



УДК: 614.876.544.58

DOI: 10.26277/SECNRS.2022.105.3.002

© 2022. Все права защищены.

ИМИТАЦИОННАЯ МОДЕЛЬ КАК ВОЗМОЖНОСТЬ ОПИСАНИЯ ПРОЦЕССА ПЕРЕНОСА И НАКОПЛЕНИЯ НУКЛИДОВ

Кочетков О. А.*, канд. техн. наук (kochetkov2oleg@list.ru), Анпилогова И. Н.** (anpilogova-in@rosenergoatom.ru),
Барчуков В. Г.*, д-р мед. наук, проф. (barchval@yandex.ru), Ковязин В. Л.*** (kvl@balaes.ru),
Максимов А. Ю.****, канд. физ.-мат. наук (al_maks@mail.ru), Сурин П. П.* (psurin@fmbcfmba.ru)

Статья поступила в редакцию 27 июня 2022 г.

Аннотация

В статье рассматривается метод имитационного моделирования как основа для создания методики по оценке накопления и распространения трития и радиоуглерода в технологических системах АЭС.

Современная отечественная и зарубежная нормативная базы требуют наличия средств оценки и учета трития и радиоуглерода на АЭС. Одним из таких средств является имитационная модель накопления и распространения трития и радиоуглерода на АЭС, рассматриваемая в настоящей работе как математическая модель, и созданная на ее основе методика оценки накопления и распространения трития и радиоуглерода в технологических схемах АЭС. Преимущество имитационной модели заключается в более простой верификации с сохранением необходимой достоверности и возможности модификации по сравнению с натурным моделированием.

В процессе создания имитационной модели были выполнены анализ проектных и эксплуатационных материалов ВВЭР, а также экспериментальные исследования на Балаковской АЭС по оценке накопления трития и радиоуглерода в технологических контурах и системах реакторной установки.

Использование имитационного моделирования позволило впервые описать математически технологический процесс миграции трития и радиоуглерода по технологическим контурам и системам АЭС в различных режимах работы энергоблока.

Разработана методика оценки накопления и распространения трития и радиоуглерода на АЭС.

Целью методики оценки накопления и распространения трития и радиоуглерода является получение данных по удельной (объемной) активности этих радионуклидов в технологических схемах (помещениях) АЭС с ВВЭР-ТОИ на этапе проектирования АЭС для последующей оценки распространения трития и радиоуглерода по технологическим системам (помещениям) и, как следствие, выхода в окружающую среду.

► **Ключевые слова:** радиационная безопасность, атомные станции, методика, тритий, радиоуглерод, имитационное моделирование.

* ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва, Россия.

** Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации капитальных проектов, Москва, Россия.

*** Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция», г. Балаково, Россия.

**** АО «Прорыв», Москва Россия.

SIMULATION MODEL AS A POSSIBILITY OF DESCRIBING THE PROCESS OF TRANSFER AND ACCUMULATION OF NUCLIDES

Kochetkov O. A.* , Ph. D.,
Anpilogova I. N.**,
Barchukov V. G.* , D. Sc., prof.,
Kovyazin V. L.***,
Maksimov A. Yu.****, Ph. D.,
Surin P. P.*

Article is received on June 27, 2022

Abstract

The article considers the method of simulation modeling as a basis for development of a methodology on accounting accumulation and distribution of tritium and radiocarbon in the technological systems of NPPs.

The modern domestic and foreign regulatory frameworks require the availability of tritium and radiocarbon accounting tools at nuclear power plants. One of these tools is a simulation model of the accumulation and distribution of tritium and radiocarbon at nuclear power plants and a technique based on it. The advantage of the simulation model is that it is easier to verify, while maintaining the necessary reliability and the possibility of modification, compared to full-scale modeling.

The use of simulation modeling made it possible for the first time to describe mathematically the technological process of tritium and radiocarbon migration along technological circuits and systems of NPPs in various operating modes of the power unit.

The purpose of the technique for assessing the accumulation and distribution of tritium and radiocarbon is to obtain data on the specific activity of these radionuclides in technological schemes of NPPs with VVER TOI at the design stage of the NPP for the subsequent assessment of the distribution through technological systems, and consequently, release to the environment.

► **Keywords:** radiation safety, nuclear power plants, methodology, tritium, radiocarbon, simulation.

* SRC “Burnasyan Federal Medical Biophysical Center of Federal Medical Biological Agency”, Moscow, Russia.

** JSC “Rosenergoatom”, Branch office for capital projects implementation, Moscow, Russia.

*** JSC “Rosenergoatom”, Balakovo NPP, Balakovo, Russia.

**** JSC “Proryv”, Moscow, Russia.

Введение

Тритий и радиоуглерод занимают особое место в вопросах обеспечения радиационной безопасности в атомной отрасли. Следует отметить, что тритий и радиоуглерод относятся к глобальным радионуклидам, и их абсолютное значение содержания в биосфере возрастает в результате деятельности человека. Основными источниками поступления в окружающую среду техногенных трития и радиоуглерода в настоящее время являются ядерные энергетические установки и предприятия по переработке облученного ядерного топлива.

Согласно базам данных МАГАТЭ на зарубежных АЭС наиболее критичными со стороны выхода трития в окружающую среду являются АЭС типа Heavy Water Reactor (HWR) и Canada Deuterium Uranium (CANDU) [1], выход трития с которых составляет $8,3 \cdot 10^{14}$ Бк/ГВт (эл.) в год и $5,2 \cdot 10^{14}$ Бк/ГВт (эл.) в год, соответственно. Отмечается, что суммарный сброс и выброс трития для всех АЭС на порядок превышает выход других радионуклидов в окружающую среду.

Российская Федерация эксплуатирует реакторные установки (РУ) типа водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР), реактор большой мощности канальный (РБМК) и реактор на быстрых нейтронах (БН). В базе данных МАГАТЭ о сбросах и выбросах радионуклидов с АЭС [1] отсутствуют данные об активности радионуклидов в сбросе и выбросе отечественных АЭС. Но поскольку технологии РУ Power Water Reactor (PWR) и ВВЭР схожи, можно ориентироваться на данные о сбросах и выбросах АЭС с PWR. Выход трития в окружающую среду с этих АЭС составляет от $2,9 \cdot 10^{13}$ Бк/ГВт (эл.) в год до $6,3 \cdot 10^{13}$ Бк/ГВт (эл.) в год [1]. Можно сделать вывод, что в этих пределах должен находиться суммарный выход трития и на отечественных АЭС. При этом основную часть поступления трития в окружающую среду составляет сброс.

