

УДК 621.039.58

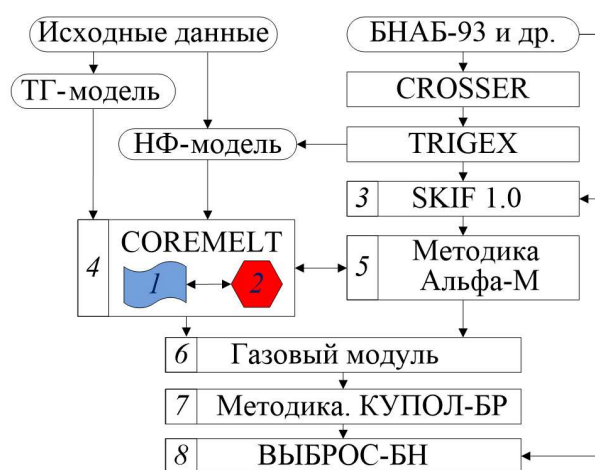
РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ НА АЭС С БЫСТРЫМ РЕАКТОРОМ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Перегудов А.А., Соломонова Н.В., Щекотова Л.А., Забродская С.В., Леванова М.В., Перегудова О.О., Бурьевский И.В., Дмитриев Д.В., Аверченкова Е.П. (АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск)
e-mail: aperegudov @ipre.ru

Запроектные аварии на АЭС, сопровождающиеся маловероятными множественными отказами наиболее ответственных элементов и систем безопасности энергоблока, могут привести к тяжелым радиационным последствиям для окружающей среды и населения. Их расчетный анализ является основой для разработки таких документов, как отчет по обоснованию безопасности энергоблоков, руководство по управлению авариями и составлению планов мероприятий по защите персонала и населения в случае аварии. Наиболее тяжелыми являются аварии, связанные с полным прекращением системного и аварийного электроснабжения или вводом большой избыточной реактивности в сочетании с отказом аварийной защиты реактора, так как сопровождаются кипением теплоносителя, плавлением стали и топлива ТВС. В настоящей статье описывается первая авария, исходное событие которой трактуется как потеря системного и аварийного энергоснабжения, следствием чего являются отключение насосов 1-го и 2-го контуров, отказ срабатывания органов аварийной защиты реактора.

Расчетные коды и методики. Первые методики расчетов тяжелых аварий, затем и реализующие их коды начали разрабатываться в 1960-х гг. В настоящее время они совершенствуются, реализуются в таких кодах, как TRACE, SAS4A, SAS-SFR, SIMMER, ASTEC-Na, SPECTRA, СОКРАТ-БН, ЕВКЛИД/V2, COREMELT [1—5].

На рис. 1 показан подход к расчетному анализу тяжелых аварий, используемый в АО «ГНЦ РФ — ФЭИ». Анализ начинается с определения



Р и с. 1. Расчет тяжелой аварии: 1, 2 — двухмерный теплогидравлический, трехмерный нейтронно-физический модуль кода COREMELT; рассчитываемые процессы: 3 — накопление продуктов деления в топливе к началу аварии; 4 — масштаб повреждения активной зоны; 5, 6, 7, 8 — выход продуктов деления из топлива в газовые объемы твэлов и теплоноситель, затем в газовую полость, перенос по газовой системе реактора с выбросом через клапан предохранительного устройства, определение радионуклидов, вышедших в окружающую среду через вентиляционную трубу, рассеяние и осаждение на местности (доза облучения населения) соответственно

масштаба разрушения активной зоны вследствие наступления исходного события, вызвавшего аварию, и заканчивается расчетом дозы облучения населения.

Разрушение активной зоны рассчитывается с помощью кода COREMELT, предназначенного для численного моделирования теплогидравлических — ТГ-модуль и нейтронно-физических — НФ-модуль RADAR3D процессов с учетом фазовых переходов [6, 7]. С помощью кода рассчитывается теплообмен в первом контуре,

включая теплообменник, кипение натрия, плавление оболочек твэлов и топливных сердечников, перемещение расплава внутри ТВС в виде пленок по поверхности неразрушенных конструктивных элементов активной зоны, затвердевание расплава при взаимодействии с поверхностью неразрушенных твэлов или чехлов ТВС с образованием пробок, закупоривающих выход из них, проплавление чехлов и образование тепловыделяющего слоя из твердых частиц и расплава в объеме нескольких ТВС или активной зоны.

