

ТЕСТИРОВАНИЕ ИНТЕГРИРОВАННОГО ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА ПО МОДЕЛИРОВАНИЮ ГИПОТЕТИЧЕСКИХ АВАРИЙ НА РУ БН

А.А. Зайцев*, А.А. Казанцев*, А.А. Лукьянов*, О.В. Супотницкая*,
В.Н. Семёнов**, М.Ф. Филиппов***, А.Л. Фокин**, С.В. Цаун**

** ОАО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.*

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, д. 1

*** Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН.*

115191, г. Москва, ул. Большая Тульская, д. 52

**** Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».*

115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31.



Цель работы – создание интегрированного программного средства (ИПС) для проведения сквозного самосогласованного расчета всего цикла жизни продуктов деления (ПД) в АЭС с реакторной установкой (РУ) на быстрых нейтронах (БН) от накопления ПД в активной зоне до выхода их в окружающую среду и распространение за промплощадку АЭС. В расчетах использовался интегральный код СОКРАТ-БН совместно с кодами КУПОЛ-БН и НОСТРАДАМУС.

Практическое значение работы – разработка ИПС для обоснования безопасности РУ БН. В качестве тестовой решалась задача гипотетической аварии на АЭС с РУ БН с утечкой радиоактивных изотопов в помещения реактора. Результаты решения тестовой задачи подтверждают работоспособность ИПС. Научную новизну представляет разработка методики моделирования миграции и осаждения радиоактивных примесей в натриевом теплоносителе. Создан и интегрирован в ИПС СОКРАТ-БН программный модуль TRANS_FP, предназначенный для моделирования транспорта радиоактивных продуктов деления (РПД) и коррозии (РПК) в первом контуре и газовой системе РУ с учетом основных физических явлений при транспорте и накоплении РПД и РПК.

Разработаны и проверены программные интерфейсные модули для обмена данными между кодами СОКРАТ-БН, КУПОЛ-БН и НОСТРАДАМУС.

Ключевые слова: тяжелая запроектная авария, код КУПОЛ-БН, код НОСТРАДАМУС, интегральный код СОКРАТ-БН, быстрый реактор, продукты деления, обоснование безопасности БН.

ВВЕДЕНИЕ

Россия имеет большой список зарубежных заказов на строительство ЯЭУ, более полусотни стран хотят строить у себя реакторы, причем в этом списке находятся

© А.А. Зайцев, А.А. Казанцев, А.А. Лукьянов, О.В. Супотницкая,
В.Н. Семёнов, М.Ф. Филиппов, А.Л. Фокин, С.В. Цаун, 2015

реакторы на быстрых нейтронах. Для получения лицензии на строительство, ввод в эксплуатацию, эксплуатацию и вывод из эксплуатации блока ЯЭУ на конкретной площадке требуется комплекс работ по обоснованию его безопасности. Для доказательства безопасности РУ и получения разрешения надзорных органов расчеты следует выполнять с использованием лицензированных кодов.

В процессе конструирования и обоснования безопасности российских быстрых реакторов БН-350, БН-600, БН-800 в ГНЦ РФ-ФЭИ были разработаны специализированные коды. Обзор некоторых из них содержится в монографии [1]. Разработаны коды BOS-TWC, рассчитывающий кипение натрия в двумерном приближении в сборках реактора, COREMELT для расчета плавления сборок и стекания расплава, TWOCOM для расчета выхода газообразных продуктов деления из твэлов, БРУТ для моделирования удержания расплава в корпусе реактора, ANPEX для исследования разгона реактора на мгновенных нейтронах в случае возникновения вторичной критичности. Разработаны код КУПОЛ [2] для анализа водородной безопасности и его версия КУПОЛ-БН для реакторов на быстрых нейтронах.

В настоящее время требования к безопасности и, как следствие, к расчетным кодам непрерывно возрастают. Возможности вычислительной техники позволили практически приступить к задаче создания мультифизических кодов. Под мультифизическим кодом понимается интегральное программное средство, которое в области ЯЭУ приложений объединяет нейтронно-физический модуль, теплогидравлический контурный модуль, а также модули расчета образования продуктов деления (ПД), активации продуктов коррозии (ПК), контейментный модуль для анализа водородной безопасности, модуль, описывающий перенос и осаждение радиоактивности в пристанционной окружающей среде и анализ дозовых нагрузок и т.п. Для удовлетворения международных требованиям по обоснованию безопасности необходимо выполнить анализ последствий исходных событий (ИС), приводящих к тяжелым авариям (ТА) или к запроектным авариям (ЗА). Экспериментальное моделирование таких процессов выполнять дорого, опасно и практически невозможно.

