости. Второй контур — промежуточный теплообменник, парогенератор, холодная ловушка, газовая полость, каналы контура и газовой полости. В общем случае уравнения переноса трития и водорода во втором контуре с потоком теплоносителя записываются для каждой петли отдельно в силу различий между ними по теплогидравлике и интенсивности источников и стоков трития и во-



Р и с. 1. Структура объектов модуля Tritium для моделирования переноса трития в контуре быстрого реактора с натриевым теплоносителем

дорода. Третий контур — парогенератор и каналы контура с частичным выходом трития в окружающую среду.

Модели, реализованные в модуле. Основным объектом для моделирования физических процессов является пространственная расчетная ячейка, общая для модуля Tritium и канального теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM [4]. Уравнение баланса массы в каждой ячейке нодализационной схемы представляется в виде

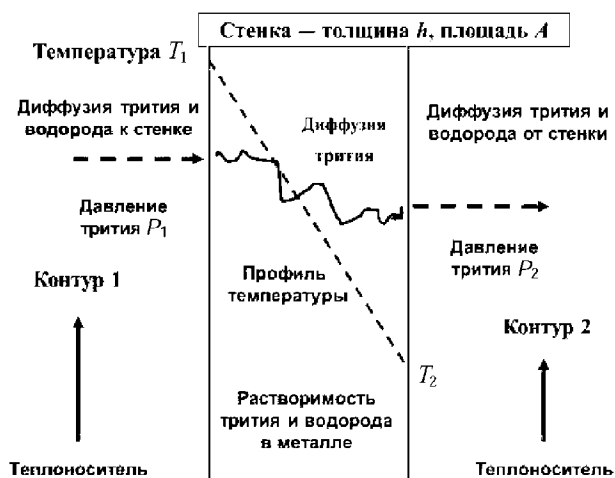
$$\frac{dM_{ij}}{dt} = \sum_k \frac{M_{ik}}{\tau_{k \rightarrow j}} - \frac{M_{ij}}{\tau_j} + S_{ij} - R_{ij},$$

где M_{ij} — масса i -го компонента в j -й ячейке, первое и второе слагаемое определяют источник и сток компонента из ячейки при переносе с основным потоком среды с характерной скоростью $1/\tau_k$ и $1/\tau_j$, которая рассчитывается в модуле теплогидравлики; S_{ij} , R_{ij} — источник и сток массы из ячейки вследствие разных физико-химических процессов соответственно. Конкретный вид источников и стоков в уравнениях зависит от свойств теплоносителя, конструктивных материалов реактора и геометрии ячеек. Неизвестной переменной является масса трития и водорода в каждой ячейке.

Проницаемость через мембрану является основным механизмом, определяющим перенос трития по контурам и его поступление в помещения и окружающую среду. Проницаемость водорода через слой металла является многоста-

дийным процессом, который включает в себя следующие механизмы [1, 2, 5—10]: адсорбцию молекулярного водорода на поверхности металла со стороны высокого давления водорода, диссоциацию молекул водорода на атомы на поверхности, диффузию протонов через металлическую решетку, захват протонов на различных дислокациях в объеме металла (газовые пузырьки, границы зерен и др.), рекомбинацию атомов водорода на поверхности металла со стороны низкого давления водорода, десорбцию молекулярного водорода с поверхности в объем среды. В настоящее время теория переноса изотопов водорода через металлические мембраны апробирована только для малого давления газа вблизи поверхности мембраны и соответственно далекой от насыщения концентрации атомарного водорода в объеме металла. В этом случае проницаемость водорода P_H через мембрану лимитируется его диффузией в металле $P_H = DS$, где S — растворимость; D — коэффициент диффузии в металле.

В разрабатываемом модуле скорость пропускания трития является функцией толщины стенки h , площади поверхности пропускания A , свойств теплоносителя по обе стороны от стенки (температура, давление, состав) [6] (рис. 2). Поток трития J_T через стенку промежуточного теплообменника, например, между первым и вторым контуром моделируется с учетом содержания водорода в теплоносителе [1, 2, 7, 8] согласно выражению



Р и с. 2. Физическая модель пропускания трития через стенку

$$J_T = \frac{K_T(T_{\text{ст}})A}{F_T h} \left(\frac{P_{T,Na}^1}{\sqrt{P_{T,Na}^1 + P_{H,Na}^1}} - \frac{P_{T,Na}^2}{\sqrt{P_{T,Na}^2 + P_{H,Na}^2}} \right),$$