В ТГ-модуль входят [8]:

4-скоростная модель многокомпонентного многофазного потока в цилиндрической R — Z -геометрии в приближении пористого тела;

1D- или 2D-структурные модели элементов активной зоны и реактора, в которых учитывается изменение их геометрии вследствие плавления;

точечные модели затвердевшей стали или топлива.

В модуле в цилиндрической геометрии рассчитываются двумерные поля скорости, давления, внутренней энергии и объемной доли четырех компонентов — натрия (жидкость и пар) и расплавленных частиц стали и топлива. Для непроницаемых элементов, погруженных в натрий (твэлов, элементов защиты, чехлов ТВС, теплообменных трубок и др.), решается сопряженная задача теплопроводности. Натрий первого контура обменивается теплотой через стенки трубок со вторым контуром. Для этого отдельно решается уравнение тепломассопереноса натрия в теплообменнике.

ТВС активной зоны представляются в виде одномерных расчетных каналов. Твэл описан в двухмерной цилиндрической геометрии с учетом возможности его плавления. Расплавленная часть твэла уносится потоком пара натрия или стекает вниз. На поверхности неразрушенных твэлов могут образовываться корки из затвердевших стали или топлива, учитывается возможность их повторного расплавления. Во всех случаях изменяется геометрия твэла и проходного сечения (пористость) межтвэльного пространства. В каждом расчетном канале моделируется чехол ТВС, который с внешней стороны может омываться межкассетным потоком натрия.

В коде реализована многокомпонентная и многофазная модель теплогидравлики. Все компоненты условно делятся на два типа: движущиеся и неподвижные (структурные). Для движущихся компонентов решается полная система дифференциальных уравнений сохранения массы, импульса и энергии. Неподвижные (структурные) компоненты, моделирующие разные элементы активной зоны и бака реактора или образовавшиеся на их поверхности корки из затвердевших стали и топлива, описываются двумя дифференциальными уравнениями сохранения массы и энергии. Число компонентов может быть разным в зависимости от сложности решаемой задачи. Движущиеся компоненты связаны механически между собой и со стенками каналов (структурными компонентами). Теплообмен между компонентами описывается соответствующими соотношениями, которые замыкают базисную систему дифференциальных уравнений.

НФ-модуль RADAR3D решает нестационарную систему многогрупповых уравнений диффузии нейтронов в гексагональной Z -геометрии с константным обеспечением CROSSER и библиотекой групповых констант БНАБ-93 [9, 10]. Для расчетов применяются и другие библиотеки, например, РОСФОНД, ENDF/B7.1 [11, 12]. Модуль позволяет описывать процессы, протекающие в реакторе с оксидным урановым и смешанным уран-плутониевым топливом. В ТГ-модуле используются 4-скоростная модель многокомпонентного многофазного потока в цилиндрической R — Z -геометрии в приближении пористого тела, одномерные и двумерные модели структурных элементов реактора, в которых учитываются изменение их геометрии вследствие плавления и точечные модели затвердевших стали или топлива.

Параллельно с расчетами по COREMELT определяются масса и активность продуктов деления, накопленных в топливе к началу аварии, с использованием кода SKIF 1.0, предназначенного для расчета изменения изотопного состава топлива за время облучения [13]. Методика определения выхода газообразных (благородных газов) и летучих (цезия, йода) продуктов деления в газовые объемы твэлов при длительной работе реактора на номинальной мощности из оксидного топлива основывается на расчетно-экспериментальном анализе данных, полученных из опыта эксплуатации БН-350 и БН-600 [14].