Согласно стандарту РБ-044-09 (п.6.2) [5], «исследования запроектной аварии рекомендуется выполнять с использованием интегральных программных средств, комплексно описывающих развитие различных процессов (от ИС до аварийного выброса) и событий запроектной аварии». Перечисленные выше отечественные программы, хотя и способны рассчитать процессы в аварийном режиме установки типа БН, не позволяют провести интегральный сквозной расчет тяжелой аварии в РУ типа БН. Интегральное программное средство (ИПС) СОКРАТ-В1 [3] для расчета реакторов ВВЭР, разработанное в ИБРАЭ РАН, использовалось для обоснования безопасности ВВЭР-1000 в Китае, Индии и т.д.

В настоящее время на основе ИПС СОКРАТ-В1 создана базовая версия ИПС СОКРАТ-БН, предназначенная для расчета физических явлений, протекающих на стадиях тяжелых и запроектных аварий в ЯЭУ, охлаждаемых жидкими металлами.

Для обеспечения сквозного самосогласованного расчета поведения продуктов деления (ПД) в реакторных установках с натриевым теплоносителем (РУ БН), выхода их в окружающую среду в различных режимах работы РУ БН и расчета поведения ПД в окружающей среде ИПС СОКРАТ-БН совместно с РК КУПОЛ-БН и РК НОСТРАДАМУС должны моделировать следующую цепочку процессов. Необходимо рассчитывать образование и накопление изотопов ПД в твэлах активной зоны, выход ПД в газовый зазор твэла, разрушение оболочки твэла, выход ПД в первый контур, перенос их по контурам РУ, осаждение и смытие ПД, выход ПД в помещения АЭС, транспорт ПД до места, образовавшейся при аварии негерметичности помещений, транспорт ПД в окружающей среде. В работе приведены результаты тестиро-

вания модулей ИПС СОКРАТ-БН, обеспечивающих моделирование всей указанной цепочки процессов.

МОДЕЛИРОВАНИЕ МИГРАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ПРИМЕСЕЙ В ИПС СОКРАТ-БН

Задачу моделирования появления в теплоносителе, переноса и поведения радионуклидов в пределах контуров РУ позволяет решать ИПС СОКРАТ-БН. В частности, в состав данного ИПС входит программный модуль TRANS_FP, предназначенный для расчета переноса и поведения радиоактивных продуктов деления (РПД) и продуктов коррозии (РПК) в первом контуре и газовой системе РУ.

В первую версию модуля TRANS_FP были внедрены эмпирические модели переноса и поведения РПК и газообразных РПД (описаны в [6]), простые модели поведения летучих и нелетучих ПД. Для описания транспорта ПД и ПК применяется уравнение переноса в следующей форме:

$$\frac{\partial C_i(t)}{\partial t} = S_i(t) - C_i(t)(R_i(t) + \lambda) - C_i(t) \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} Q_{ji}(t) + \frac{1}{V_i} \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{N_{comp}} C_j(t) Q_{ji}(t) V_j + \frac{S_i}{V_i} C_i^p(t) R_i^p(t).$$

Оно решается совместно с уравнением, описывающим изменение концентрации:

$$\frac{\partial C_i^p}{\partial t} = \frac{V_i}{S_i} C_i(t) R_i(t) - C_i^p(t) (R_i^p(t) + \lambda).$$

Здесь j, i – индексы каналов; R_i – скорость осаждения; N_{comp} – число каналов; $S_i(t)$ – источник примеси в канале; S_i – суммарная площадь стенок канала; R_i^p – скорость повторного взвешивания; C_i – концентрация примеси во взвешенном состоянии; C_i^p – концентрация примеси в осажденном состоянии; Q_{ji} – скорость обмена газом (жидкостью) между каналами i и j .

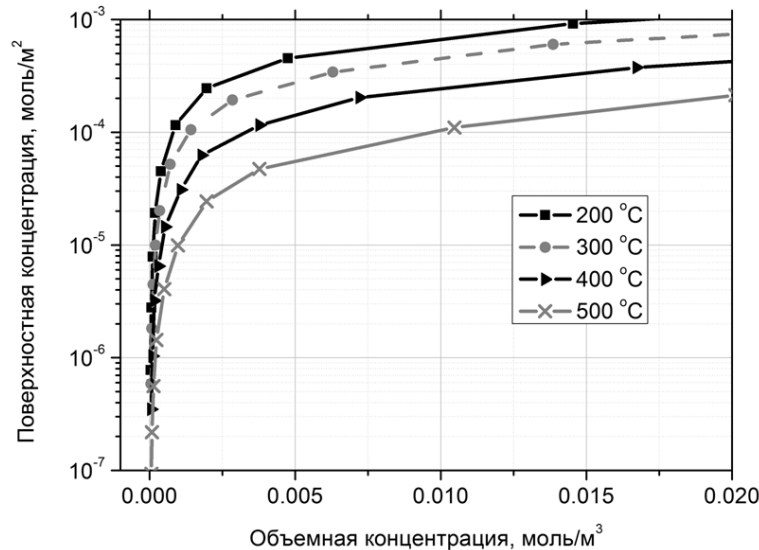


Рис. 1. Кривые сорбции цезия на стали из жидкого натрия в интервалах температур 200 – 500 °C.