В настоящее время имеются лишь отдельные работы, посвященные проблеме трития на отечественных АЭС [2–7]. В работе специалистов НИЦ «Курчатовский институт» [2] развиваются вычислительные методы анализа и оценки образования, поведения трития в технологических системах ВВЭР. В работе показано, что применение циркониевых сплавов в качестве оболочек тепловыделяющих элементов создает емкостный барьер на пути распространения трития по технологическим системам. Однако стоит отметить, что приведенные расчеты не сравнивались с реальной актив-

ностью трития в технологических системах АЭС. В работе [3] ФБУ «НТЦ ЯРБ» показано, что брызгальные бассейны (ББ) являются источниками поступления трития на АЭС с ВВЭР (до $5,5 \cdot 10^{13}$ Бк в год). В работе [4] отмечается, что основной выход трития из ББ происходит в теплое время года. В связи с этим делается вывод о необходимости установления пределов поступления трития в окружающую среду из ББ. В то же время в работе [5] отмечено, что вышедший с испарением и ветровым уносом тритий из ББ не создает существенной дозовой нагрузки на население.

Отдельно стоит проблема обращения с жидкими тритийсодержащими средами на АЭС. Активность трития в жидких средах АЭС с ВВЭР, таких как теплоноситель первого контура, дистиллят, борный концентрат, вода в бассейне выдержки и перегрузки (БВиП), превышает критерий отнесения к жидким радиоактивным отходам (ЖРО) [7, 8]. Превышение критерия отнесения к ЖРО существенно осложняет обращение с такими средами. В работе [7] показана возможность очистки таких сред от трития. Следует отметить, что проблема обращения с тритийсодержащими ЖРО особенно остро стоит на АЭС «Фукусима-Дайичи» [9].

Что касается радиоуглерода, то практически отсутствуют опубликованные работы по оценке значимости радиоуглерода в системе комплексного решения проблемы радиозэкологической безопасности АЭС. Имеется лишь одна фундаментальная монография [10], в которой всесторонне рассмотрены проблемы радиоуглерода на АЭС. Но последнее ее издание датировано 2004 г. Зарубежные публикации о содержании радиоуглерода в технологических системах АЭС отсутствуют. Это прежде всего связано с отсутствием доступных методов измерения.

В настоящее время благодаря достигнутому научно-техническому уровню атомной отрасли проводится полномасштабное моделирование работы ядерных установок, в том числе АЭС. Использование различных математических моделей позволяет на уровне проекта увеличить конкурентоспособность отечественных АЭС, как в области безопасности, так и в области капитальных и эксплуатационных затрат.

Важной частью проектирования АЭС является обеспечение радиационной безопасности и, соответственно, расчет воздействия в результате эксплуатации РУ на персонал, население и окружающую среду. При разработке проекта АЭС необходимо обеспечить соответствие параметрам радиационной безопасности, определенным законами и нормативными документами.

Одним из таких параметров является выброс (сброс) радиоактивных веществ в окружающую среду. В связи с этим необходима разработка математических моделей, позволяющих оценить активность радионуклидов в составе сброса и выброса с АЭС.

Современные методы очистки доказали, что большую часть радионуклидов возможно задержать на фильтрах и перевести в радиоактивные отходы. Однако тритий не улавливается современными методами очистки технологических сред на АЭС. В настоящее время вклад АЭС в общее количество трития, попадающего в окружающую среду, составляет около 1/7 естественного содержания [11]. Тритий и радиоуглерод являются подвижными радионуклидами, обладают высокой миграционной способностью в природных средах.

В связи с приведенными фактами возникает необходимость оценки активности трития и радиоуглерода при работе АЭС, расчета выхода трития и радиоуглерода со сбросом и выбросом. Разработанная модель оценки накопления и распространения трития и радиоуглерода на ВВЭР позволит оценить воздействие трития на персонал, население и окружающую среду на стадии проекта.

Материалы и методы

Работа АЭС осуществляется благодаря эксплуатации сложных технических систем, в частности водообмен между системами происходит не постоянно, а в определенные моменты времени. Так, поступление дистиллята или борного концентрата в первый контур происходит при необходимости изменения запаса реактивности, а направление вод первого контура на очистку происходит при заполнении бакового хозяйства. Однако выброс и сброс, неорганизованные протечки, испарение с поверхности БВиП происходят непрерывно. Функционирование таких систем можно описать последовательностью событий дискретного характера, в промежутках между которыми система ведет себя как непрерывная. В связи с этими фактами моделирование работы АЭС можно отнести к непрерывно-дискретному классу. При исследовании технических систем с дискретным характером функционирования наиболее широкое применение получили такие методы математического моделирования, как аналитические, численные, статистические, имитационные.

В тех случаях, когда анализ математической модели численными методами может оказаться

нерезультативным из-за чрезмерной трудоемкости, строится имитационная модель (ИМ). Имитационное моделирование представляет собой численный метод проведения вычислительных процессов с математическими моделями, имитирующими поведение реальных объектов, работ или процессов, систем во времени в течение заданного периода. ИМ объединяет свойства отдельных элементов в единую систему. Проводя вычисления, можно на основе свойств отдельных элементов определить свойства всей системы.

Идея разработки ИМ заключается в построении моделей накопления и распространения трития и радиоуглерода, применимых для всех АЭС с ВВЭР, с учетом исходных данных (параметров РУ, схем систем, водообмена, объемов бакового хозяйства и др.).

Логика построения ИМ сводится к рассмотрению дифференциальных уравнений, описывающих технологические процессы водообмена по пути миграции трития от образования в активной зоне до сброса или выброса.

При эксплуатации ВВЭР тритий образуется в основном в топливе в результате тройного деления ядер топлива и в теплоносителе за счет облучения ядер бора. При этом стоит обратить внимание, что тритий накапливается в оболочке тепловыделяющего элемента, так как в качестве материала оболочек используются циркониевые сплавы, и в теплоноситель попадает примерно 0,1 % от образовавшегося в топливе трития [2]. Основными источниками образования трития в первом контуре теплоносителя в ВВЭР с борным регулированием являются реакции на боре в составе борной кислоты H_3BO_3 и на литии в составе щелочи $LiOH$, которая находится в примеси к щелочи KOH , вводимой в теплоноситель для коррекции водно-химического режима. Теплоноситель первого контура ВВЭР связан с другими технологическими контурами тем или иным способом, таким образом, тритий распространяется по всем водным системам. Далее, следуя циклу воды и пара, тритий распространяется по внутренним системам. Поскольку в течение кампании энергоблока ВВЭР операции водообмена первого контура происходят многократно, то практически весь тритий из теплоносителя попадает в окружающую среду с газоаэрозольными выбросами через вентиляционную трубу и сбросами дебалансных вод в водные объекты. Суммарно на ВВЭР образуется около $4 \cdot 10^{13}$ Гбк/ГВт (эл.) в год трития, способного выйти в окружающую среду [1, 2].