Выброс радиоактивных продуктов деления в окружающую среду анализируется поэтапно. На первом этапе, исходя из масштаба разрушения активной зоны, оценивается масса продуктов деления, которые выходят в теплоноситель из поврежденных ТВЭЛов и попадают в газовую полость реактора. При оценке учитываются стабильные и радиоактивные продукты деления из газовых объемов ТВЭЛов, выходящие из расплавленного топлива при контакте с ним теплоносителя. Постулируется, что перенос газообразных продуктов деления происходит мгновенно, летучие попадают в газовую полость с парами натрия с его поверхности. Содержащиеся в газовой полости реактора насыщенные пары натрия находятся в динамическом равновесии с поверхностью жидкого натрия, плотность насыщенного пара определяется в зависимости от температуры поверхности по эмпирической формуле из справочника [15].

В настоящее время для расчета выхода радиоактивных продуктов деления из топлива под оболочку ТВЭЛА, их переноса в теплоноситель, затем в газовую полость реактора активно развивается аттестованный код Альфа-М [16]. Для описания механизма выхода и переноса газов в коде используется математическая модель термической диффузии и миграции пузырьков газа.

На втором этапе моделируются перенос газообразных продуктов деления из газовой полости реактора далее по газовой системе и их выброс через клапан предохранительного устройства корпуса реактора (гидрозатвор) в спецвентиляцию с помощью газового модуля. Газовый модуль разработан на базе теплогидравлики трехмерной версии COREMELT, который в X — Y — Z -геометрии и приближении пористого тела моделирует многокомпонентные многофазные течения [6]. В нем решаются уравнения многокомпонентного потока смеси газов в гомогенном приближении [17]. При расчете с помощью модуля учитывается смесь газов, попавших в газовую полость реактора в результате разгерметизации ТВЭЛов, рассчитываются изменение температуры смеси в результате теплообмена с поверхностью натрия в реакторе и стенками трубопроводов, давление в трубопроводах, сосуде-компенсаторе, срабатывание и закрытие предохранительного устройства корпуса реактора (гидрозатвора) при достижении уставок по давлению, масса газообразных про-

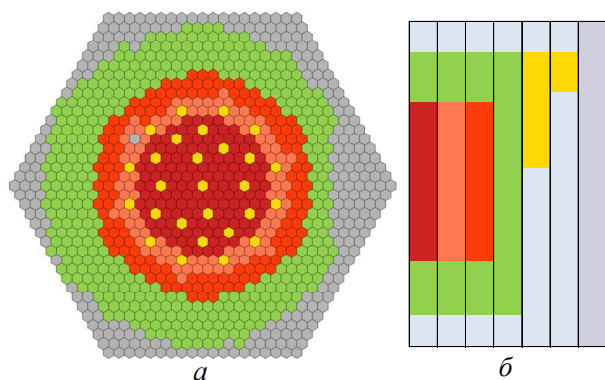
дуктов деления, которые выбрасываются через него в процессе аварии. При расчете давления в трубопроводах задаются стандартные коэффициенты трения из справочника [18].

Перепад давления при течении газа в трубе проверяется аналитическими соотношениями. Учитывается изменение объема газовой полости реактора в результате колебаний уровня натрия в первом контуре, его уровень и температура поверхности определяются из расчета теплогидравлики первого контура по трехмерной версии COREMELT, с которым сопряжен газовый модуль. Исходными данными и граничными условиями для модуля являются результаты расчета аварии (время и последовательность разгерметизации ТВЭЛов, изменение средней температуры поверхности и объема натрия в первом контуре) и оцененная масса газообразных продуктов деления, вышедших в газовую полость. Доля летучих продуктов деления, выходящих за пределы газовой системы реактора, принимается пропорционально доле газообразных с учетом их частичного осаждения на поверхностях трубопроводов.

На третьем этапе моделируется перенос продуктов деления по трубам и помещениям в окружающую среду для оценки их активности. В настоящее время анализ проводится методически с использованием коэффициентов осаждения продуктов деления на поверхностях тракта движения. В дальнейшем на этом этапе планируется использовать аттестованный код КУПОЛ-БР.

