

Обслуживание оборудования АЭС БОР-60 в радиационных условиях

КИЗИН В. Д., ПОЛЯКОВ В. И., ЧЕЧЕТКИН Ю. В., КЕВРОЛЕВ В. П.,
ЛЕВИН Л. М., РЫБАКОВ В. Н.

УДК 621.039.55:539.16.18

Высокая радиоактивность натриевого теплоносителя в быстром реакторе приводит к пессимистической оценке радиационной обстановки на АЭС с подобными аппаратами и необходимости принимать дополнительные меры защиты. Однако в течение четырех лет эксплуатации реактора БОР-60 радиационная обстановка на АЭС была удовлетворительной. Этому способствовали компоновочные и конструктивные особенности оборудования первого контура, высокая герметичность контура, отсутствие источников больших радиоактивных газовых и аэрозольных выбросов и источников загрязнения поверхностей производственных помещений.

Обобщение опыта эксплуатации АЭС с натриевым теплоносителем в дальнейшем позволит упростить ряд узлов и технологических операций на установке без ухудшения радиационной обстановки в помещениях АЭС и уменьшить облучаемость персонала.

Особенности АЭС БОР-60*

Все основное оборудование обеих петель первого контура установки (насос, теплообменник, арматура) размещено в двух боксах. Оборудование второго (с натрием) и третьего контуров (с водой — паром) не имеет биологической защиты. Конструкция насосов, теплообменников, запорной и регулирующей арматуры предусматривает при необходимости их ремонта извлечение и дезактивацию выемных деталей. Газовые полости реактора и насосов заполнены аргоном (общий объем $\sim 3,5 \text{ м}^3$) при давлении 1,2—1,4 *атм*.

За четыре года эксплуатации реактором выработано $0,65 \cdot 10^6 \text{ Мвт} \cdot \text{ч}$ тепловой энергии, при этом основное оборудование проработало свыше 26 000 ч.

В твэлах достигнуто выгорание свыше 10% тяжелых атомов, и при этом в течение некоторого времени реактор эксплуатировался с дефектными твэлами, число которых достигало $\sim 1\%$ общей загрузки.

Радиационная обстановка во время работы реактора

Во время работы реактора экспозиционная мощность дозы в боксах первого контура обусловлена γ -излучением изотопа ^{24}Na (удельная активность теплоносителя 0,7—0,85 *кюри/кг Na*·*Мвт*) и при мощности 60 *Мвт* достигает на расстоянии 1 м от трубопроводов 18 *р/сек*.

Активация натрия второго контура в боксе первого контура практически отсутствует. Экспозиционная мощность дозы в местах периодического обслуживания оборудования на АЭС (приводы вентилялей, электродвигатели насосов, газовые линии первого контура и т. п.) не превышает 0,5 *мкр/сек*.

На АЭС при нормальной эксплуатации реактора исключены протечки радиоактивных газов и аэрозолей в производственные помещения, отсутствуют источники загрязнения поверхностей оборудования и помещений. Источником газовой и аэрозольной активности в отходах АЭС является активация воздуха, охлаждающего биологическую защиту реактора. Основной составляющей газовой активности является ^{41}Ar , выброс которого не превышает 25 *кюри/сутки*. Активность аэрозольных выбросов не превышает 10^{-3} *кюри/сутки* и обусловлена ^{24}Na , ^{51}Cr , ^{59}Fe , ^{56}Mn , ^{122}Sb .

Величины газовой радиоактивности в газовых полостях реактора и насосов зависят от количества дефектных твэлов в активной зоне и определяются в основном изотопом ^{133}Xe . На реакторе БОР-60 эти величины в некоторые периоды достигали 500 *кюри*. Однако это не приводило к ухудшению радиационной обстановки. Установлено, что в газовых полостях доля радиоактивности ^{87}Kr и ^{88}Kr с жестким γ -излучением мала (табл. 1). Радиоактивность газообразных продуктов деления (ГПД) в газовой полости насоса значительно ниже, чем в реакторе. Перетечка газов по «дыхательной» линии аппарат — насос незначительна. Все это позволило сократить защитные мероприятия на АЭС, а именно: отказаться от необходимости компрессоров и баллонов выдержки на 200 *атм* в системе «грязного» газового хозяйства; отказаться от продувок органов СУЗ; уменьшить защиту

* Лейпунский А. И. Препринт ФЭИ-187, Обнинск, 1969.