Существующие модели предполагается дополнить улучшенной моделью поведения изотопов цезия в натриевом теплоносителе. Цезий может присутствовать в самом натрии в виде хорошо растворимой металлической примеси, скапливаться в отложениях на стенках элементов первого контура РУ, а также выходить в газовую

систему [7]. Результаты экспериментальных исследований поведения цезия в натриевых контурах [8 – 10] свидетельствуют о том, что основным механизмом осаждения цезия является физическая адсорбция.

На основании характерного профиля экспериментальных кривых сорбции цезия (рис. 1, [8]), было сделано предположение о преимущественно мономолекулярном характере адсорбции при температурах теплоносителя и концентрациях цезия в натрии, которые могут иметь место в РУ БН.

Кроме того, сделаны следующие допущения: поверхность стенок контура однородна; не учитывается влияние отложений ПК и ПД на стенках на процесс сорбции цезия.

В рамках данных допущений для описания сорбции цезия используется модель мономолекулярной адсорбции Ленгмюра. Процесс адсорбции описывается уравнением кинетики сорбционного процесса на стенке C :

$$dx/dt = k_{ads} \cdot C_S \cdot (1 - x) - k_{des} \cdot x. \quad (1)$$

Данное уравнение содержит скорости адсорбции и десорбции, определяемые из соотношений

$$k_{ads} = k_{ads}^0 \cdot \exp[-E_{act}/(R \cdot T)], \quad (2)$$

$$k_{des} = k_{des}^0 \cdot \exp[-(E_{act} + \Delta H)/(R \cdot T)]. \quad (3)$$

В (1) – (3) C_S – концентрация цезия во взвешенном состоянии у стенки; $x = \rho_p / \rho_{\Sigma}$ – относительная концентрация занятых центров адсорбции; ρ_p – плотность занятых центров адсорбции; ρ_{Σ} – плотность центров адсорбции; k_{ads}^0 , k_{des}^0 – константы, не зависящие от температуры теплоносителя; E_{act} – энергия активации адсорбции; ΔH – теплота адсорбции; T – температура теплоносителя у стенки или у межфазной поверхности.

Параметры в уравнениях (1) – (3) были определены в ходе анализа результатов петлевых экспериментов, описанных в [8, 10].

В разработанной модели переноса и поведения изотопов цезия учитывается явление межфазного массопереноса. Межфазный перенос изотопов цезия описывается как совокупность процессов диффузионного переноса цезия из основного потока теплоносителя к межфазной поверхности, испарения и конденсации на поверхности раздела фаз. Результирующая скорость межфазного переноса цезия на поверхности раздела фаз определяется по соотношению [11]

$$\omega = \alpha \cdot (P_S - P) \cdot a \cdot [M/(2 \pi RT)]^{1/2},$$

где α – коэффициент конденсации (для испарения из натрия в аргон можно принять равным 0.03 [12]); P_S – парциальное давления насыщенных паров цезия при данной температуре; P – парциальное давления паров цезия; a – относительная активность цезия в растворе; M – молярная масса цезия.

ТЕСТИРОВАНИЕ КОМПЛЕКСА ПРОГРАММНЫХ МОДУЛЕЙ ПЕРЕНОСА ПД МЕЖДУ КОНТУРОМ ОХЛАЖДЕНИЯ И ПОМЕЩЕНИЯМИ СТАНЦИИ ИПС СОКРАТ-БН

Реактор БН-600 имеет интегральную компоновку, поэтому возможным местом течи первого контура в герметичное помещение является течь трубопровода в помещении холодных ловушек. С помощью РК КУПОЛ_БН должна решаться задача транспорта ПД от места течи в помещениях АЭС до выхода в окружающую среду через разрушенные (в гипотетической ТА) стены ЯЭУ или через вентиляционную трубу.