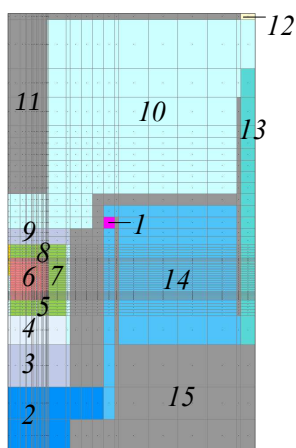
Четвертый этап заключается в определении эффективной дозы облучения разных групп населения на разном расстоянии от вентиляционной трубы при разных погодных условиях с помощью аттестованного кода ВЫБРОС-БН, который рассчитывает радиационную обстановку на местности.

Расчетная модель БН-600 кода COREMELT и газового модуля. На основе исходных данных о конструкции установки и загрузке активной зоны разрабатывается модель реактора для расчета повреждения активной зоны. Она состоит из двухмерной ТГ-модели первого контура и трехмерной НФ-модели активной зоны. Трехмерный диффузионный многогрупповой расчет активной зоны в HEX , Z -геометрии на начало аварии обеспечивает аттестационный код TRIGEX — один из основных

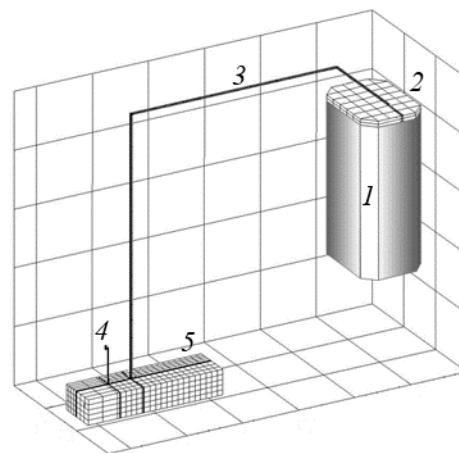


Р и с. 2. Радиальная картограмма (а) и аксиальная структура (б) нейтронно-физической расчетной модели активной зоны: , , — ТВС зоны малого, среднего, большого обогащения, боковой зоны воспроизводства соответственно; — рабочие органы СУЗ; — обечайка; — нижний и верхний торцевой экран

кодов для стационарных расчетов активной зоны быстрых реакторов. НФ-модель разбита на пакеты ТВС разных зон обогащения, выделены активная часть, нижний и верхний торцевые экраны, боковая зона воспроизводства (рис. 2). ТГ-модель размерностью 33×61 ($R-Z$) включает активную зону, напорную камеру и трубопровод, верхнюю и нижнюю смесительные камеры, колонну СУЗ и теплообменник (рис. 3). ТВС активной зоны распределены по 19 кольцевым каналам в соответствии с мощностью и расходом теплоносителя. Для определения поля температуры внутри тепловых структурных элементов (ТВЭЛ), омываемых теплоносителем,



Р и с. 3. Расчетная ТГ-модель первого контура БН-600: 1 — насос; 2, 10, 14 — напорная, верхняя, нижняя камера соответственно; 3 — хвостовики ТВС; 4 — газовая полость ТВЭЛ; 5, 8 — нижний, верхний торцевой экран соответственно; 6 — активная зона; 7 — боковая зона воспроизводства; 9 — головки ТВС; 11 — колонна СУЗ; 12 — газовый объем реактора; 13 — теплообменник; 15 — непроницаемые элементы



Р и с. 4. Схема расчетной модели газовой системы БН-600: 1 — бак реактора; 2 — газовая полость реактора; 3 — газовый трубопровод; 4 — предохранительное устройство корпуса реактора; 5 — сосуд-компенсатор