Радиоактивность изотопов в газовой полости реактора, отн. ед. *

Таблица 1

Условия измерений	^{133}Xe (0,081) **	^{135m}Xe (0,233)	^{135}Xe (0,250)	^{85m}Kr (0,149); (0,305)	^{88}Kr (2,40); (1,55)	^{87}Kr (2,57); (0,40)	^{85}Kr (0,514)	^{41}Ar (1,29)
Выброс в момент разгерметизации одного твэла	1	0,016	0,30	0,023	0,048	0,023	0,01	0,065
Работа с дефектными твэлами в активной зоне	1	0,01	0,10	0,006	0,005	0,003	0,001	0,006

* За единицу принята активность ^{133}Xe .
** В скобках приведена энергия γ -квантов, Мэв.

газовых линий. Во время остановки реактора для перегрузочных работ очистка газовой полости реактора от ^{133}Xe может быть осуществлена с помощью угольного адсорбера объемом 120 л.

Радиационная обстановка в боксах первого контура

После остановки реактора радиоактивность теплоносителя определяется изотопами ^{22}Na и ^{110m}Ag при герметичной активной зоне и изотопом ^{137}Cs при работе с дефектными твэлами. После полутора лет работы с дефектными твэлами величина удельной активности ^{137}Cs в теплоносителе достигла $8 \cdot 10^{-3}$ кюри/кг Na; радиоактивность изотопов ^{134}Cs , ^{136}Cs , ^{110m}Ag , ^{141}Ce , ^{124}Sb — $(1 \div 5) \cdot 10^{-4}$ кюри/кг Na; ^{22}Na — $4 \cdot 10^{-4}$ кюри/кг Na. Основная часть активности ^{140}Ba — ^{140}La , ^{95}Nb и продуктов коррозии сосредоточена в отложениях на стенках трубопроводов и оборудования. Величина их радиоак-

тивности в отложениях на различных участках первого контура приведена в табл. 2.

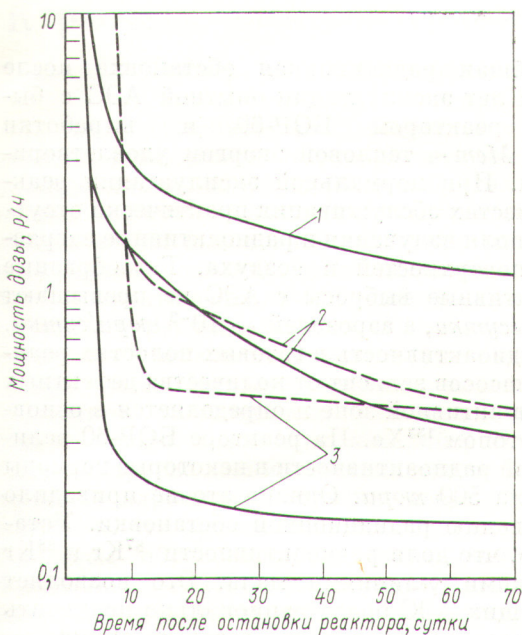
На основании этих данных проведены оценки полей излучения от оборудования и коммуникаций, показавшие, что дренаж натрия из трубопроводов после теплообменника в первые 20 суток после остановки реактора не приведет к снижению экспозиционной мощности дозы (рисунок). Дренаж натрия из трубопроводов до теплообменника должен привести к уменьшению мощности дозы от них примерно в три раза. Действительно, дренаж из одной петли реактора БОР-60 через месяц после остановки реактора уменьшил мощность дозы от трубопроводов «холодного» натрия на 20—40%, от трубопроводов «горячего» натрия в три раза, а в целом по боксу на 30—50%.