Для численного моделирования распространения ПД в окружающей среде при аварии на ЯЭУ используется код НОСТРАДАМУС [4], первоначально разработанный для РУ ВВЭР и доработанный для учета особенностей РУ БН, в частности, добавлены

модели поведения нестабильных изотопов натрия (^{22}Na , ^{24}Na) во влажной атмосфере как продуктов активации теплоносителя.

Предполагается, что ПД выходят из первого контура в помещения холодных ловушек вместе с теплоносителем (жидким натрием). Значения расходов в течь и источников продуктов деления выдавались с помощью датчиков кода СОКРАТ-БН через разработанный интерфейс в выходные файлы модуля КУПОЛ-БН. Критерием правильности работы интерфейсов является равенство показаний программных датчиков кода СОКРАТ-БН и контрольной печати в выходной файл модуля КУПОЛ-БН.

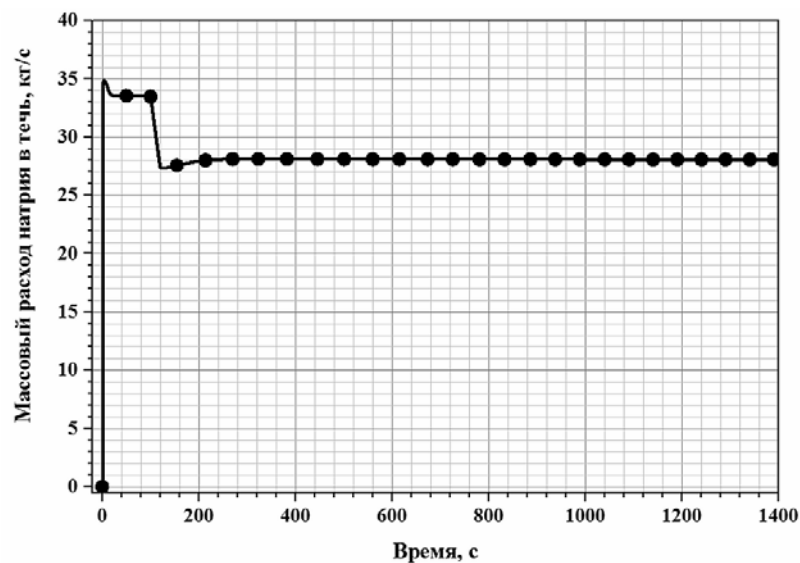


Рис. 2. Результаты расчета массового расхода теплоносителя в течь. Тест передачи расхода натрия из кода СОКРАТ-БН (сплошная линия) в модуль КУПОЛ-БН (маркер)

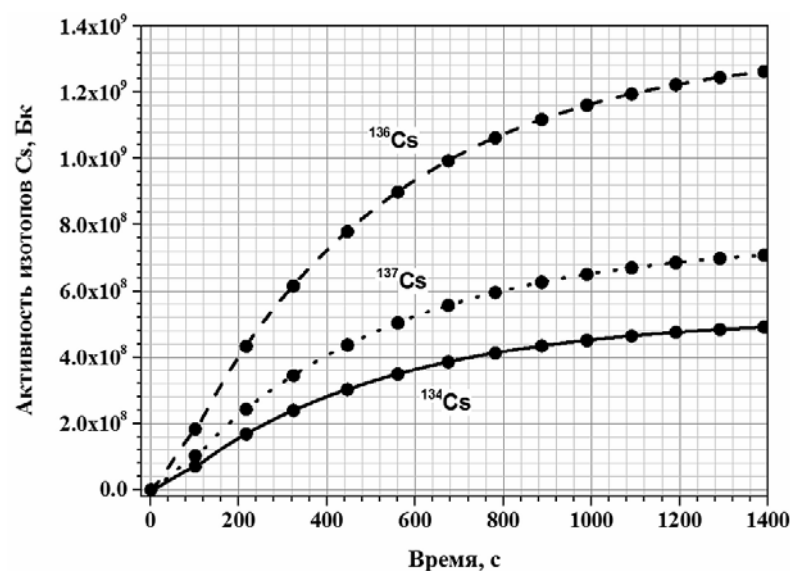


Рис. 3. Активности изотопов цезия, передаваемые из кода СОКРАТ-БН в модуль КУПОЛ-БН: линии – код СОКРАТ-БН; маркеры – модуль КУПОЛ-БН

На рисунке 2 для условий гипотетической течи через трубку малого диаметра показан расход натрия в течь, рассчитанный в коде СОКРАТ-БН (черная кривая) и получен-

ный через интерфейсы модулем КУПОЛ-БН (круглые маркеры). Из рисунка видно, что течь из первого контура из трубопровода малого диаметра слабо влияет на параметры первого контура, поэтому сохраняется постоянной длительное время (в рамках выбранного сценария аварии).