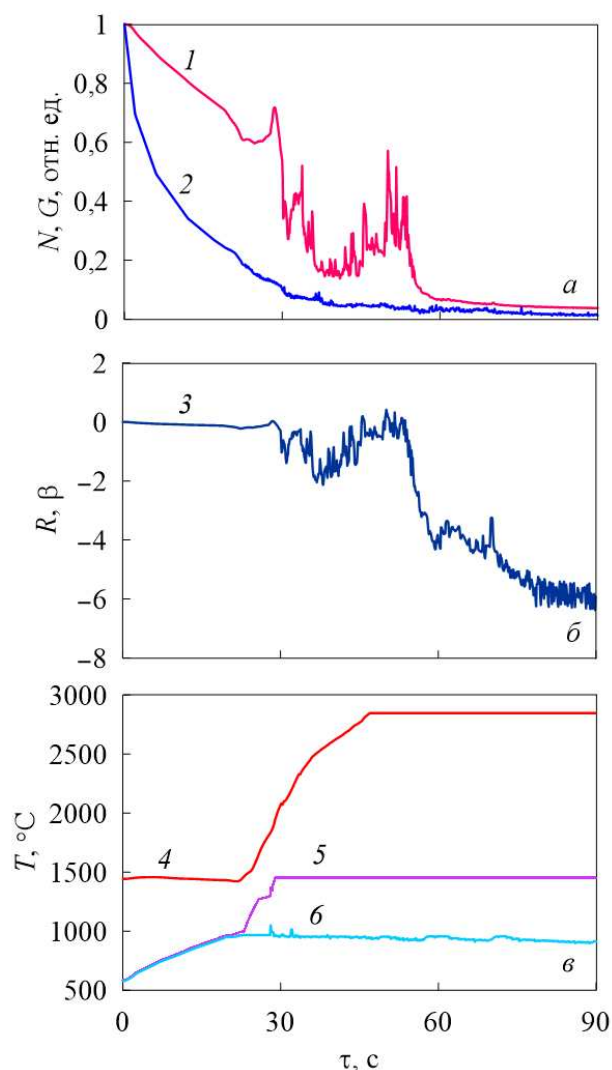
решается уравнение теплопроводности на разностной сетке размерностью 15×41 .

Расчетная модель газовой системы БН-600 разбита на ячейки тракта движения газовой смеси (рис. 4). Газовая полость реактора и сосуд-компенсатор газовой системы реактора моделируются в трехмерном приближении в декартовой системе координат, соединяющие их трубопроводы — в одномерном.

Расчетный анализ аварии на АЭС с БН-600. На рис. 5 показано изменение основных параметров реактора на начальной стадии аварии, рассчитанное с помощью кода COREMELT.

Потеря энергоснабжения вызывает снижение частоты вращения насосов до нуля в режиме их свободного выбега, следовательно, и расход теплоносителя через активную зону определяется только естественной циркуляцией, резко повышается температура теплоносителя и оболочек ТВЭЛ. Мощность реактора снижается до 70% номинальной за счет обратных связей по реактивности: основной отрицательный вклад в реактивность вносят эффект Доплера и натриевый плотностной (см. рис. 5, а, б).

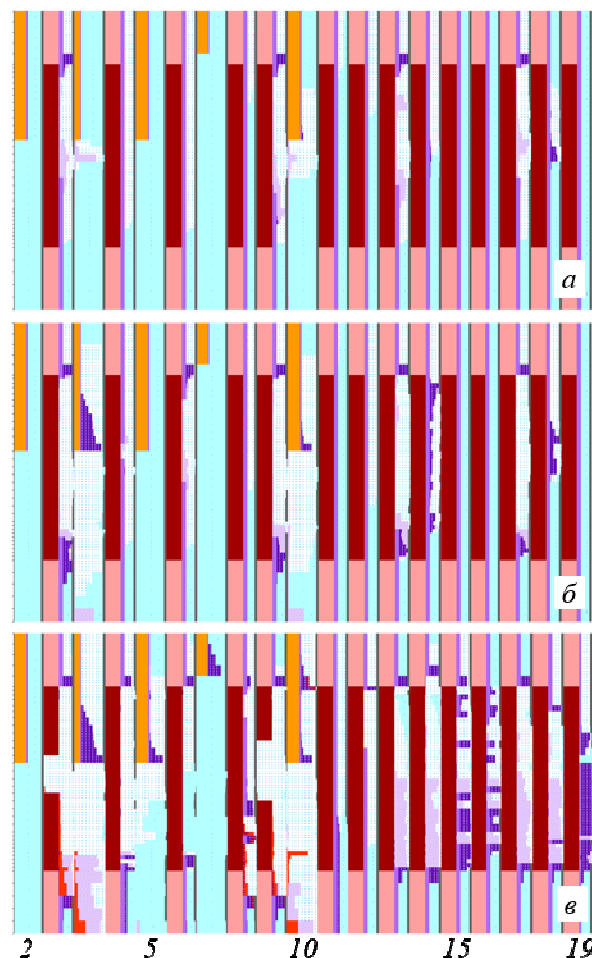
Разрушение активной зоны начинается с наиболее напряженных каналов разных зон обогащения почти одновременно. Температура оболочек ТВЭЛ на 16-й секунде достигает предела их безопасной эксплуатации (800°C), происходит их разгерметизация по газу (см. рис. 5, в). На 20-й секунде в области верхнего торцевого экрана возникает кипение теплоносителя, при этом 76% всех ТВЭЛ активной зоны



