

Выводы. Температура графитовой кладки реакторов БАТЭЦ максимальна в активной зоне и по размерам при номинальной мощности равна 510°C . Расчетная температура для средних газовых зазоров примерно на 50°C выше. В центре и на периферии активной зоны замеренная температура графита практически одинакова, несмотря на различие мощности ТК. Объясняется это тем, что центральные термпары расположены вблизи ячеек СУЗ, каналы которых охлаждаются водой с относительно низкой температурой ($\sim 120^{\circ}\text{C}$). При определении температурного режима графитовой кладки расчетным путем необходимо учитывать в активной зоне снижение термического сопро-

тивления газовых зазоров в результате касания элементов кладки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ваймугин А. А. и др. «Атомная энергия», 1975, т. 39, вып. 1, с. 3.
2. Комиссаров О. В. и др. В кн.: Расчет физических полей методами моделирования. М., «Машиностроение», 1968, с. 200.
3. Абрамов В. М. и др. In: Proc. IAEA Simp. «Small and Medium Power Reactors 1970». Vienna, IAEA, 1971, p. 363 (IAEA/SM-140/16).

Поступила в Редакцию 05.02.79
В окончательной редакции 16.07.79

УДК 621.039.58:621.039.526.004.6

Вопросы безопасности при ремонтных работах на АЭС БОР-60

Кизин В. Д., Поляков В. И., Четчин Ю. В., Левин Л. М.

Высокая радио- и химическая активность натриевого теплоносителя в быстрых реакторах часто приводит к пессимистической оценке радиационной обстановки на АЭС при проведении ремонтных работ. Разрабатываются многотонные защитные скафандры для выемного оборудования, сложные системы дезактивации, очистки газа первого контура. За время эксплуатации быстрых реакторов, в частности БОР-60, накоплен определенный опыт проведения ремонтных работ на оборудовании, контактировавшем с теплоносителем, загрязненным радиоактивными продуктами деления и коррозии.

Характеристика ремонтных работ на первом контуре. В период планово-профилактических ремонтов (ППР) на БОР-60 были выполнены работы по ревизии и замене датчиков контрольно-измерительных приборов, проверено состояние некоторых участков тепловых зон и проведен их ремонт, проверены арматура, пожарные сигнализаторы, датчики системы КГО, заменены выемные части оборудования (насос, арматура, обратные клапаны) и т. п.

Компоновка оборудования первого и второго контуров (теплообменники, насосы, арматура) выполнена так, чтобы замену подверженных износу узлов можно было проводить, не входя в помещения первого контура и резки основных трубопроводов. Это оборудование состоит из корпуса, приваренного к трубопроводам, и выемной части, в которой сконцентрированы узлы и детали, подлежащие ремонту.

Наиболее сложной ремонтной операцией является извлечение выемных частей теплообменников и насосов с последующей их транспортировкой и дезактивацией. При извлечении выемных частей возможны повышение полей излучения в месте

работы, воспламенение пленки теплоносителя на поверхностях оборудования, появление значительного количества окислов внутри контура, что затруднит монтаж выемных частей после ремонта. Кроме того, подобные операции, как правило, приводят к образованию аэрозолей, которые могут попасть в обслуживаемые помещения.

В течение всего периода эксплуатации на установке БОР-60 проводили следующие ремонтные работы с извлечением и заменой выемных частей и с разуплотнением первого контура:

- извлечение фильтров, установленных в корпусы арматуры на пусковой период, и замена их на штатные выемные части этой арматуры;
- замена выемных частей обратных клапанов;
- замена выемных частей задвижек после длительной работы реактора;
- извлечение и замена выемной части насоса;
- замена перегрузочной трубы и экспериментальных устройств в активной зоне.