На ВВЭР образование радиоуглерода происходит как в теплоносителе, проходящем через активную зону, так и в топливе.

Суммарная скорость генерации радиоуглерода в ВВЭР-1000 составляет 1,4 ГБк/ГВт (эл.) в год. Для PWR генерация радиоуглерода по литературным данным составляет 1,3–1,4 ГБк/ГВт (эл.) в год [1], что совпадает с нашими оценками.

ИМ в общем виде представляет собой блок-схему взаимодействующих систем, по которым мигрируют радионуклиды. Зная параметры работы, важные для моделирования систем, возможно рассчитать активность радионуклидов в этих системах. ИМ представляет собой систему дифференциальных уравнений, описывающих миграцию радионуклидов по системам. Последовательное вычисление активности радионуклидов при помощи таких уравнений позволяет рассчитать накопление радионуклидов в этих системах. В дифференциальных уравнениях должны учитываться как поступления, так и выход радионуклидов из системы, которую описывает уравнение. Совокупность таких уравнений является ИМ. Она должна описывать весь жизненный путь радионуклида от образования до выхода в окружающую среду.

Для построения ИМ на рисунке представлена блок-схема водообмена на ВВЭР.

Образовавшиеся радионуклиды распространяются в результате принудительной циркуляции теплоносителя по первому контуру. Активность трития и радиоуглерода в первом контуре (формулы (3) и (4)) уменьшается за счет неорганизованных и органи-

зованных протечек, протечек из первого контура во второй через парогенератор в результате радиоактивного распада. Теплоноситель первого контура проходит очистку от нерастворенных газов, это один из дополнительных путей выхода радиоуглерода из первого контура. Однако основной путь выхода радионуклидов – это вывод теплоносителя в бак боросодержащих вод (направление 1, формула (5)). Система боросодержащих вод предназначена для временного накопления теплоносителя первого контура.

Накопленный в системе боросодержащих вод теплоноситель первого контура направляется в систему очистки вод первого контура (направления 2 и 3, формула (5)). В этой системе происходит очистка вод первого контура при помощи выпарных аппаратов. Полученный дистиллят накапливается, а кубовой остаток направляется в хранилище твердых радиоактивных отходов. Дистиллят направляется на энергоблок или для получения раствора борной кислоты, который также направляется на энергоблок (направления 4 и 5, формула (5)). Для получения дополнительного объема дистиллята или раствора борной кислоты может использоваться свежая вода (направления 6 и 7, формула (5)).

Поступившие на энергоблок дистиллят и раствор борной кислоты используются в процессе эксплуатации РУ для изменения запаса реактивности путем изменения концентрации бора в первом контуре. Активность радионуклидов в дистилляте и борном концентрате должны учитываться при расчете активности радионуклидов в первом контуре.

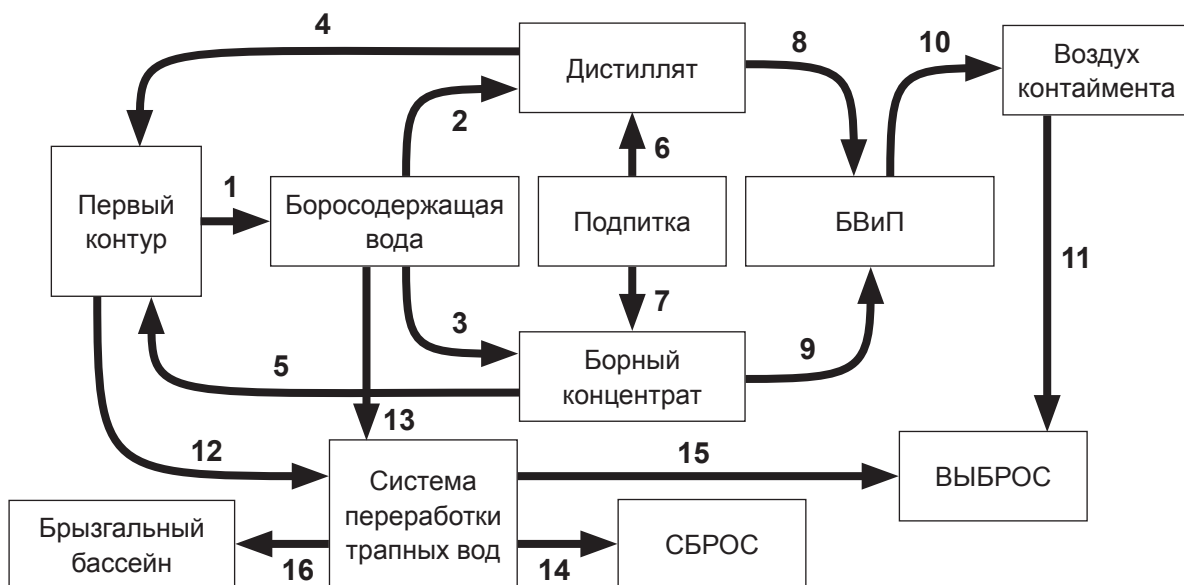


Рис. Схема водообмена на ВВЭР (цифрами обозначены направления движения радионуклидов по технологическим системам)

[Fig. Water exchange diagram at VVER (the numbers indicate the direction of radionuclide movement through technological systems)]

Дистиллят и раствор борной кислоты направляются в БВиП для компенсации потерь воды за счет испарения (направления 8 и 9, формула (8)). Во время плановых ремонтов происходит разуплотнение первого контура и объединение вод с БВиП. Для объединения вод надреакторное пространство заполняется дистиллятом. Испарение воды с зеркала объединенных вод создает в гермообъеме повышенную концентрацию радионуклидов в воздухе (направление 10, формула (13)). Выброс воздуха из гермообъема при проведении плановых ремонтов обуславливает основной вклад в активность выброса радионуклидов (направление 11, формула (10)).

Неорганизованные протечки первого контура и других систем энергоблока, а также трапные воды собираются в баковом хозяйстве системы трапных вод на энергоблоке (направления 12 и 13, формулы (6) и (7)). После заполнения бакового хозяйства трапные воды направляются в систему переработки трапных вод, в которой получают дистиллят и кубовой остаток. Дистиллят из данной системы при соответствии водно-химическому режиму направляется на энергоблок или для получения раствора борной кислоты. При несоответствии химическим критериям полученный дистиллят направляется в дебалансные воды и далее на сброс (направление 14, формула (11) или для подпитки других систем с более мягкими требованиями по водно-химическому режиму, например, в ББ (направление 16, формула (13)). Испарение неорганизованных протечек, содержащих радионуклиды, увеличивает активность радионуклидов в выбросе (направление 15, формула (10)).