Р и с. 5. Мощность реактора (1), расход теплоносителя на входе в активную зону (2), реактивность (3), температура топлива (4), оболочки твэла (5), теплоносителя (6) в наиболее напряженном расчетном канале

уже разгерметизированы. Мощность реактора снижается еще на 10% за счет отрицательного натриевого пустотного эффекта реактивности в этой области ТВС, но по мере распространения кипения к центру активной зоны этот эффект становится положительным и мощность резко возрастает. Повышение мощности реактора и колебание расхода теплоносителя в кипящих каналах приводят к осушению поверхности оболочек твэлов, возникновению кризиса теплообмена и их плавлению на 28-й секунде аварии (см. рис. 5, в).

На рис. 6, а видно, что расплавленная сталь, увлекаемая потоком пара натрия, движется вверх, затвердевает в области верхних торцевых экранов, закупоривая сборки (каналы), затем стекает вниз по топливным сердечникам, их



Р и с. 6. Поле концентрации компонентов в расчетных каналах на 30-й (а), 33-й (б) и 60-й секунде аварии: ■ — обогащенное топливо; □ — необогащенное топливо верхнего и нижнего торцевых экранов; ■ — карбид бора; ■ — сталь оболочек твэлов; ■, ■ — жидкий натрий и его пар соответственно; ■ — чехол ТВС; ■, ■ — расплав стали, топлива соответственно; ■, ■ — затвердевшая сталь, топливо соответственно; ■ — непроницаемые элементы

охлаждая и одновременно нагреваясь. Она проплавляет чехлы ТВС, попадает в соседние ТВС, где вызывает кипение теплоносителя и плавление оболочек твэлов. При попадании расплава в холодный канал СУЗ происходит его интенсивное взаимодействие с жидким натрием, канал быстро заполняется паром, с потоком которого расплав движется вверх, охлаждаясь и закупоривая канал сверху. Расплав также движется вниз, охлаждаясь в области нижнего торцевого экрана и закупоривая каналы снизу (см. рис. 6, б).

Перемещение стали обуславливает введение положительной реактивности, чем объясняется

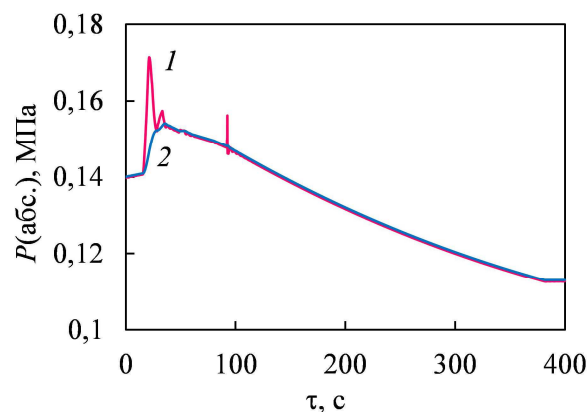
рост мощности после 40-й секунды аварии и дальнейшее увеличение температуры топлива (см. рис. 5, в). На 46-й секунде в закупоренных каналах активной зоны начинается плавление топлива, основная часть которого перемещается вниз, часть перетекает в соседние каналы, вызывая в них кипение натрия, плавление оболочек и в конечном итоге топлива, часть разрушенного топлива с потоком пара движется вверх (см. рис. 6, в). Удаление топлива из зоны вызывает резкое снижение мощности реактора до уровня остаточного энерговыделения.