В процессе тестирования была проведена проверка правильности передачи остальных теплогидравлических параметров (давления, температуры, расходов жидкого и парогазового компонентов, концентрации неконденсирующихся газов).

Для проверки правильности работы интерфейсов по передаче активностей дозообразующих изотопов из СОКРАТ-БН в КУПОЛ-БН были выбраны изотопы цезия (^{134}Cs , ^{136}Cs , ^{137}Cs) и благородных газов, ксенона и криптона ($^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{88}Kr , ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{138}Xe). На рисунках 3, 4 показаны активности изотопов Cs, Xe и Kr, рассчитанных в коде СОКРАТ-БН (кривые) и переданных в модуль КУПОЛ-БН (маркеры). Видно, что передача активностей изотопов цепочек продуктов деления из кода СОКРАТ-БН в код КУПОЛ-БН работает правильно. Это означает корректность расчета транспорта продуктов деления для РУ БН в ИПС.

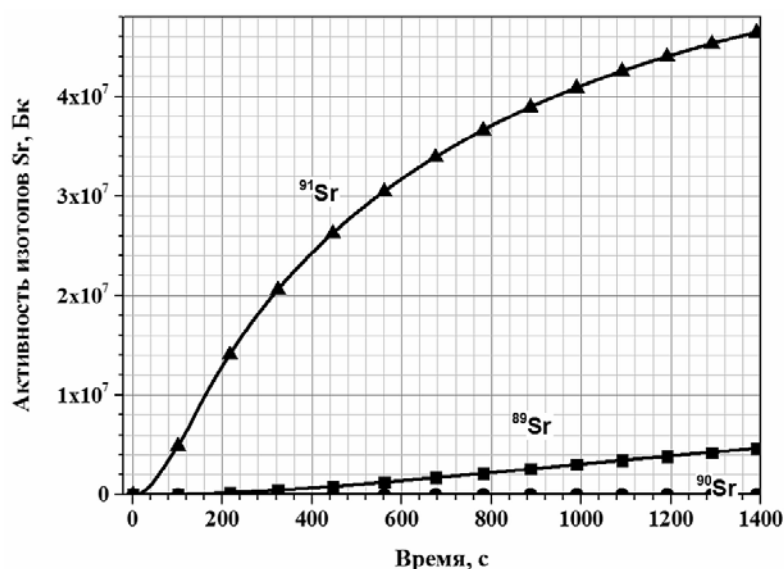


Рис. 4. Активности изотопов ксенона и криптона, передаваемые из кода СОКРАТ-БН в модуль КУПОЛ-БН: линии — код СОКРАТ-БН; маркеры — модуль КУПОЛ-БН

ТЕСТИРОВАНИЕ МОДУЛЕЙ ВЫХОДА ПД В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ И РАСПРОСТРАНЕНИЯ В НЕЙ

Подключение к расчетам кода НОСТРАДАМУС завершает решение задачи анализа радиационной безопасности. Следует отметить, что для анализа безопасности в рамках одной гипотетической аварии на АЭС необходимо рассматривать различные метеорологические условия (направление и силу ветра, наличие осадков, устойчивость атмосферы). Поэтому для одного сценария развития аварии на РУ, рассчитываемого ИПС СОКРАТ-БН и РК КУПОЛ, потребуется несколько расчетов кода НОСТРАДАМУС. Возможность проведения таких расчетов обеспечивается тем, что код НОСТРАДАМУС на типичных сетках считает быстрее реального времени.

Передача данных от РК КУПОЛ-БН к РК НОСТРАДАМУС производилась через внешние файлы данных. В качестве начальных данных из кода КУПОЛ-БН для расчета по коду НОСТРАДАМУС дополнительно передаются высота выброса, массовый расход компонентов течи, а также задаются параметры носителей, на которых переносятся ПД: скорость

сухого осаждения, гравитационная скорость, скорость вымывания.

Для проверки совместной работы ПС СОКРАТ-БН – КУПОЛ-БН – НОСТРАДАМУС был проведен тестовый расчет радиационной обстановки на местности с последовательной автоматической передачей данных. При этом данные о выходе радионуклидов из помещений в атмосферу, подготовленные кодом КУПОЛ-БН, используются кодом НОСТРАДАМУС для оценки радиационной обстановки при данном выбросе. При расчете условно принято, что выход радионуклидов в аэрозольной форме в атмосферу происходит через вентиляционную трубу и составляет 50% от количества активности, поступившей из контура реактора в помещения станции.

Источник радиоактивности в окружающую среду для рассматриваемого примера описан в табл. 1.