Каких-либо крупных ремонтных работ в боксах первого контура не проводилось, и была обнаружена только одна небольшая течь натрия ($\sim 1-2$ кг) через усиковый шов под теплоизоляцию. Выемные части из корпусов оборудования извлекались в мягком пленочном скафандре (без биологической защиты), продуваемом аргоном, как при пониженном уровне натрия (без опорожнения корпусов), так и при полностью слитом из петли теплоносителя. При извлечении выемной части насоса в корпус насоса подавался аргон, а под скафандр — азот. Применение герметичного пленочного скафандра облегчало проведение транспортно-технологических операций по перегрузке, предотвращало воспламенение натрия, образование окислов в корпусе и распространение аэрозолей в обслуживаемые помещения.

Радиационная обстановка при проведении ремонтных работ. К настоящему времени БОР-60 около семи лет проработал с теплоносителем, загрязненным продуктами деления. Число твэлов с разгерметизированными оболочками достигало 0,1—1% загрузки. Радиоактивность в газовой полости реактора при работе с таким числом дефектных твэлов определялась ^{133}Xe и достигала 1200 Ки*. Однако вследствие герметичности газовой системы такая радиоактивность не создавала каких-либо трудностей. Газовые выбросы реактора во внешнюю среду определялись ^{41}Ag (охлаждение защиты реактора) и не превышали 25 Ки/сут. Перед разуплотнением реактора для перегрузочных работ проводилась очистка защитного газа на активированном угле.

Радиоактивность продуктов деления в натрии в некоторые периоды значительно превышала уровень радиоактивности основных долгоживущих активационных изотопов ^{22}Na (0,7 мКи/кг) и ^{110m}Ag (0,2 мКи/кг). Это приводило к возрастанию полей радиации в боксах первого контура до 300—500 мкР/с. Наибольший вклад в мощность дозы (до 8%) давало γ -излучение ^{137}Cs и ^{134}Cs , причем удельная активность ^{137}Cs в различные периоды составляла 2—20 мКи/кг.

Изотопный состав радиоактивности поверхностных отложений на различных участках контура и более подробные сведения о радиоактивности теплоносителя приведены в работе [1]. Отметим, что радиоактивность ^{140}Ba — ^{140}La и ^{95}Nb , определяющих загрязненность поверхностей контура, зависела от времени работы реактора с момента образования дефектов в оболочках твэлов в активной зоне; в некоторые периоды эксплуатации реактора γ -излучение этих нуклидов давало вклад в мощность дозы от трубопроводов до 65%. Слив (дренаж) теплоносителя из нетли в этом случае не приводит к снижению мощности дозы в боксах первого контура <100—150 мкР/с. Радиоактивность нуклидов коррозионного происхождения в поверхностных отложениях ^{60}Co и ^{54}Mn за годы эксплуатации реактора возросла, но вклад их излучения в мощность дозы от трубопроводов не превышал 10%.

На АЭС при нормальной эксплуатации реактора исключены протечки радиоактивных газов и аэрозолей в производственные помещения, отсутствуют источники загрязнения поверхностей оборудования и помещений. Загрязнение поверхностей оборудования и помещения радиоактивными веществами наблюдается во время работ по перегрузке реактора, при извлечении из реактора перегрузочной трубы и исполнительного механизма СУЗ, ревизии и ремонте перегрузочной машины. Уровни загрязнения этих поверхностей не превышали 4000 β -част./($\text{мин} \cdot \text{см}^2$) и были обус-

* 1 Ки = $3,700 \cdot 10^{10}$ Бк; 1 Р = $2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг; 1 бэр = 0,01 Дж/кг.

ловлены ^{95}Nb , ^{137}Cs , ^{141}Ce . При извлечении оборудования из реактора в центральном зале кратковременно наблюдали случаи появления радиоактивных аэрозолей, концентрация которых не превышала $1 \cdot 10^{-10}$ Ки/л (в основном ^{137}Cs).

Коэффициент, характеризующий выход радионуклидов с загрязненных поверхностей в атмосферу помещений в виде аэрозолей (отношение активности в воздухе и на поверхности), составил по результатам измерений $3 \cdot 10^{-2} \text{ м}^{-1}$ для ^{137}Cs и ^{134}Cs и $(1-5) \cdot 10^{-4} \text{ м}^{-1}$ для ^{141}Ce , ^{95}Nb , ^{60}Co , ^{54}Mn . Высокая радиоактивность цезия в теплоносителе и его высокая легучесть требуют обязательного применения респираторов при ремонтных работах для защиты органов дыхания. Важно отметить также, что загрязнения поверхностей в центральном зале носили локальный характер и легко отмывались при мокрой уборке.