которое переходит в известное соотношение при незначительном содержании водорода в теплоносителе обоих контуров $P_{T,Na}^1 \gg P_{H,Na}^1$, $P_{T,Na}^2 \gg P_{H,Na}^2$:

$$J_T = \frac{K_T(T_{\text{ст}})A}{F_T h} (\sqrt{P_{T,Na}^1} - \sqrt{P_{T,Na}^2}).$$

Здесь K_T — коэффициент проницаемости трития, зависящий от эффективной температуры стенки $T_{\text{ст}}$; $P_{T,Na}^1$ ($P_{H,Na}^1$) — давление трития (водорода) в натрии первого контура (аналогично для второго контура); F_T — эффективный коэффициент сопротивления, учитывающий уменьшение проницаемости трития вследствие образования оксидной пленки на поверхности металла. В общем случае проницаемость зависит от толщины пленки и коэффициента диффузии. При длительной эксплуатации реактора проницаемость уменьшается в диапазоне 1–10⁴ [1, 2, 5, 8]. Эффективная температура вычисляется как средняя относительно температуры теплоносителя по обе стороны от стенки $T_{\text{ст}} = (T_1 + T_2)/2$ или посредством корреляции, учитывающей нелинейную зависимость коэффициента диффузии и растворимости трития от температуры стенки и теплоносителя по обе стороны от стенки (см. рис. 2) [6].

Моделируемой переменной в модуле является масса трития (водорода) M_T (M_H) в каждой из ячеек расчетной схемы контура (для удобства опущен индекс ячейки). Концентрация C_T и давление P_T трития в теплоносителе для данной ячейки определяются соотношениями $C_T = M_T/V$; $\sqrt{P_T} = C_T/K_S(T)$ — в теплоносителе (натрий, свинец); $P_T = C_T/K_H(T)$ — в воде; $P_T = C_T RT/\mu_T$ — в водяном паре, где V — объем расчетной ячейки; T — температура теплоносителя; K_S — постоянная Сиверта, определяющая равновесную концентрацию трития в теплоносителе; K_H — постоянная Генри, определяющая равновесную концентрацию трития в воде; μ_T — молярная масса трития; R — универсальная газовая постоянная [1, 2]. С помощью этих

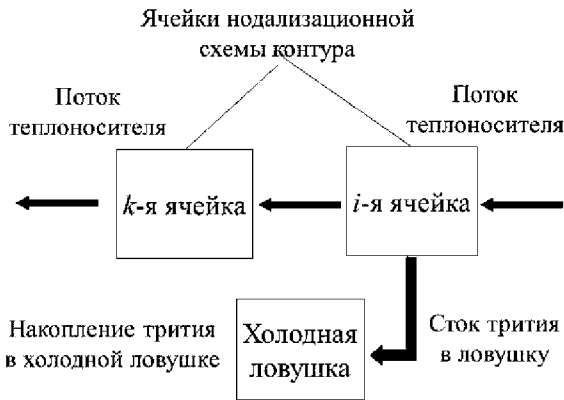
соотношений замыкается система уравнений для переменных M_T и M_H . Влияние растворенных в натриевом теплоносителе примесей, например, продуктов коррозии и окисления стали на поведение в нем трития является несомненно важным. Однако этот эффект в текущей версии модуля для натриевого теплоносителя не реализован, как и в модуле-прототипе TRI1.1.

Поддержание низкой концентрации примесей в натриевом теплоносителе является необходимым условием эксплуатации реакторной установки. В настоящее время холодные ловушки являются основными системами очистки натриевого теплоносителя от примесей. Экспериментальные исследования и опыт эксплуатации показали, что холодные ловушки в БР-5, БОР-60, БН-350, -600 не только эффективно очищают натрий от кислорода, водорода и продуктов взаимодействия с водой, но и улавливают растворенные и дисперсные частицы продуктов деления и коррозии [1, 2]. Основными механизмами очистки натриевого теплоносителя от примесей в холодной ловушке являются кристаллизация растворенных в нем примесей в результате охлаждения и последующее удержание кристаллов в зоне фильтрации. Таким образом, холодная ловушка позволяет уменьшить концентрацию примесей до уровня, соответствующего пределу растворимости для наименьшей температуры. При наличии трития важным является также механизм изотопного обмена трития с водородом гидрида натрия, накопленного в ловушке.