Для расчета активности радионуклидов в системах, важных для накопления и распространения трития и радиоуглерода, кроме уравнений, необходимы значения параметров систем и объемов водообменов/протечек для конкретной РУ. Такие параметры могут быть получены экспериментально (на действующих АЭС) или из проектных материалов (для проектируемых и строящихся АЭС).

Расчет образования трития проводится по формуле (1):

$$R(t) = R_{B-10}(t) + R_{ТВС}(t), \quad (1)$$

где $R(t)$ – суммарное образование трития в момент времени t , Бк/с;

$R_{B-10}(t)$ – образование трития при реакции на боре в составе борной кислоты H_3BO_3 , Бк/с;

$R_{ТВС}(t)$ – образование трития в топливе при реакции тройного деления, Бк/с.

Расчет образования радиоуглерода проводится по формуле (2):

$$F(t) = \frac{F_{C-14}}{510} \cdot \frac{M(t)}{1255}, \quad (2)$$

где $F(t)$ – образование радиоуглерода в момент времени t , Бк/сут;

F_{C-14} – суммарное образование радиоуглерода за кампанию, Бк;

$M(t)$ – реальная электрическая мощность РУ в момент времени t , МВт;

510 – длительность кампании, сут;

1255 – номинальная электрическая мощность РУ, МВт.

Расчет активности трития в первом контуре проводится по формуле (3):

$$\frac{dQ(t)}{dt} = R(t) + b_1 + b_4 - b_3 - Q(t)(\lambda + \lambda_{12} + \lambda_1 + \lambda_{11}), \quad (3)$$

где $Q(t)$ – активность трития в первом контуре в момент времени t , Бк;

b_1 – поступление трития в первый контур из баков борного концентрата, Бк/с;

b_3 – поступление трития из первого контура в баки боросодержащих вод, Бк/с;

b_4 – поступление трития в первый контур из баков дистиллята, Бк/с;

λ – постоянная распада трития, c^{-1} ;

λ_1 – скорость выведения трития из первого контура за счет неорганизованных протечек, c^{-1} ;

λ_{11} – скорость выведения трития из первого контура за счет организованных протечек (испарения), c^{-1} ;

λ_{12} – скорость выведения трития из первого контура за счет протечек из первого контура во второй, c^{-1} .

Расчет активности радиоуглерода в первом контуре проводится по формуле (4):

$$\frac{dQ^c}{dt} = F(t) + d_1 + d_4 - d_3 - Q^c(t) \left(\lambda^c + \lambda_{12} + \lambda_1 + \lambda_{11} + \varphi \cdot \frac{P_{КВЕ}}{V_{1к}} \right), \quad (4)$$

где Q^c – активность радиоуглерода в первом контуре, Бк;

$F(t)$ – образование радиоуглерода в момент времени t , Бк/с;

d_1 – поступление радиоуглерода в первый контур из баков борного концентрата, Бк/с;

d_3 – поступление радиоуглерода из первого контура в баки боросодержащих вод, Бк/с;

d_4 – поступление радиоуглерода в первый контур из баков дистиллята, Бк/с;

λ^c – постоянная распада радиоуглерода, c^{-1} ;

λ_1 – скорость выведения радиоуглерода из первого контура за счет неорганизованных протечек, c^{-1} ;

λ_{11} – скорость выведения радиоуглерода из первого контура за счет организованных (испарения) протечек, c^{-1} ;

λ_{12} – скорость выведения радиоуглерода из первого контура за счет протечек из первого контура во второй, c^{-1} ;

ϕ – доля радиоуглерода, оставшегося в теплоносителе, после очистки от газов в деаэраторе системы продувки-подпитки;

$P_{\text{КВЕ}}$ – расход теплоносителя через систему низкотемпературной очистки теплоносителя, m^3/c ;

$V_{1к}$ – объем теплоносителя в первом контуре, m^3 .

Расчет активности трития/радиоуглерода в системах, непосредственно связанных с первым контуром, таких как система боросодержащей воды, система чистого дистиллята и система борного концентрата, проводится по формуле (5):

$$dq_i/dt = \frac{q_j(t)V_j - q_i(t)V_i}{V\Delta t} - \lambda q_i(t), \quad (5)$$

где q_i – объемная активность трития/радиоуглерода в системе i , Bk/m^3 ;

λ – постоянная радиоактивного распада трития/радиоуглерода, c^{-1} ;

$q_i(t)$ – объемная активность трития/радиоуглерода в системе i в момент времени t , Bk/m^3 ;

$q_j(t)$ – объемная активность трития/радиоуглерода, поступившая из системы j в систему i в момент времени t , Bk/m^3 ;

V_i – объем среды, выведенной из системы i , m^3 ;

V_j – объем среды, поступившей из системы j в систему i , m^3 ;

V – объем среды, поступившей из системы j в систему i , m^3 ;

Δt – период времени, мес.

Расчет активности трития в системе трапных вод проводится по формуле (6):

$$dQ_{\text{СВО-3}}/dt = (q_{\text{СВО-3}}V_{\text{СВО-3}})/\Delta t - \lambda_i V_{1к} q(t) \eta - b(t) - \lambda Q_{\text{СВО-3}}, \quad (6)$$

где $Q_{\text{СВО-3}}$ – активность трития в баках системы переработки трапных вод, Bk ;

$q_{\text{СВО-3}}$ – удельная активность трития в баках системы переработки трапных вод, Bk/m^3 ;

$V_{\text{СВО-3}}$ – объем среды в баках системы переработки трапных вод, m^3 ;

λ_i – доля потерь теплоносителя по пути i ;

$V_{1к}$ – объем теплоносителя первого контура, m^3 ;

$q(t)$ – удельная активность теплоносителя первого контура в момент времени t , Bk/m^3 ;

η – доля неорганизованных протечек;

$b(t)$ – активность трития, выведенная из баков системы переработки трапных вод в момент времени t , Bk ;

λ – постоянная радиоактивного распада трития, c^{-1} ;

Δt – период времени, мес.

Расчет активности радиоуглерода в системе переработки трапных вод проводится по формуле (7):

$$\frac{dQ_6^c}{dt} = q_{\text{тр}}^c(t) \cdot \frac{V_{\text{тр}}(t)}{\Delta t} + \lambda_1 \cdot V_{1к} \cdot q^c(t)(1 - \beta) - d_6 - \lambda_6^c \cdot Q_6^c, \quad (7)$$

где Q_6^c – активность радиоуглерода в системе переработки трапных вод, Bk ;

$q_{\text{тр}}^c(t)$ – объемная активность радиоуглерода в системе переработки трапных вод в момент времени t , Bk/m^3 ;

$V_{\text{тр}}(t)$ – объем трапных вод, поступающих в систему переработки трапных вод в момент времени t , m^3 ;

$q^c(t)$ – объемная активность радиоуглерода в теплоносителе первого контура в момент времени t , Bk/m^3 ;

β – доля радиоуглерода, оставшегося в протечках в момент сбора;

d_6 – скорость выведения радиоуглерода из системы переработки трапных вод, Bk/c ;

λ_6^c – скорость выведения радиоуглерода из системы переработки трапных вод с протечками и испарением, c^{-1} .