Облучение персонала при проведении ремонтных работ. Анализ облучения персонала при проведении планово-предупредительного ремонта после длительной эксплуатации реактора с твэлами, оболочки которых потеряли герметичность, показал, что осмотр и мелкий ремонт контрольно-измерительного и электрического оборудования в помещениях первого контура связан с определенными дозовыми нагрузками и проводится с привлечением большого числа персонала (табл. 1).

При проведении работ в боксах первого контура доза γ -излучения на руки на 30—40% выше, чем на все тело. Облучение за счет β -излучения не превышает 3% суммарной дозы. Средняя доза облучения одного человека из персонала составляет 0,3—0,5 бэр в год. Дозу 1,5—5 бэр получали не более 2—3% персонала.

Таблица 1

Облучение персонала при ремонтных работах на БОР-60

Операции	Мощность дозы, мкР/с	Суммарная доза, бэр
Работы в боксах первого контура по осмотру и ревизии (проверка дымовых датчиков, осмотр термонар, замена электроламп, замена вибродатчиков и др.)	200—300	0,04—0,1
Ремонт в боксах первого контура (подключение электрорасходомера, замена электрообогрева участка трубопровода, ремонт тепловой зоны, поддона ловушки окислов и др.)	200—300	0,5—3,0
Замена выемных деталей (насосного уровнемера, насоса и др.)	200—1000	0,2—0,7
Перегрузка тепловыделяющих и экспериментальных сборок	1—25	1—3

Рассмотрим радиационную обстановку и облучение персонала во время одной из крупных ремонтных операций — замене выемной части насоса первого контура, которая извлекалась по специальной технологии с использованием изолирующего скафандра без биологической защиты. Под скафандр подавался азот для предотвращения загорания натрия, находящегося на поверхности насоса.

Мощность экспозиционной дозы γ -излучения от извлеченной выемной части составляла 200—300 мР/с на расстоянии 3—5 м. Концентрация радиоактивных аэрозолей в помещении при этом не превышала $1 \cdot 10^{-13}$ Ки/л. Общая продолжительность работы от начала подъема выемной части до погружения ее в бак дезактивации составила ~ 1 ч. Коллективная дозовая нагрузка на персонал, занятый подготовительными работами и заменой выемной части насоса, составила 0,7 бэр. Применение изолирующего пленочного скафандра вместо специального защитного контейнера позволило быстро заменить выемную часть насоса и не привело к загрязнению помещения радиоактивными веществами или значительному облучению персонала. Выемная часть насоса была помещена в бак дезактивации. Мощность экспозиционной дозы от насоса после его отмывки от остатков натрия и дезактивации была снижена до уровня 0,4—5 мР/с.

Оценки показывают, что замена кабелей, арматуры, электрообогрева и другие работы в боксах при уровне загрязненности теплоносителя и поверхностей, соответствующем длительной работе реактора с твэлами, оболочки которых потеряли герметичность, обусловили коллективную дозовую нагрузку на персонал 100—500 бэр. Следовательно, такие работы должны проводиться после дренажа или очистки теплоносителя, а в некоторых случаях после дезактивации контура.

Оценка последствий воспламенения натрия при ремонтных работах. Радиоактивность аэрозолей при перегрузочных и ремонтных работах редко превышала $1 \cdot 10^{-11}$ Ки/л, что при наличии средств индивидуальной защиты не представляет опасности. Неприятность может доставлять химическое воздействие окиси натрия на кожу и глаза персонала. Кроме того, окись натрия в контакте с воздухом за короткое время превращается в каустическую соду и карбонат натрия, которые могут вызвать коррозию конструктивных материалов. Наиболее опасные последствия можно ожидать после возгорания остаточной пленки натрия на поверхности выемных узлов при их извлечении или при протечках теплоносителя. Образующиеся густые облака окиси натрия могут резко сократить видимость, затруднить выход персонала из опасной зоны. Известно, что концентрация продуктов горения натрия 50 мг/м^3 является допустимой для дыхания в течение

2,5 мин. Повышение концентрации от 50 до 100 мг/м^3 вызовет раздражение глаз и легких, нарушит зрение.