Экспозиционная мощность дозы γ -излучения в боксах с основным оборудованием первого контура (объем бокса 300 м^3 , количество натрия первого контура 7 м^3) к концу 1973 г. состав-

Радиоактивность основных долгоживущих изотопов в отложениях на трубопроводах и оборудовании первого контура, мкюри/м²

Таблица 2

Места измерений	^{54}Mn	^{60}Co	^{95}Zr	^{95}Nb	^{137}Cs	$^{140}\text{Ba}/^{140}\text{La}$	Мощность дозы на расстоянии 0,5 м от оборудования, мкр/сек
Трубопровод на участке от реактора до теплообменника	5	2	15	21	—	10	50
Теплообменник	33	60	40	190	20	130	200
Трубопровод на участке от теплообменника до насоса	10	7	4	96	24	130	130
Выемная часть насоса							
Нижняя часть (область рабочего колеса)	100	40	—	350	100	150	500
Средняя часть	70	6	—	15	100	—	—
Верхняя часть (область рэздела натрий — газ)	10	—	—	—	700	—	350
Газовая полость	—	—	—	—	10	—	—



Мощность дозы γ -излучения от оборудования первого контура без дренажа (---) и после дренажа (—) натрия:

1 — съемная часть насоса, 2 — трубопровод после промежуточного теплообменника, 3 — трубопровод до промежуточного теплообменника.

ляла 1,5 р/ч вблизи теплообменников и трубопроводов «холодного» натрия и в среднем по боксу около 0,7 р/ч. Оценка показывает, что большой объем ремонтных работ в боксах первого контура (например, замена кабелей, арматуры, электрообогрева и т. п.) при существующем уровне загрязненности теплоносителя и поверхностей будет связана с облучением персонала коллективной дозой 400—500 бэр. Следовательно, проведение этих работ возможно только после дезактивации контура. При проектировании АЭС с быстрыми реакторами необходимо обеспечить длительную безремонтную работоспособность всех систем в боксах первого контура. Например, более предпочтительно использовать кабели с резиновой изоляцией типа ПКЛЭ вместо кабелей с полимерными электроизоляционными материалами типа ФКРЭ, которые, как показал опыт эксплуатации реактора БОР-60, менее стойки при длительном облучении (свыше $1,5 \cdot 10^9$ р) и повышенной температуре. Нерационально размещать в боксах первого контура арматуру газовых линий, датчики системы КГО и некоторые другие элементы, подлежащие обслуживанию и замене.

Радиационная обстановка при перегрузочных работах

В период планово-предупредительных ремонтов (ППР) радиационная обстановка в центральном зале (ЦЗ) определяется перегрузочными работами. В момент извлечения из реактора топливного пакета перегрузочной машиной (ПМ) за счет прострелов в месте стыковки контейнера ПМ с фланцем переходной пробки в ЦЗ наблюдается повышение γ -поля в зоне работы машины до 25 мкр/сек, по периметру ЦЗ — до 1,5 мкр/сек. При дальнейших операциях экспозиционная мощность дозы около ПМ не превышает 1 мкр/сек.

Загрязнение поверхностей оборудования и помещения радиоактивными веществами отмечено во время работ по перегрузке реактора, при извлечении из реактора перегрузочной трубы и исполнительного механизма СУЗ, отмывке ручной штанги, ревизии и ремонте ПМ. Эти загрязнения были обусловлены изотопами ^{95}Nb , ^{137}Cs , ^{141}Ce и не превышали 4000 β -частиц/мин \times см^2 , носили локальный характер и легко отмывались при «мокрой» уборке. Наблюдавшиеся случаи появления аэрозолей в ЦЗ были кратковременны, радиоактивность их определялась изотопом ^{137}Cs и не превышала $1 \cdot 10^{-10}$ кюри/л.

Оперативный контроль облучаемости персонала, проводящего перегрузочные работы, показал, что за время перегрузки 60% топливных пакетов с выгоранием 7—10% получена коллективная доза около 1 бэр. Выгрузка пакетов проводилась ПМ, а загрузка и перегрузка — ручной штангой. Вклад β -облучения в суммарную дозу (контроль ИФКУ) составил всего 2,6%, а граничная энергия β -спектра не превышала 1,5 Мэв, что может приводить к радиационному облучению только кожи и подкожных тканей (третья группа критических органов по НРБ-69).

Ремонт крупногабаритного оборудования

Отдельные элементы оборудования в процессе эксплуатации требуют периодической замены из-за напряженных условий эксплуатации, выработки ресурса работы и т. п. Так как в процессе работы реактора элементы первого контура активируются или загрязняются продуктами деления, их компоновка выполнена таким образом, чтобы можно было заменять соответствующие узлы, не входя в помещения первого контура, и без резки основных трубопроводов

и вскрытия защитных устройств. Выемные части насосов, трубные пучки теплообменников или арматура извлекаются для ремонта после дренажа натрия из соответствующего участка контура.