При расчете распространения активности в атмосфере принято, что источником выброса является третий энергоблок Белоярской АЭС (БН-600) и, соответственно, используются характеристики территории района размещения станции.

Таблица 1

Интегральный выход радиоактивности при тестовом расчете

Нуклид	^{134}Cs	^{136}Cs	^{137}Cs	^{90}Sr	^{89}Sr	^{91}Sr
Активность, Бк	$2.3 \cdot 10^{12}$	$0.8 \cdot 10^{13}$	$4 \cdot 10^{12}$	$0.6 \cdot 10^{10}$	$1.1 \cdot 10^{11}$	$1.5 \cdot 10^{11}$
Нуклид	^{131}I	^{132}I	^{133}I	^{134}I	^{135}I	
Активность, Бк	$0.8 \cdot 10^{14}$	$1.3 \cdot 10^{14}$	$1.8 \cdot 10^{14}$	$2.3 \cdot 10^{14}$	$1.7 \cdot 10^{14}$	

Таблица 2

Условия расчета радиационной обстановки

Параметр	Значение	Комментарий
Скорость ветра	2 м/с	Такая скорость ветра типична для устойчивой стратификации
Категория устойчивости атмосферы	F	
Осадки	Нет	
Направление ветра	350°	Направление ветра – в сторону г. Заречный, расположенного на расстоянии ~ 4 км от БАЭС
Средняя шероховатость подстилающей поверхности	0.4 м	
Продолжительность выброса	0.1 ч	

При оценке эффективных доз облучения принимается, что метеорологические условия наиболее неблагоприятны для областей, удаленных от источника на несколько километров, т.е. для населения, проживающего в районе размещения станции. Такими условиями являются устойчивая стратификация атмосферы и невысокая скорость ветра. Благодаря первому фактору максимум концентрации радионуклидов оказывается в нескольких километрах от трубы из-за слабого вертикального перемешивания. Второй фактор (слабый ветер) способствует возникновению больших концентраций на всех расстояниях. Начальные данные для расчета приведены в табл.2.

Начальные данные, приведенные в таблице, были введены в код НОСТРАДАМУС вручную через диалоговую систему ввода, а данные по источнику передавались в автоматическом режиме.

ОЦЕНКА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ В ОКРЕСТНОСТИ АЭС

Результаты анализа радиационной обстановки могут быть сформулированы следующим образом:

- доза внешнего облучения человека от радиоактивного облака на расстоянии 4 км (на территории г. Заречный) составляет 2 мЗв;
- доза ингаляционного облучения щитовидной железы детей (возраст один – два года) составляет 25 мЗв;
- максимальная доза внешнего облучения от облака около 0.1 мЗв достигается на расстоянии 2.6 км от источника.

Согласно «Критериям для принятия решений о мерах защиты населения в случае аварии ядерного реактора», эвакуация г. Заречный не требуется.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Создано интегрированное программное средство, позволяющее проводить сквозной расчет поведения продуктов деления в АЭС с РУ БН от накопления их в активной зоне до выхода в окружающую среду и распространения за промплощадку АЭС. Разработаны и проверены интерфейсные программные модули для обмена данными, описывающими параметры продуктов деления, между СОКРАТ-БН, КУПОЛ-БН и НОСТРАДАМУС. Продемонстрированы возможности интегрированного программного средства. В планах на ближайшие годы – получение лицензий на используемые ПС в 2014 – 2016 гг. Поэтому следует относиться к представленным численным результатам как к предварительным, соответствующим текущему состоянию разработки кодов.