На БОР-60 при извлечении выемной части насоса с помощью изолирующего скафандра наблюдалось возгорание пленки натрия из-за несогласованности подачи азота под скафандр и подъема узла. Однако дымление было кратковременным и концентрация аэрозолей натрия в помещении была незначительной (радиоактивность аэрозолей $\sim 1 \cdot 10^{-13}$ Ки/л, концентрация натрия $< 1 \text{ мг/м}^3$).

Как предельный случай, можно рассмотреть возгорание остаточной пленки натрия на очень разветвленной поверхности теплообменника. Предполагается, что на поверхностях выемных узлов остается пленка натрия толщиной $\sim 0,2$ мм. Для теплообменника БОР-60 это будет составлять около 50 кг натрия. Не рассматривая все возможные аварийные ситуации, остановимся на случае, когда по какой-то причине прекратилась подача инертного газа под изолирующий скафандр. Пленка натрия на поверхности теплообменника горит очень быстро (~ 18 с). Максимальная концентрация натрия в воздухе может составить 290 мг/м^3 . Расчет концентрации аэрозолей натрия и радиоактивности основных нуклидов в воздухе помещения центрального зала БОР-60 при такой ситуации был проведен в предположении мгновенного перемешивания и отключенной вентиляции для наблюдавшихся максимальных значений активности нуклидов в теплоносителе (табл. 2). Коэффициенты перехода нуклидов в аэрозоли при горении натрия взяты из работы [2]. Радиоактивность нуклидов и концентрация натрия в воздухе центрального зала будут значительно превышать допустимые значения. Находиться здесь невозможно, и персонал должен временно покинуть помещение. При неработающей вентиляции на поверхность пола осядет $\sim 80\%$ продуктов горения натрия, на стены 18% и на потолок 2%. Поверхности помещения и размещенного там оборудования будут загрязнены радиоактивными веществами и требуют дезактивации.

Таблица 2
Концентрация нуклидов в воздухе центрального зала при возгорании пленки натрия на поверхности промежуточного теплообменника

Нуклид	Активность на поверхности, Ки	Активность в воздухе, Ки	Концентрация нуклидов, Ки/м ³		
			t=0 мин *	t=15 мин	t=60 мин
²² Na	$3 \cdot 10^{-2}$	$4,5 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-7}$	$5,3 \cdot 10^{-8}$	$6 \cdot 10^{-9}$
^{110m} Ag	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-8}$	$2,2 \cdot 10^{-9}$	$3 \cdot 10^{-10}$
¹³⁷ Cs	1,1	0,66	$2,5 \cdot 10^{-5}$	$7,8 \cdot 10^{-6}$	$9 \cdot 10^{-7}$
¹³⁴ Cs	0,1	$6 \cdot 10^{-2}$	$2,3 \cdot 10^{-6}$	$7,1 \cdot 10^{-7}$	$8 \cdot 10^{-8}$

* t — время после горения.

Итак, опыт эксплуатации БОР-60 позволяет отметить следующие положительные факторы, присутствующие установкам с натриевым теплоносителем:

удержание большой доли радиоактивных нуклидов в случае выхода их из-под оболочки твэлов; низкая радиоактивность нуклидов коррозионного происхождения в теплоносителе и отложениях;

надежная работа основных узлов и оборудования;

длительное сохранение плотности первого контура при высоких температурах натрия;

возможность резки трубопроводов с замороженным натрием;

незначительные поверхностные загрязнения помещений и уровни активности аэрозолей;

незначительные радиоактивные газовые выбросы с АЭС, отсутствие влияния ее работы на радиоактивность объектов внешней среды.