Расчет активности трития/радиоуглерода в БВиП проводится по формуле (8):

$$\frac{dQ_5}{dt} = Q_5 + b_{5м} \cdot (k_{\text{дист3}} \cdot q_6(t) - q_5(t)), \quad (8)$$

где Q_5 – активность трития/радиоуглерода в БВиП, Bk ;

$b_{5м}$ – скорость испарения воды в БВиП в режиме работы на мощности, m^3/c ;

$k_{\text{дист3}}$ – доля чистого дистиллята в подпитке БВиП;

$q_6(t)$ – объемная активность трития/радиоуглерода в дистилляте подпитки в момент времени t , Bk/m^3 ;

$q_5(t)$ – объемная активность трития/радиоуглерода в БВиП в момент времени t , Bk/m^3 .

Расчет активности трития/радиоуглерода в теплоносителе второго контура проводится по формуле (9):

$$\frac{dQ_{II}}{dt} = b_2 + \lambda_{12} \cdot Q(t) - Q_{II} (\lambda_{II} + \lambda_{\text{пр2}}), \quad (9)$$

где Q_{II} – активность трития/радиоуглерода во втором контуре, Bk ;

b_2 – скорость поступления трития/радиоуглерода во второй контур, Бк/с;

λ_{12} – скорость поступления трития/радиоуглерода во второй контур с протечками, Бк/с;

λ_{II} – скорость выведения трития/радиоуглерода в связи с отбором пара на собственные нужды, с⁻¹;

λ_{np2} – скорость выведения трития/радиоуглерода из второго контура с протечками с⁻¹.

Расчет выброса трития/радиоуглерода в окружающую среду проводится по формуле (10):

$$\frac{dQ_B(t)}{dt} = (1 - \alpha) \left(\lambda_1 Q_B(t) + \lambda_2 \cdot \sum_{\substack{i=1,2,4 \\ j=1,2}} Q_{ij} \right) + b_{5M} q_5(t) + \lambda_{12} Q \quad (10)$$

где $Q_B(t)$ – активность трития/радиоуглерода в окружающей среде в момент времени t , Бк;

α – относительная доля протечек, попадающая в баки системы очистки трапных вод;

λ_2 – скорость выведения трития/радиоуглерода из системы переработки теплоносителя за счет испарения и протечек, с⁻¹.

Расчет активности трития/радиоуглерода в сбросе определяется по формуле (11):

$$\frac{dQ_C(t)}{dt} = \xi \frac{dQ_6(t)}{dt} \quad (11)$$

где $Q_C(t)$ – активность трития/радиоуглерода в сбросе в момент времени t , Бк;

ξ – относительная доля трапных вод и неорганизованных протечек, поступающих в окружающую среду.

Расчет активности трития/радиоуглерода в воздухе гермообъема проводится по формуле (12):

$$\frac{dq_B(t)}{dt} = \theta_m \cdot \frac{dq_{BВиП}(t)}{dt} \quad (12)$$

где $q_B(t)$ – объемная активность трития/радиоуглерода в воздухе гермообъема в момент времени t , Бк/м³;

θ_m – коэффициент перехода от активности трития/радиоуглерода в воде БВиП к активности трития во влаге воздуха;

$q_{BВиП}(t)$ – объемная активность трития в БВиП в момент времени t , Бк/м³.

Расчет активности трития в охлаждающей воде ББ проводится по формуле (13):

$$\frac{dQ_{BB}(t)}{dt} = P_{ов} \left(q_{BB} - \frac{Q_{BB}(t)}{V_{BB}} \right) + P_{ПВ} \left(q_6 \cdot \chi - \frac{Q_{BB}(t)}{V_{BB}} \right) - \lambda Q_{BB}(t) \quad (13)$$

где $Q_{BB}(t)$ – активность трития в ББ в момент времени t , Бк;

$P_{ов}$ – расход охлаждающей воды, поступающей в ББ, м³/час;

$P_{ПВ}$ – расход питательной воды, поступающей в ББ, м³/час;

q_{BB} – удельная активность трития в ББ, Бк/м³;

V_{BB} – объем воды, циркулирующей в ББ, м³;

χ – доля дистиллята после очистки трапных вод в подпиточной воде ББ.

Для определения ветрового уноса и испарения трития с водой ББ используется формула (14):

$$\frac{dQ_y(t)}{dt} = P_{ПВ} \frac{dQ_{BB}(t)}{dt} \quad (14)$$

где $Q_y(t)$ – суммарная активность трития, уносимая ветром и испаряющаяся с ББ в момент времени t , Бк.

Результаты и обсуждение

Для верификации и проверки правильности построения ИМ на ВВЭР были проведены измерения радионуклидов в технологических средах и помещениях Балаковской АЭС в сентябре 2017 и марте 2018 гг. Исследования проводились ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России совместно со специалистами службы радиационной безопасности Балаковской АЭС по заказу АО «Концерн Росэнергоатом».

Для исследования содержания трития и радиоуглерода в воздухе использовались аттестованные и рекомендованные для АЭС методики [12–14]. Исследования в сентябре 2017 г. проведены в соответствии с программой работ, утвержденной главным инженером Балаковской АЭС на двух энергоблоках Балаковской АЭС: энергоблоке № 1 при работе на мощности в режиме выдачи электроэнергии и энергоблоке № 4 при останове для проведения ремонтных работ и перегрузки.

Отбор проб воздуха был проведен в помещениях энергоблоков и санитарно-бытового блока (спецкорпус) постоянного пребывания персонала АЭС, в помещениях, в которых возможен выход трития и радиоуглерода из технологических контуров в воздух, а также на территории АЭС в районе ББ и блочных насосных станций.

При ремонте энергоблока № 4 в течение двух недель при подготовке разуплотнения первого контура, непосредственно при снятии крышки реактора и в течение нескольких дней после снятия крышки реактора был осуществлен непрерывный отбор проб воздуха в гермообъеме для оценки

динамики изменения активности трития. Отбор проб жидких сред на энергоблоке № 4 (останов) был проведен однократно при подготовке снятия крышки реактора.

На энергоблоке № 1, работающем на мощности, отбор по исследуемым системам проводился в среднем 4–5 раз с целью учета и оценки колебаний удельной активности радионуклидов при работе РУ на мощности.

Исследования в марте 2018 г. проведены на энергоблоке № 4 при работе на мощности и энергоблоке № 3 на останове, во время пуска (выход на минимально контролируемый уровень и ввод в электросеть) и при работе реактора на мощности в соответствии с утвержденной программой работ.