Литература

1. Кузнецов И.А., Поплавский В.М. Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. / Под общ. ред. чл.-корр. АН РФ В.И. Рачкова. – М.: ИздАт, 2012. – 635 с.
2. КУПОЛ-М. Аттестационный паспорт программного средства №199 от 23.06.2005, НТЦ ЯРБ (разработка ГНЦ РФ-ФЗИ).
3. СОКРАТ/В1. Аттестационный паспорт программного средства 275 от 13.05.2010 (разработка ИБРАЭ РАН).
4. НОСТРАДАМУС. Аттестационный паспорт программного средства №158 от 28.03.2003. НТЦ ЯРБ.
5. Основные рекомендации к вероятностному анализу безопасности уровня 2 атомных станций с реакторами типа ВВЭР. РБ-044-09. // Ядерная и радиационная безопасность. 2009, №3 (53). С. 44-67.
6. Жилкин А.С., Осипов С.Л., Салеев А.В. и др. Численное моделирование поведения продуктов коррозии и газообразных продуктов деления с помощью кода СОКРАТ-БН // Известия РАН. Энергетика. 2014 - № 3. - С. 1-9.
7. Радиационная безопасность АЭС с быстрым реактором и натриевым теплоносителем / Ю.В. Чечеткин, В.Д. Кизин, В.И. Поляков. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 128 с.
8. Bobkov Yu.G., Efimov I.A., Zagoroul'ko Yu.I. et al. «Radionuclides behaviour in sodium coolant», Fission and corrosion products behavior in primary circuits of LMFBR's, International working group on fast reactors, May 5-8 1987, Karlsruhe, FRG, pp. 41-60.
9. Mitsutsuka N., Shimojima H., Gohshi Y. Cold trapping of fission products in stainless steel sodium loop. Journal of Nuclear Science and Technology, 14:2, 135-146, 1977.
10. Sagawa N., Iba H., Yato Y. et al. Transport and deposition of metals in sodium-stainless steel systems, (II) Radioisotope distribution in natural circulation loop. Journal of Nuclear Science and Technology, 10:9, 523-532, 1973
11. Кнаке О., Странский И.Н. Механизм испарения // УФН. – 1959. – Т.68. – № 2. – С. 261-305.
12. Прикладная динамика термической плазмы / М.Ф. Жуков, А.С. Коротеев, Б.А. Урюков. – Новосибирск: Наука, 1975. – 297 с.

Поступила в редакцию 16.04.2014 г.

Авторы

Зайцев Алексей Александрович, заведующий лабораторией, канд. техн. наук

E-mail: zaytsev@ippe.ru

Казанцев Анатолий Александрович, старший научный сотрудник, канд. техн. наук,
доцент

E-mail: akazancev@ippe.ru

Лукьянов Александр Александрович, заведующий отделом, канд. хим. наук

aluk@ippe.ru

Супотницкая Ольга Владимировна, научный сотрудник

E-mail: sov@ippe.ru

Семёнов Владимир Николаевич, зам. заведующего отделением, д-р. физ.-мат. наук

E-mail: sem@ibrae.ru

Фокин Алексей Леонидович, старший научный сотрудник

E-mail: fokin@ibrae.ac.ru

Филиппов Михаил Фёдорович, аспирант

E-mail: philippov@ibrae.ac.ru

Цаун Сергей Владимирович, заведующий лабораторией, канд. физ.-мат. наук

E-mail: tsaun@ibrae.ac.ru

UDC 621.039.51

TESTING OF THE SYSTEM CODE DESIGNED FOR SIMULATION OF HYPOTHETICAL BEYOND DESIGN-BASIS ACCIDENT ON FAST BREEDER REACTOR

Zajtsev A.A. *, Kazantsev A.A. *, Luk'yanov A.A. *, Supotnitskaya O.V. *,
Semyonov V.N. **, Filippov M.F. ***, Fokin A.L. **, Tsaun S.V. **

* State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and
Power Engineering.

1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

** Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences.

52, B.Tul'skaya st., Moscow, 115191 Russia

*** National Research Nuclear University «MEPhI».

31, Kashirskoe highway, Moscow, 115409 Russia

ABSTRACT

The paper is devoted to solution of an actual problem of development of system code for analysis of hypothetical beyond design-basis accidents (BDA) for fast breeder reactor.

The self-consistent simulation of the fission products (FP) behavior during accident involves modeling of the following phenomena:

- fission products build-up in the fuel rods of core;
- release of the fission products from fuel pellets to gas gap of fuel rod;
- fuel rod cladding failure and FP release into primary circuit;
- the FP transport in the primary circuit, taking into account adsorption and desorption;

- FP leakage to the NPP rooms from the primary circuit;
- transport and sedimentation of FP in the NPP rooms;
- FP leakage from NPP rooms to environment;
- FP transport into environment.

The SOCRAT-BN system carries out calculations simultaneously with the KUPOL-BN and the NOSTRADAMUS codes.

Practical meaning of work consists in creating of the system code meant for safety analysis of fast breeder reactor (FBR). As the test the problem of hypothetical accident on the NPP was solved for FBR with leakage of radioactive isotopes into NPP rooms.

The presented results of the solution of the test task confirm operability of the system code providing modeling of all specified chain of processes.

Scientific meaning of work consist on development of a technique of modeling of migration and adsorption of radioactive species in the sodium coolant. The program TRANS_FP module intended for modeling of transport of the radioactive fission products (RFP) and the radioactive products of corrosion (RPC) in the primary circuit and gas system of RF is created and integrated into SOCRAT-BN integrated software. The main physical phenomena describing transport and accumulation of RFP and RPC are considered.

In the conclusion it is noted out that as a result of work the program interface modules for data exchange between codes SOCRAT-BN, KUPOL-BN and NOSTRADAMUS are developed and checked.