Расчетный анализ начальной стадии аварии завершен: в 100% твэлов произошли разгерметизация оболочек по газу и их частичное плавление, в 42% частично плавится топливо, чехлы проплавлены в 93% ТВС активной зоны. Общая масса стали и топлива в расплавленном и затвердевшем состоянии составила ~6 т.

При движении расплава топлива и стали вниз часть его затвердевает в области нижнего торцевого экрана. Оценка возможности образования в нем вторичной критической конфигурации, проведенная с помощью прецизионных нейтронно-физических кодов ММКК и MCNP, показала, что сформированная к 90-й секунде аварии конфигурация этого слоя является глубокоподкритической. Причем он постепенно проплавляет нижний торцевой экран и затвердевает в коллекторах, удерживаясь в корпусе реактора.

Оценка накопленных за время эксплуатации под оболочками твэлов продуктов деления, их выхода в газовые объемы твэлов и перенос в газовую полость реактора показала, что суммарная масса стабильных изотопов газообразных продуктов деления, попавших в газовую полость реактора, составила около 70 кг, из них 90% изотопы ксенона, 10% изотопы криптона.

Выход 70 кг газообразных продуктов деления в газовую полость реактора вызвал резкий рост давления в газовой системе (рис. 7). Из газовой полости через трубопровод газовая смесь перетекает в сосуд-компенсатор, давление в котором, а также в области гидрозатвора увеличивается с задержкой во времени, что объясняется гидравлическим сопротивлением трубопроводов. Гидрозатвор корпуса реактора открывается при повышении давления на нем до уставки срабатывания, в это время давление в газовой полости реактора достигло 0,17 МПа, истечение



Р и с. 7. Абсолютное давление в газовой полости реактора (1) и сосуда-компенсаторе (2)

прекращается после снижения давления до уставки закрытия, в течение этого времени через него 8% газообразных продуктов деления было выброшено в окружающую среду, 92% осталось в газовом объеме сосуда-компенсатора. Кратковременный резкий всплеск давления в газовой полости реактора объясняется взаимодействием расплавленного топлива с натрием в верхней камере реактора.

Перенос продуктов деления по трубам и помещениям для оценки их активности проводился методически с использованием коэффициентов осаждения на поверхностях тракта движения, взятых из отчетной документации многолетней эксплуатации БН-600. Доля осажденных на поверхностях тракта движения изотопов иода составила 98%, цезия — 90%.

Максимальная эффективная доза облучения населения, рассчитанная с помощью кода ВЫБРОС-БН, на границе г. Заречный в 5 км от БН-600 с учетом пищевых цепочек за первый год после аварии не превышает допустимые пределы в соответствии с нормативом НРБ-99/2009. Следовательно, нет необходимости эвакуации и отселения жителей при возникновении подобной аварии.

Описанный подход к расчету тяжелых аварий на АЭС с быстрым натриевым реактором позволяет детально анализировать результаты на каждом этапе, рассматривая наиболее реалистичные сценарии развития событий без излишнего консерватизма. Анализ аварии с полным прекращением системного и аварийного электроснабжения и отказом аварийной защиты реактора показал, что, несмотря на крупные разрушения активной зоны, радиационные последствия не превышают допустимые пределы