Отбор проб воздуха, как и в 2017 г., был проведен во всех помещениях энергоблоков и спецкорпуса, а также в технологических системах, в помещениях, в которых возможен выход из технологических контуров в воздух трития. Наряду с этим были отобраны пробы аэрозолей вентиляционных выбросов АЭС.

На энергоблоке № 3 (останов) отбор проб вод первого контура и вод систем специальной водоочистки проводился ежедневно в течение двух недель с целью учета и оценки колебаний удельной активности трития во время подготовки РУ к выходу на минимально контролируемый уровень мощности и при непосредственном вводе в электросеть. Пробы теплоносителя второго контура отобраны четыре раза.

Помимо этого, на территории промплощадки АЭС был произведен разовый отбор проб из сбросного и отводного каналов, ББ и ливневой канали-

зации, а также из наблюдательных скважин, пробуренных до водоносного горизонта и расположенных в районе местонахождения потенциальных источников загрязнения.

Полученные данные о работе технологических систем Балаковской АЭС (расходы поступления и вывода сред, объемы бакового хозяйства, периодичность и время работы систем и др.) позволили построить ИМ на ВВЭР-1000. Установлено, что на Балаковской АЭС водообмен и обращение с тритийсодержащими средами отличается от установленного в ИМ. В ИМ рассматривается направление на сброс технологических сред через систему переработки трапных вод. На Балаковской АЭС среды из системы переработки трапных вод направляются для подпитки технической воды группы «А» в ББ, откуда происходят ветровой унос и капельное испарение.

Экспериментальные и расчетные данные по исследуемым системам в основных режимах работы РУ приведены в табл. № 1 и 2. В качестве экспериментальных данных представлены значения максимальной и минимальной объемной активности радионуклидов в каждой исследуемой системе за период времени, в течение которого проведены исследования.

Разброс экспериментальных значений активности радионуклидов обусловлен тем, что измерения проводились при различных режимах работы энергоблока, и затем полученные значения усреднялись.

Расчетные данные по объемной активности трития и радиоуглерода получены для соответствующей кампании по каждому энергоблоку Балаковской АЭС.

Таблица № 1

Объемная активность трития в технологических контурах и системах Балаковской АЭС
Volumetric activity of tritium in technological circuits and systems of the Balakovo NPP

№ п/п	Система	Объемная активность трития, Бк/м ³ (экспериментальные данные)	Объемная активность трития, Бк/м ³ (расчетные данные)
1.	Теплоноситель первого контура	0,7 ÷ 19·10 ⁹	8,4 ÷ 19·10 ¹⁰
2.	Бассейн выдержки и перегрузки	6,6 ÷ 10·10 ⁹	5,9 ÷ 9,3·10 ⁹
3.	Борный концентрат	6,5 ÷ 9,4·10 ⁹	8,4 ÷ 8,9·10 ⁹
4.	Боросодержащая вода	6,8 ÷ 16·10 ⁹	7,6 ÷ 1,9·10 ⁹
5.	Вода бака хранения дистиллята	5,7 ÷ 9,4·10 ⁹	5,7 ÷ 8,4·10 ⁹
6.	Вода системы переработки трапных вод	1,1 ÷ 3,7·10 ⁹	1,2 ÷ 4,6·10 ⁹
7.	Теплоноситель второго контура	2,1 ÷ 3,8·10 ⁵	2,4 ÷ 3,2·10 ⁵
8.	Воздух гермообъема	0,1 ÷ 1,0·10 ⁵	1,2 ÷ 2,0·10 ⁵

Таблица № 2

Объемная активность радиоуглерода в технологических контурах и системах Балаковской АЭС
Volumetric activity of radiocarbon in technological circuits and systems of the Balakovo NPP

№ п/п	Система	Объемная активность радиоуглерода, Бк/м ³ (экспериментальные данные)	Объемная активность радиоуглерода, Бк/м ³ (расчетные данные)
1.	Теплоноситель первого контура	3,0 ÷ 5,2·10 ⁷	0,8 ÷ 2,4·10 ⁷
2.	Бассейн выдержки и перегрузки	2,3 ÷ 3,9·10 ⁷	0,5 ÷ 1,8·10 ⁷
3.	Борный концентрат	2,5 ÷ 1,5·10 ⁷	0,8 ÷ 1,8·10 ⁷
4.	Боросодержащая вода	3,2 ÷ 6,0·10 ⁷	0,8 ÷ 2,1·10 ⁷
5.	Вода бака хранения дистиллята	6,0 ÷ 5,1·10 ⁶	0,5 ÷ 1,1·10 ⁷
6.	Вода системы переработки трапных вод	3,7 ÷ 4,1·10 ⁶	0,9 ÷ 3,9·10 ⁶
7.	Теплоноситель второго контура	-	-
8.	Воздух гермообъема	2,5	До 2,3·10 ²

Диапазон значений, приведенный в табл. № 1 и 2, обусловлен нахождением энергоблока на ремонте или в режиме работы на номинальной мощности.

По результатам сравнения экспериментальных и расчетных данных можно сделать вывод, что разработанная ИМ обладает высокой степенью достоверности с неопределенностью 30 %, что меньше неопределенности методик измерения радионуклидов [12–14].

Основываясь на результатах проведенных исследований ИМ была разработана методика «Оценка накопления и распространения трития и радиоуглерода в технологических схемах атомных станций» [15], что явилось инновационным подходом к решению проблемы радиационной опасности трития и радиоуглерода для проекта ВВЭР-ТОИ (Курская АЭС-2).

Методика соответствует требованиям санитарного законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности для персонала и населения, требованиям по обеспечению технической безопасности при работе с радиационно опасными источниками.

Выводы

Разработана ИМ накопления и распространения трития и радиоуглерода на ВВЭР. Верификация модели выполнена на основе данных, полученных на Балаковской АЭС.

Утверждена и введена в действие методика «Оценка накопления и распространения трития и радиоуглерода в технологических схемах атомных станций» [15]. Методика устанавливает порядок

проектных расчетов образования, накопления и распространения трития и радиоуглерода на стадии проекта АЭС с ВВЭР-ТОИ. Такая оценка позволяет прогнозировать воздействие трития и радиоуглерода на персонал, население и окружающую среду в условиях нормальной эксплуатации. Данная методика может быть использована как для ВВЭР-ТОИ, так и для ВВЭР-1000. Также важной особенностью водообмена является учет систем, через которые тритий и радиоуглерод могут поступать в окружающую среду (ББ, градирни, поля фильтрации и др.).