Key words: beyond-basic accident, code KUPOL-BN, code NOSTRADAMUS, system code SOCRAT-BN, fast breeder reactor, fission products, safety analysis of FBR.

REFERENCES

1. Kuznecov I.A., Poplavskij V.M. Pod obsch. red. chl.-korr. ANRFV.I. Rachkova *Bezopasnost' AES s reaktorami na bystryh nejtronah* [Safety of NPP with fast neutron reactors]. Moscow. IzdAt Publ., 2012. 635 p. (in Russian).
2. KUPOL-M. *Attestacionnyj pasport programmogo sredstva* [Registration Certificate of Code] №199 ot 23.06.2005, *NTC YaRB* [SEC NRC] (*razrabotka GNC RF FEI*) [developed by SSC RF IPPE] (in Russian).
3. SOCRAT/V1. *Attestacionnyj pasport programmogo sredstva* [Registration Certificate of Code] 275 ot 13.05.2010, *NTC YaRB* [SEC NRC] (*razrabotka IBRAE RAN*) [developed by NSI RAS] (in Russian).
4. NOSTRADAMUS. *Attestacionnyj pasport programmogo sredstva* [Registration Certificate of Code] №158 ot 28.03.2003, *NTC YaRB* [SEC NRC] (in Russian).
5. *Osnovnye rekomendacii k veroyatnostnomu analizu bezopasnosti urovnya 2 atomnyh stancij s reaktorami tipa VVER. RB-044-09* [Basic recommendations to probability safety analysis of second level for Nuclear Power Plants with VVER type reactors]. *Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost'* [Nuclear and Radiation Safety]. 2009, no. 3(53), pp. 44-67 (in Russian).
6. Zhilkin A.S., Osipov S.L., Salyaev A.V., Semenov V.N., Philippov M.F., Tsaun S.V. *Chislennoe modelirovanie povedeniya produktov korrozii gazoobraznyh produktov deleniya s pomosh'ju koda SOKRAT-BN* [Numerical simulation of behavior of corrosion products and gaseous products of fission by using code SOKRAT-BN] *Izvestiya RAN. Energetika*. 2014, no. 3, pp. 1-9 (in Russian).
7. Chechyotkin Yu.V., Kizin V.D., Polyakov V.I. *Radiacionnaya bezopasnost' AES s bystryym reaktorom i natrievym teplonositelem* [Radiation safety of NPP with fast neutron reactor and sodium coolant]. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1983. 128 p. (in Russian).
8. Bobkov Yu.G., Efimov I.A., Zagorou'ko Yu.I., Inyutin E.I., Konovalov E.E., Lastov A.I., Zikunov A.G. Radionuclides behaviour in sodium coolant. Fission and corrosion products behavior in primary circuits of LMFBR's, International working group on fast reactors, May 5-8 1987, Karlsruhe, FRG, pp. 41-60.
9. Mitsutsuka N., Shimojima H., Gohshi Y. Cold trapping of fission products in stainless steel sodium loop. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 14:2, 135-146, 1977.

10. Sagawa N., Iba H., Yato Y. and other Transport and deposition of metals in sodium-stainless steel systems, (II) Radioisotope distribution in natural circulation loop. Journal of Nuclear Science and Technology, 10:9, 523-532, 1973.

11. Knake O., Stranskij I.N. Mehanizm ispareniya [Mechanism of Evaporation] *UFN* [Advances in Physical Sciences]. 1959, v. 68, no. 2, pp. 261-305 (in Russian).

12. Zhukov M.F., Koroteev A.S., Uryukov B.A. *Prikladnaya dinamika termicheskoy plazmy* [Applied dynamics of thermal plasma]. Novosibirsk. Nauka Publ., 1975. 297 p. (in Russian).

Authors

Zajtsev Aleksej Aleksandrovich, Head of Laboratory, Cand.Sci. (Engineering)

E-mail: zajtsev@ippe.ru

Kazantsev Anatolij Aleksandrovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering), Associate Professor

E-mail: akazancev@ippe.ru

Luk'yanov Aleksandr Aleksandrovich, Head of Department, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: aluk@ippe.ru

Supotnitskaya Ol'ga Vladimirovna, Senior Scientist

E-mail: sov@ippe.ru

Semyonov Vladimir Nikolaevich, Deputy Head of Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: sem@ibrae.ru

Filippov Mihail Fyodorovich, PhD Student

E-mail: philippov@ibrae.ac.ru

Fokin Aleksej Leonidovich, Senior Scientist

E-mail: fokin@ibrae.ac.ru

Tsaun Sergej Vladimirovich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: tsaun@ibrae.ac.ru