В модуле Tritium в качестве базовой опции реализовано приближение, в котором моделируется сток трития в холодную ловушку из расчетной ячейки, соответствующей месту отбора части потока теплоносителя для очистки в технологической схеме реакторной установки, и его накопление в ловушке (рис. 3). В динамических уравнениях слагаемые для стока трития и водорода имеют вид

$$\begin{cases} \left. \frac{dM_T}{dt} \right|_{\text{сток}} = -G_{\text{л}} k_{\text{л}} (X_T - X_T^{\text{равн}}); \\ \left. \frac{dM_H}{dt} \right|_{\text{сток}} = -G_{\text{л}} k_{\text{л}} (X_H - X_H^{\text{равн}}), \end{cases}$$

где X_T , $X_T^{\text{равн}}$ — относительная массовая и равновесная концентрация трития (водорода) в ячейке контура и холодной ловушке соответст-



Р и с. 3. Упрощенная модель переноса по контуру и стока трития в холодную ловушку

венно; G_d — расход теплоносителя через холодную ловушку; k_d — коэффициент удержания трития (водорода) в холодной ловушке. Соответственно в модуле реализованы две опции для расчета равновесной концентрации трития: $X_T^{\text{равн}}/X_T = X_H^{\text{равн}}(T_d)/X_H$, где зависимость $X_H^{\text{равн}}$ от температуры в холодной ловушке T_d вычисляется по корреляции экспериментальных данных [1], и $X_T^{\text{равн}}/X_T = K_S(T_d)/K_S(T)$, т.е. через отношение констант Сиверта при температуре в холодной ловушке и ячейке контура [2].

Источник трития в третьем контуре определяется его пропусканием через стенки парогенератора из второго контура. Особенностью третьего контура является несущая среда — вода и перегретый пар. Сток трития из третьего контура определяется, в основном, сливом части загрязненной воды с растворенными соединениями в бассейн выдержки. Основной формой трития в третьем контуре является тритированная вода НТО и в относительно меньшем количестве НТ.

Водород в воде может быть в ионной форме H^+ (естественная диссоциация воды) или молекулярном виде H_2 (коррозия конструкционных материалов). Концентрация растворенного в воде водорода намного превышает концентрацию трития, поступающего из второго контура. В результате реакций изотопного обмена устанавливается равновесие $HT + H_2O = H_2 + НТО$ с константой, зависящей от температуры $\log(K_{\text{изот}}^{\text{равн}}) = 0,292 \log(T) + 336,5/T - 1,055$ [1, 2]. Как следствие, уменьшается эффективная концентрация растворенного в воде трития и увели-

чивается его поток из второго контура в третий через поверхность стенок парогенератора в соответствии с уравнением

$$[HT] = [T]_{\text{tot}} \frac{[H_2]}{[H_2] + K_{\text{изот}}^{\text{равн}} [H_2O]} \ll [НТО],$$

где $[T]_{\text{tot}}$ — суммарная концентрация трития в воде в составе молекул НТО и НТ.

Структура классов модуля Tritium. Программный модуль Tritium является составной частью теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM и использует его базовые интерфейсы. Он инициализируется при наличии соответствующих опций во входном файле теплогидравлического модуля. Модуль функционален по отношению к операционным системам Windows и Linux. Применение модуля возможно также для расчета поведения трития в контурах реакторной установки со свинцовым теплоносителем. Основным классом модуля является tTritium. В нем хранятся информация о массе трития и водорода в ячейке и входные параметры, определяемые пользователем, например, расположение в схеме контура и параметры холодной ловушки. Массив экземпляров этого класса принадлежит tTeploHydr — основному классу расчетного кода теплогидравлики. Это позволяет обеспечить при необходимости простой доступ к всей нодализационной схеме — каналам, камерам, теплопроводящим структурам. Общее количество экземпляров класса tTritium соответствует полному числу ячеек и камер в расчетной схеме контура и определяется автоматически из входного файла.

Матрица верификации. Верификация модуля выполнена на основе матрицы, приведенной в табл. 2. Следует отметить, что анализ показал недостаток экспериментальных данных, необходимых для верификации модуля. Матрица включает расчеты по экспериментам и аналитическим тестам. Вследствие нехватки экспериментальных данных верификация проводилась в сравнении с расчетами с помощью кодов, разработанных для исследования поведения трития в каналах высокотемпературных газовых реакторов ТРАС (США) [7] и ТНУТАН (Япония) [9].