В настоящий момент в рамках научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ для Балаковской АЭС и Ленинградской АЭС-2 ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России выполняется анализ миграции трития по технологическим контурам и системам АЭС, который необходим для дальнейшей оптимизации проектных решений, а также для прогнозирования накопления трития в течение всего срока эксплуатации АЭС и определения дебалансных вод, подлежащих очистке.

Анализ будет выполнен на основании имитационного моделирования с применением подходов, указанных в методике [15], с учетом особенностей технологических решений и параметров систем.

Метод имитационного моделирования в дальнейшем планируется использовать и при разработке проектов новых АЭС, в частности, блоков № 3, 4 Курской АЭС-2 и блоков № 1, 2 Смоленской АЭС-2, что позволит выполнить более надежную оценку выбросов и сбросов в окружающую среду, а также дозовых нагрузок на персонал и население.

Литература

1. The IAEA database on discharges of radionuclides to the atmosphere and the aquatic environment (DIRATA). URL: <https://dirata.iaea.org> (дата обращения: 04.08.2022).
2. Грачев В. А., Сазонов А. Б., Задонский Н. В. и др. Образование и распределение трития в первом контуре ВВЭР: математическое моделирование // Известия высших учебных заведений. Физика. 2021. № 2–2 (759). Т. 64. С. 20–26.
3. Строганов А. А., Курындин А. В., Шаповалов А. С. О радиационном воздействии выбросов брызгальных бассейнов атомных станций // Ядерная и радиационная безопасность. 2014. № 4 (74). С. 11–17.
4. Едикин А. А., Васильев А. В., Мурашова Е. Л., Курындин А. В. Оценка поступления трития в атмосферу из брызгальных бассейнов Балаковской АЭС в холодный период // Ядерная и радиационная безопасность. 2014. № 3 (85). С. 35–45.
5. Барчуков В. Г., Кочетков О. А., Кабанов Д. И. Распространение трития и его соединений воздушным путем при нормальных условиях эксплуатации Балаковской АЭС // АНРИ. 2016. № 1. С. 49–54.
6. Едикин А. А., Ковязин В. Н., Курындин А. В., Мурашова Е. Л. и др. Анализ поступления трития в атмосферу из баков запаса дистиллята (на примере Балаковской АЭС) // Вопросы радиационной безопасности. 2019. № 1 (93). С. 16–24.
7. Растунова И. Л. Детритизация и иммобилизация низкоактивных тритийсодержащих водных отходов: дис. на соискание степени д-ра техн. наук: 05.17.02. – М., 2019. 317 с.
8. Санитарные правила и нормативы. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (с Изменением 1). ОСПОРБ-99/2010: утв. постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26.04.2010 № 40.
9. Авария на АЭС «Фукусима-Дайичи»: доклад Генерального директора. МАГАТЭ, Вена, Австрия, 2015. 264 с. URL: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SupplementaryMaterials/P1710/Languages/Russian.pdf> (дата обращения: 20.07.2022).
10. Рублевский В. П., Яценко В. Н., Чанышев Е. Г. Роль углерода-14 в техногенном облучении человека / под ред. О. А. Кочеткова. – М.: ИздАТ, 2004. 197 с. ISBN 5-86656-160-3.
11. Tritium and the environment – IRSN, 2012. URL: <https://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/radionuclides-sheets/environment/Pages/Tritium-environment.aspx> (дата обращения: 26.06.2022).
12. Методика (метод) измерений. Выполнение измерений при радиационном контроле трития и углерода-14 в помещениях АЭС с применением расходомера-пробоотборника TASC-НТ-НТО-С-14 (МВК) (МТ1.2.1.15.002.0238-2014): аттест. ФГУП «ВНИИФТРИ», свид. об аттестации № 40063.4Д199/01.00294-2010 от 14.05.2014, зарегистр. в Федеральном информационном фонде по ОЕИ № Ф.1.40.2014.18213.
13. Методические указания по методам контроля. Методика определения концентрации органических и неорганических соединений Н-3 в воздухе окружающей среды и производственных помещений (МУК 4.3.047–2017): аттест. ФГУП «ВНИИФТРИ», свид. об аттестации № 45063.16326/RA.RU.311243-2015 от 05.05.2016.
14. Методические указания по методам контроля. Методика определения объемной активности органических и неорганических соединений Н-3 в водных объектах методом жидкосцинтилляционной спектрометрии (МУК 4.3.044-2012): аттест. ФГУП «ВНИИФТРИ», свид. об аттестации № 40090.2В370.
15. О введении в действие методики МТ 1.1.4.02.1617-2019 «Оценка накопления и распространения трития и радиоуглерода в технологических схемах атомных станций»: приказ Генерального директора АО «Концерн Росэнергоатом» Петрова А. Ю. № 9/01/381-П от 10.03.2021.

References

1. The IAEA database on discharges of radionuclides to the atmosphere and the aquatic environment (DIRATA). URL: <https://dirata.iaea.org> (reference date: 04.08.2022).
2. Grachev V. A., Sazonov A. B., Zadonskaya Y. N., et al. Obrazovanie i raspredelenie tritiya v pervom konture VVER: matematicheskoe modelirovanie [Formation and distribution of tritium in the primary circuit of VVER: numerical simulation]. Izvestiya vysshikh uchebnykh zavedenii. Fizika – Russian Physics Journal, 2021, no. 2–2 (759), vol. 64, pp. 20–26 [in Russian].