Радиационная обстановка при этом определяется величиной поверхностной загрязненности выемных частей.

Изучение изотопного состава и величины радиоактивности отложений на выемной части насоса (см. табл. 2) позволило оценить изменение полей излучения от оборудования и коммуникаций первого контура в зависимости от времени после останова реактора (см. рисунок). В первые дни после останова реактора экспозиционная мощность дозы определяется радиоактивностью ^{24}Na в остаточной пленке натрия. Выемные части оборудования можно демонтировать через 15 дней после останова реактора, дальнейшая выдержка не приводит к значительному снижению мощности дозы.

Замена выемной части циркуляционного насоса одной из петель первого контура на БОР-60 производилась по специальной технологии под изолирующим чехлом без биологической защиты. Под чехол подавался азот для предотвращения загорания натрия, находящегося на поверхности насоса.

Экспозиционная мощность дозы γ -излучения от извлеченной выемной части насоса составляла 150—200 мкр/сек на расстоянии 3—5 м. Несмотря на наблюдавшееся загорание натрия на поверхности выемной части насоса из-за временной задержки подачи азота под чехол, уровень аэрозольной активности в помещении ЦЗ не превысил величины $4 \cdot 10^{-13}$ кюри/л . Коллективная дозовая нагрузка на персонал при подготовительных работах и при замене насоса составила 0,65 бэр .

Таким образом, применение чехла вместо специального защитного контейнера позволило быстро заменить выемную часть насоса и не привело к загрязнению помещения радиоактивностью или значительной облучаемости персонала.

Выемная часть насоса после замены помещена в бак дезактивации. Экспозиционная мощность дозы от насоса после его отмывки водным 0,5%-ным раствором KMnO_4 и смесью азотной (5%) и щавелевой кислот снижена до уровня 0,4—5 мкр/сек .

Выводы

1. Общая радиационная обстановка после четырех лет эксплуатации опытной АЭС с быстрым реактором БОР-60 и выработки $0,6 \cdot 10^6$ $\text{Мвт} \cdot \text{ч}$ тепловой энергии удовлетворительная. При нормальной эксплуатации реактора в местах обслуживания практически отсутствуют поля излучения и радиоактивные загрязнения поверхностей и воздуха. Газообразные радиоактивные выбросы с АЭС не превышают 25 кюри/сутки , а аэрозолей — 10^{-3} кюри/сутки .

2. Радиоактивность в газовых полостях реактора и насосов зависит от количества дефектных твэлов в активной зоне и определяется в основном изотопом ^{133}Xe . На реакторе БОР-60 величина этой радиоактивности в некоторые периоды достигала 500 кюри . Однако это не приводило к ухудшению радиационной обстановки. Установлено, что доля радиоактивности ^{87}Kr и ^{88}Kr с жесткими γ -линиями мала. Это позволяет в будущих АЭС более рационально подходить к вопросу выбора защиты газовых линий.

3. При работе с 1% дефектных твэлов γ -поля в боксах первого контура через 10—15 суток после останова реактора достигают 0,7—1,5 р/ч и определяются в основном отложениями на поверхностях трубопроводов и оборудования изотопов ^{95}Zr — ^{95}Nb и ^{140}Ba — ^{140}La . Поэтому дренаж натрия приводит к незначительному снижению экспозиционной мощности дозы (в среднем по боксу в 1,5 раза).

4. За период эксплуатации источником загрязнения поверхностей оборудования и пола являлись работы, связанные с перегрузкой активной зоны реактора. Величина загрязнения не превышала 400 β -частиц/мин $\cdot \text{см}^2$. Коллективная дозовая нагрузка на персонал при перегрузке составляет около 1 бэр .

5. Замена выемных деталей крупногабаритного оборудования может быть произведена в легких изолирующих чехлах без биологической защиты. Подобная операция при соответствующих организационных и технических мероприятиях не приводит к значительному ухудшению радиационной обстановки в производственных помещениях. Коллективная дозовая нагрузка на персонал при перегрузке выемной части насоса на БОР-60 составила 0,7 бэр .

Поступила в Редакцию 11/II 1974 г.