безопасности, определенные в нормативных документах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Girault N., Cloarec L., Fargès B. e.a. Main outcomes from the JASMIN project: development of ASTEC-Na for severe accident simulation in Na cooled fast reactors. — In: Proc. Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17). Yekaterinburg, June 26—29, 2017, IAEA-CN245-324.
2. Bubelis E., Tosello A., Pfrang W. e.a. System codes benchmarking on a low sodium void effect SFR heterogeneous core under ULOF conditions. — Nucl. Engng Des., 2017, v. 320, p. 325—345.
3. Uchibori A. Development of integrated severe accident analysis code, spectra for sodium-cooled fast reactor. — In: Proc. Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future (FR22). Vienna, April 19—22, 2022, IAEA-CN291-21.
4. Анфимов А.М., Кузнецов Д.В., Кирилов И.Н. и др. Использование кода СОКРАТ-БН для обоснования проекта БН-1200. — В сб.: V Межд. научно-техн. конф. «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики». М., АО «НИКИЭТ», 2018, с. 810—819.
5. Усов Э.В., Бутов А.А., Чухно В.И. и др. Учет пространственных эффектов при расчете тяжелых аварий с помощью интегрального кода ЕВКЛИД/V2. — Атомная энергия, 2019, т. 127, вып. 1, с. 3—8.
6. Raskach K., Volkov A., Lemasson D. e.a. 2D and 3D numerical investigations of sodium boiling in sodium cooled fast reactor with MOX fuel and low sodium void reactivity effect during unprotected loss of flow accidents. — Nucl. Engng Des., 2021, v. 372, p. 110961—110975.
7. Ашурко Ю.М., Волков А.В., Раскач К.Ф. и др. Влияние нейтронно-физической модели на результаты расчета тяжелой аварии с кипением натрия в быстром реакторе. — Атомная энергия, 2017, т. 122, вып. 4, с. 183—189.
8. Волков А.В. Обоснование безопасности быстрого реактора с натриевым теплоносителем при аварийных процессах, связанных с повреждением или разрушением активной зоны. Дис. на соискание ученой степени канд. техн. наук. Обнинск, ГНЦ РФ — ФЭИ, 2009.
9. Кошечев В.Н., Тормышев И.В., Мишин В.А. и др. CROSSER — программный модуль подготовки групповых констант для инженерных расчетов быстрых реакторов. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2020, вып. 4, с. 16—25.
10. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений. — Там же, 1996, вып. 1, с. 59—98.
11. Мантуров Г.Н., Забродская С.В., Зуйков А.А. и др. Состояние разработки баз данных ядерных констант для расчетов быстрых реакторов на основе РОСФОНД и БНАБ-РФ. — Там же, 2022, вып. 3, с. 18—26.
12. Chadwick M., Herman M., Dunn M.E. e.a. ENDF/B VII.1 nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data. — Nucl. Data Sheets, 2011, v. 112, № 12, p. 2887—2996.
13. Цикунов А.Г., Хохлов Г.Н., Крячко М.В. SKIF — программа расчета радиационных характеристик ядерного топлива. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2017, вып. 3, с. 65—79.
14. Осипов С.Л. Расчетно-экспериментальное обоснование радиационной безопасности реактора БН-600. Дис. на соискание ученой степени канд. техн. наук. Обнинск, ГНЦ РФ — ФЭИ, 1990.
15. Справочник по свойствам материалов для перспективных реакторных технологий. Т. 1—2. Под общ. ред. В.М. Поплавского. М.: ИздАт, 2011. 400 с.
16. Жилкин А.С., Дмитриев Д.В., Филимонов Е.В. и др. Программа Альфа-М для расчета выхода продуктов деления и ее современное состояние. — В сб.: Отрасл. научно-техн. конф. «Развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем — БН-2023». Нижний Новгород, АО «ОКБМ Африкантов», 2023, с. 33.
17. Крапошин М.В. Математическое моделирование сжимаемых течений с использованием гибридного метода аппроксимации конвективных потоков. Дис. на соискание ученой степени канд. физ.-мат. наук. М., ИПМ им. Келдыша РАН, 2017.
18. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). М.: Энергоатомиздат, 1990. 360 с.

Поступила в Редакцию 13.11.23

УДК 629.039.58

САМОЗАЩИЩЕННОСТЬ БЫСТРОГО РЕАКТОРА СО СВИНЦОВЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ ПО ОТНОШЕНИЮ К ЧАСТИЧНЫМ БЛОКИРОВКАМ ПРОХОДНОГО СЕЧЕНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Рачков В.И., Хомяков Ю.С., Швецов Ю.Е. (АО «Прорыв», г. Москва)
e-mail: shyue@pnproryv.ru

Актуальность и важность рассматриваемой проблемы определяются ее влиянием на безопасность ядерного реактора. Перекрытие части проходного сечения активной зоны может при-

вести к перегреву твэлов до недопустимого уровня. Теоретически блокировка может быть вызвана попаданием в проточную часть каких-либо посторонних предметов. Это могут быть