3. Stroganov A. A., Kuryndin A. V., Shapovalov A. S. O radiatsionnom vozdeistvii vybrosov bryzgal'nykh basseinov atomnykh stantsii [The radiation exposure due to discharges of nuclear power plants spray ponds]. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost' – Nuclear and Radiation Safety Journal*, 2014, no. 4 (74), pp. 11–17 [in Russian].
4. Ekin A. A., Murashova E. L., Vasilyev A. V., Kuryndin A. V. Otsenka postupleniya tritiya v atmosferu iz bryzgal'nykh basseinov Balakovskoi AEHS v kholodnyi period [Assessment of tritium escape into atmosphere from the spray ponds of the Balakovo NPP in cold seasons]. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost' – Nuclear and Radiation Safety Journal*, 2014, no. 3 (85), pp. 35–45 [in Russian].
5. Barchukov V. G., Kochetkov O. A., Kabanov D. I. Rasprostranenie tritiya i ego soedinenii vozdushnym putem pri normal'nykh usloviyakh ehkspluatatsii Balakovskoi AEHS [Distribution of tritium and its compounds by air under normal conditions of operating of Balakovo NPP]. *ANRI*, 2016, no. 1, pp. 49–54 [in Russian].
6. Ekin A. A., Kovyazin V. L., Kuryndin A. V., Murashova E. L., et al. Analiz postupleniya tritiya v atmosferu iz bakov zapasa distillyata (na primere Balakovskoi AEHS) [Analysis of possible emission of tritium into the atmosphere from the distillate storage tanks (using the Balakovo NPP as an example)]. *Voprosy radiatsionnoi bezopasnosti – Journal of radiation safety*, 2019, no. 1 (93), pp. 16–24 [in Russian].
7. Rastunova I. L. (2019). Detritizatsiya i immobilizatsiya nizkoaktivnykh tritiisoderzhashchikh vodnykh otkhodov [Deratization and immobilization of low-level tritium containing water waste]. Dissertation for the degree of Doctor of Technical Sciences: 05.17.02. Moscow [in Russian].
8. Sanitarnye pravila i normativy “Osnovnye sanitarnye pravila obespecheniya radiatsionnoi bezopasnosti” (s Izmeneniem 1) (OSPORB-99/2010) [Sanitary rules and regulations “Basic Sanitary Rules for Radiation Safety” (with Amendment 1) (OSPORB-99/2010)]. 2010.
9. Avariya na AEHS “Fukusima-Daiichi”. Doklad General'nogo direktora. [The Fukushima-Daiichi accident. Report by Director General]. Vienna, 2015. URL: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1710-ReportByTheDG-Web.pdf> (reference date: 20.07.2022).
10. Rublevsky V. P., Yatsenko V. N., Chanyshv E. G. (2004). Rol' uleroda-14 v tekhnogennom obluchenii cheloveka. Pod red. O. A. Kochetkova [The role of carbon-14 in human technogenic irradiation. Edited by O. A. Kochetkov]. Moscow: IzdAT. ISBN 5-86656-160-3 [in Russian].
11. Tritium and the environment – IRSN, 2012. URL: <https://www.irsn.fr/EN/Research/publications-documentation/radionuclides-sheets/environment/Pages/Tritium-environment.aspx> (reference date: 26.06.2022).
12. Metodika (metod) izmerenij “Vypolnenie izmerenij pri radiacionnom kontrole tritiya i ugleroda-14 v pomeshcheniyah AES s primeneniem raskhodomera-probootbornika TASC-HT-HTO-C-14 (MVK)” (MT 1.2.1.15.002.0238-2014) [Measurement technique (method) “Performing measurements during radiation monitoring of tritium and carbon-14 in NPP premises using a TASC-HT-HTO-C-14 (MVK) flow meter” (MT1.2.1.15.002.0238-2014)]. 2014.
13. Metodicheskie ukazaniya po metodam kontrolya “Metodika opredeleniya koncentracii organicheskikh i neorganicheskikh soedinenij N-3 v vozduhe okruzhayushchej sredy i proizvodstvennykh pomeshchenij” (MUK 4.3.047–2017) [Guidelines on control methods “Methods for determining the concentration of organic and inorganic compounds H-3 in the air of the environment and industrial premises” (MUC 4.3.047–2017)]. 2016.
14. Metodicheskie ukazaniya po metodam kontrolya “Metodika opredeleniya obemnoj aktivnosti organicheskikh i neorganicheskikh soedinenij N-3 v vodnykh obektah metodom zhidkoscintillyacionnoj spektrometrii” (MUK 4.3.044-2012) [Guidelines on control methods. A method for determining the volumetric activity of organic and inorganic H-3 compounds in water bodies by liquid scintillation spectrometry (MUC 4.3.044-2012)]. 2012.
15. O vvedenii v deistvie metodiki MT 1.1.4.02.1617-2019 “Otsenka nakopleniya i rasprostraneniya tritiya i radiougleroda v tekhnologicheskikh skhemakh atomnykh stantsii” [Order of the General Director of JSC “Concern Rosenergoatom” Petrov A. Yu. No. 9/01/381-P dated 10.03.2021 “On the introduction of the MT 1.1.4.02.1617-2019”]. 2021.

Сведения об авторах

Кочетков Олег Анатольевич, ведущий научный сотрудник, ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России (123098, Москва, ул. Живописная д. 46).

Анпилогова Ирина Николаевна, главный эксперт отдела турбинного острова, филиал АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации капитальных проектов (115432, Москва, Проектируемый пр. 4062, д. 6, стр. 5).

Барчуков Валерий Гаврилович, заведующий лабораторией, ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России (123098, Москва, ул. Живописная, д. 46).

Ковязин Вадим Леонидович, начальник отдела радиационной безопасности, филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция» (413801, Саратовская область, г. Балаково).

Максимов Александр Юрьевич, начальник отдела главного инженера, АО «Прорыв» (107140, г. Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, к. 7).

Сурин Павел Петрович, младший научный сотрудник, ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России (123098, Москва, ул. Живописная, д. 46).

Authors credentials

Kochetkov Oleg Anatol'evich, Leading researcher, SRC "Burnasyan Federal Medical Biophysical Center of Federal Medical Biological Agency" (46, building 5, Zhivopisnaya str., Moscow, 123098), e-mail: kochetkov2oleg@list.ru.

Anpilogova Irina Nikolaevna, Chief Expert of the Turbine Island, JSC "Rosenergoatom", Branch office for capital projects implementation (6, building 5, Projected ave. 4062, Moscow, 115432), e-mail: anpilogova-in@rosenergoatom.ru.

Barchukov Valerii Gavrilovich, Head of laboratory, SRC "Burnasyan Federal Medical Biophysical Center of Federal Medical Biological Agency" (46, building 5, Zhivopisnaya str., Moscow, 123098), e-mail: barchval@yandex.ru.

Kovyazin Vadim Leonidovich, Head of Radiation Safety Department, JSC "Rosenergoatom", Balakovo NPP (Saratov region, Balakovo, 413801), e-mail: kvl@balaes.ru.

Maksimov Aleksandr Yur'evich, Head of department, JSC "Proryv" (2/8, building 7, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: al_maks@mail.ru.

Surin Pavel Petrovich, Junior researcher, SRC "Burnasyan Federal Medical Biophysical Center of Federal Medical Biological Agency" (46, building 5, Zhivopisnaya str., Moscow, 123098), e-mail: psurin@fmbcfmba.ru.

Для цитирования

Кочетков О. А., Анпилогова И. Н., Барчуков В. Г., Ковязин В. Л., Максимов А. Ю., Сурин П. П. Имитационная модель как возможность описания процесса переноса и накопления нуклидов // Ядерная и радиационная безопасность. 2022. № 3 (105). С. 15–27. DOI: 10.26277/SECNRS.2022.105.3.002.

For citation

Kochetkov O. A., Anpilogova I. N., Barchukov V. G., Kovyazin V. L., Maksimov A. Yu., Surin P. P. Simulation model as a possibility of describing the process of transfer and accumulation of nuclides. Nuclear and Radiation Safety Journal, 2022, no. 3 (105), pp. 15–27. DOI: 10.26277/SECNRS.2022.105.3.002 [in Russian].