Код ТНУТАН разработан для исследования миграции трития в каналах высокотемпературных газовых ядерных реакторов с гелиевым теплоносителем. Соответственно для теста рас-

Таблица 2. Матрица верификации модуля Tritium

Параметр	БН-600 (Россия), «Феникс» (Франция)	АЭС «Пич- Боттом» (США)	Тест	Верификация
Перенос трития по контуру установки	[1, 2]	[9, 10]	+	
Источник трития и перенос по контуру	[1, 2]	[9, 10]	+	
Сток трития и водорода в холодную ловушку	[1, 2]		+	[9]
Пропускание трития через стенку	[1, 2]	[7, 9, 10]	+	[7, 9]
Протечки трития			+	[7, 9]

смачивалась задача очистки гелия от трития в канале с холодной ловушкой. Рассматривалась ячейка объемом 1 м^3 , заполненная гелием, в которой находился сток в холодную ловушку. Расход гелия в холодную ловушку составлял $10^{-3} \text{ м}^3/\text{с}$. Требовалось вычислить изменение массы трития в ячейках канала и холодной ловушке в зависимости от времени. В расчетах с помощью кодов THYTAN и Tritium рассматривались следующие условия: длина и диаметр канала 10 и 0,799 м соответственно, начальная масса трития в канале 1 нг, которая равномерно распределялась между пятью расчетными ячейками канала, температура гелия в канале 723 К, координата холодной ловушки 4,47 м, расход гелия в холодную ловушку 0,1336 г/с, коэффициент удержания трития в ловушке 0,9, температура среды в ловушке 303 К. В результате расчетов сравнивалось изменение массы трития в третьей ячейке канала, из которой был сток в холодную ловушку (рис. 4). Видно соответствие результатов, полученных с помощью разных кодов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Козлов Ф.А., Попплавский В.М., Алексеев В.В. и др. Моделирование массопереноса трития в трехконтурной ЯЭУ с натриевым охлаждением. — Атомная энергия, 2005, т. 98, вып. 3, с. 175—182.
2. Franza F. Tritium Transport Analysis in Advanced Sodium Fast Reactors. Thesis for a Master Degree in Nuclear Engineering. Politecnico di Torino, Italy, 2011.

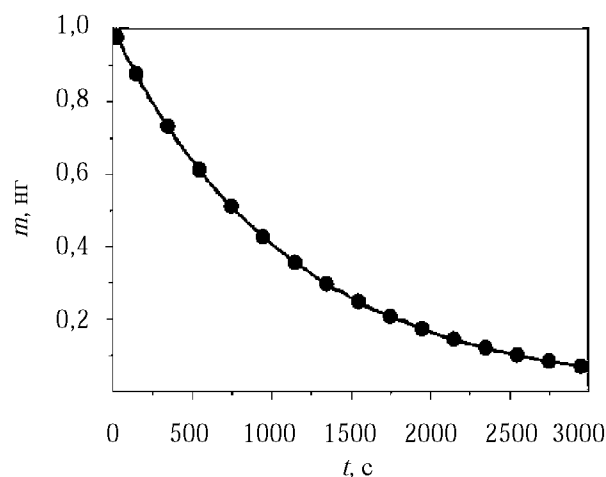


Рис. 4. Расчетное изменение со временем массы трития в ячейке канала с помощью кода Tritium (●) и THYTAN (—)

3. Большов Л.А., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Шмидт О.В. Расчетные коды нового поколения для новой технологической платформы ядерной энергетики. — Атомная энергия, 2016, т. 120, вып. 6, с. 303—312.
4. Алипченков В.М., Анфимов А.М., Афремов Д.А. и др. Базовые положения, текущее состояние разработки и перспективы дальнейшего развития теплогидравлического расчетного кода нового поколения HYDRA-IBRAE/LM для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах. — Теплоэнергетика, 2016, № 2, с. 54—64.
5. McGuire J., Renner T. Control of tritium in liquid-metal-cooled fast breeder reactors — Atomic Energy Rev., 1978, v. 16, № 4, p. 657—695.
6. Park M., Kim B., Kim E. Development of semi-empirical model for tritium permeation under non-uniform temperature distribution at heat exchanger tube wall. — Ann. Nucl. Energy, 2015, v. 75, p. 413—420.
7. Oh C., Kim E. Development and verification of tritium analyses code for a very high temperature reactor. INL-09-16743, 2009.
8. Tosti S., Violante V., Natalizio A. Analysis of tritium permeation in the steam generators of the SEAFP/SEAL fusion power reactor. — Fus. Engng Design, 1998, v. 43, p. 29—35.
9. Ohashi H., Sherman S. Tritium Movement and Accumulation in the NGNP System Interface and Hydrogen Plant. INL-07-12647, 2007.
10. Yang L., Baugh A., Baldwin N.L. Study of Tritium Permeation Through Peach Bottom Steam Generator Tubes. Prepared under Contract EY-76-C-03-0167 Project Agreement No. 56 for the San Francisco Operations Office U.S. Energy Research and Development Administration, 1977.

Поступила в Редакцию 18.04.17