Однако при проектировании и эксплуатации реакторов с натриевым теплоносителем необходимо учитывать некоторые проблемы, которые возникают при проведении ремонтных работ:

высокий уровень радиоактивности теплоносителя, возникающий при длительной работе реактора с твэлами, оболочки которых потеряли гер-

метичность. Это требует разработки эффективных систем очистки теплоносителя;

воспламенение остаточной пленки натрия на поверхности выемных узлов с повышенной температурой. Необходимо применять защитные скафандры с инертной атмосферой;

появление окислов в контуре при его разгерметизации и отложение их в местах установки выемных частей. Следует поддерживать инертную атмосферу в этих местах в течение всего ремонта;

возможность протечки натрия, что требует разработки надежных систем индикации и подавления горения в помещениях контуров;

возможность распространения аэрозолей продуктов горения натрия в обслуживаемые помещения в случае загорания натрия. При этом необходимо защищать органы дыхания и глаза от химического воздействия натрия.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кизин В. Д. и др. «Атомная энергия», 1978, т. 44, вып. 6, с. 492.
2. Четчик Ю. В., Кобзарь И. Г., Позняк Г. И. «Атомная энергия», 1973, т. 35, вып. 6, с. 401.

Поступила в Редакцию 23.04.79

УДК 621.039.524.4

Полуэмпирический метод расчета изотопного состава урана и плутония в облученном топливе ВВЭР

БИБИЧЕВ Б. А., ЛОВЦЮС А. В., МАЙОРОВ В. П., РАЗУВАЕВА М. А., СТЕПАНОВ А. В., ФЕДОТОВ П. И.

Метод γ -спектрометрии продуктов деления широко используется для измерения выгорания топлива энергетических реакторов. Однако такие измерения не содержат непосредственной информации о концентрации тяжелых нуклидов в топливе. Более широкие возможности для метода γ -спектрометрии продуктов деления имеет сочетание γ -спектрометрических измерений с теоретическими расчетами [1].

Концентрации продуктов деления в облученном топливе зависят от начального изотопного состава топлива, от истории облучения (длительность каждого цикла облучения и относительная средняя тепловая мощность данного топливного элемента в каждом цикле облучения), а также от параметров потока нейтронов и их изменения в процессе облучения данного топливного элемента. Это позволяет при известной истории облучения по известному начальному составу топлива и измеренным концентрациям некоторых продуктов деления определить параметры потока нейтронов в процессе облучения топлива и вычислить концентрации тяжелых нуклидов.

Изменения изотопного состава топлива во время облучения описываются следующей системой уравнений:

$$dN_i(t)/dt = \Phi_{th} \hat{\sigma}_{i-1}^c N_{i-1}(t) - (\Phi_{th} \hat{\sigma}_i^a + \lambda_i) N_i(t); \quad (1)$$

$$dN_j(t)/dt = \Phi_{th} \sum_i Y_{ji} \hat{\sigma}_i^f N_i(t) + \Phi_{th} \hat{\sigma}_{j-1}^c N_{j-1}(t) - (\Phi_{th} \hat{\sigma}_j^a + \lambda_j) N_j(t), \quad (2)$$

где $N_i(t)$ — концентрация i -го тяжелого нуклида; $N_j(t)$ — концентрация j -го продукта деления; Φ_{th} — плотность потока тепловых нейтронов; $\hat{\sigma}_i^f$ — эффективное сечение деления i -го нуклида; Y_{ji} — выход j -го продукта деления при делении i -го тяжелого нуклида; $\hat{\sigma}_{i-1}^c$ — эффективное сечение (n, γ) -реакции на $(i-1)$ -м нуклиде; $\hat{\sigma}_i^a$ — эффективное сечение поглощения для i -го нуклида; λ_i — постоянная распада i -го нуклида.

При решении системы уравнений (1), (2) спектр нейтронов разбивался на тепловую и надтепловую группы. Кроме того, при вычислении вклада ^{238}U