

# ПРОВЕДЕНИЕ АНАЛИЗА ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙ, СВЯЗАННЫХ С РАЗгерметизацией СИСТЕМЫ КАТАЛИТИЧЕСКОЙ РЕКОМБИНАЦИИ И ГАЗОВОГО КОНТУРА ПРИ РАБОТЕ ПЕРСПЕКТИВНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ВИР-3

*А. В. Шуркаев, А. А. Пикулев, А. А. Кубасов, Д. А. Юнин,  
А. Д. Авдеев, А. Р. Дягель, С. О. Табаков*

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», г. Саров

## Введение

В настоящее время ведутся работы по модернизации исследовательской ядерной установки (ИЯУ) ВИР-2М с целью повышения ее облучательных возможностей и улучшения эксплуатационных характеристик [1].

Работы по модернизации ИЯУ ВИР-2М сопровождаются анализом последствий ядерных и радиационных аварий, которые могут произойти на установке. В дополнение к газовому контуру (ГК), который имеется на ИЯУ ВИР-2М, ИЯУ ВИР-3 планируется оснастить системой каталитической рекомбинации (СКР) радиолитического газа, что создает дополнительный источник опасности, связанный с возможностью разгерметизации контура СКР при работе ИЯУ ВИР-3 в статическом режиме [1].

Работа посвящена рассмотрению максимально возможных радиационных последствий аварий, связанных с разгерметизацией корпуса АЗ и/или газового контура ИЯУ при генерации импульса делений или во время работы установки в статическом режиме. В работе представлены следующие результаты:

- дана консервативная оценка активности РБГ, которые могут выйти в помещения ИЯУ;

- оценены выходы благородных газов на 1 МДж энерговыделения;

- произведена консервативная оценка активностей изотопов йода и дочерних изотопов РБГ, которые могут поступить в организм персонала ИЯУ ингаляционным путем.

## Основные расчетные соотношения

Выход благородных газов из топливного раствора (ТР) при работе реактора как в импульсном, так и в статическом режиме, происходит главным образом за счет выноса РБГ всплывающими на поверхность ТР пузырьками радиолитического газа [2]. Для консервативной оценки активности РБГ будем считать, что происходит их полное выделение (100% выход РБГ) из раствора в надтопливное пространство корпуса реактора; выход изотопов йода полагаем равным 0,001% (согласно [2]) как в импульсном, так и в статическом режимах работы.

Максимальная проектная мощность ИЯУ ВИР-3 в статическом режиме работы составляет 20 кВт [1]. При проведении расчетов принято, что в одном акте деления ядра  $U^{235}$  выделяется  $E_f = 180$  МэВ энергии. Таким образом, скорость наработки  $\left[\frac{\text{ядер}}{c}\right]$   $i$ -ого продукта деления в АЗ составит:

$$v_i = \frac{\omega_i W}{E_f} \quad (1)$$

где  $\omega_i$  – независимый выход  $i$ -ого продукта деления;

$W = 20$  кВт – мощность ИЯУ ВИР-3 при работе в статическом режиме.

**Примечание 1.** В последующих разделах работы, под статическим пуском следует понимать работу установки на постоянной мощности 20 кВт продолжительностью 60 часов.

**Примечание 2** В качестве максимального энерговыделения за один импульсный

## Активности радиоактивных благородных газов

пуск в АЗ реактора ВИР-3 в расчетах использовано значение  $E = 150$  МДж, что на 25% превосходит проектное значение [1].

Таким образом, общее число делений за импульсный пуск с энерговыделением 150 МДж составит:

$$N_f = \frac{E}{E_f} = 5,21 \cdot 10^{18} \quad (2)$$

Для консервативной оценки активности благородных газов будем считать, что все РБГ покинули ТР (как после импульса делений так и во время работы установки в статическом режиме). Ниже будем рассматривать только те РБГ, период полураспада которых существенно (на несколько порядков) больше длительности импульса реактора. Поэтому при проведении расчетов полагалось, что импульс делений произошел мгновенно; активность РБГ перед импульсом принята равной нулю.

При расчетах активностей РБГ, образующихся при работе установки в статическом режиме, считали, что РБГ покидали ТР мгновенно. Активности РБГ перед началом работы установки на мощности считали равными нулю.

Значения независимых выходов осколков деления были приняты для деления ядер  $U^{235}$  нейтронами тепловой области. Также считали, что продукты деления не захватывают нейтроны.

Для консервативной оценки активностей вышедших в верхний реакторный зал РБГ, предположим, что разгерметизация происходит после статического пуска. В настоящее время НРБ-99/2009 [3], ОСПОРБ-99/2010 [4] не регламентируют объемную активность РБГ. Принятый в РФЯЦ-ВНИИЭФ контрольный уровень по удельной активности РБГ составляет примерно  $10^5$  Бк/м<sup>3</sup>. При этом не регламентируется объемной активности конкретных изотопов РБГ, поэтому можно ограничиться рассмотрением суммарной активности данных газов. На рис. 1 представлена зависимость суммарной объемной активности в верхнем зале от времени после разгерметизации. Поскольку ИЯУ ВИР-3 будет размещаться на месте существующей ИЯУ ВИР-2М, при проведении расчетов, были использованы параметры реакторных залов ИЯУ ВИР-2М (объем 1760 м<sup>3</sup>).

Из рис. 1 видно, что при отключенной вентиляции объемная активность РБГ в зале в рассматриваемый промежуток времени значительно (более чем на 5 порядков) превосходит КОА<sup>РБГ</sup>. Через 7,2 часа объемная активность РБГ снижается примерно в четыре раза – с  $1,3 \cdot 10^{11}$  до  $3,4 \cdot 10^{10} \frac{\text{Бк}}{\text{м}^3}$ .

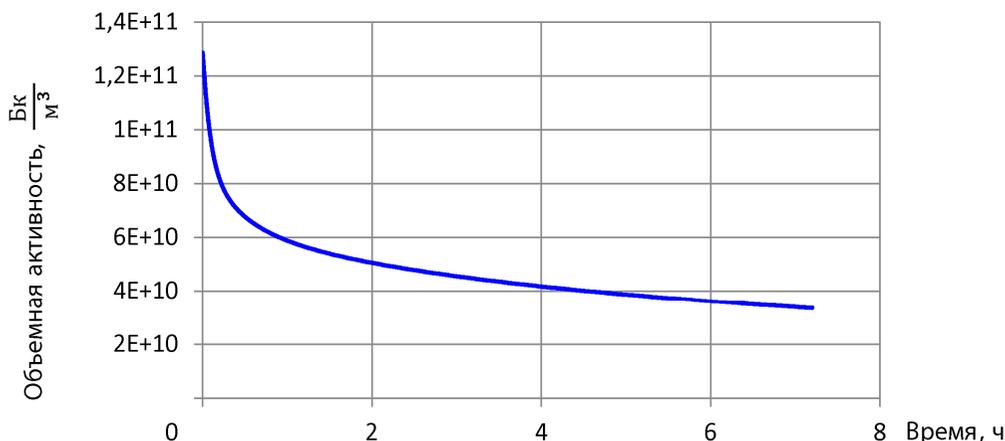


Рис. 1. Объемная суммарная активность РБГ в верхнем реакторном зале при разгерметизации ГК или СКР после статического пуска

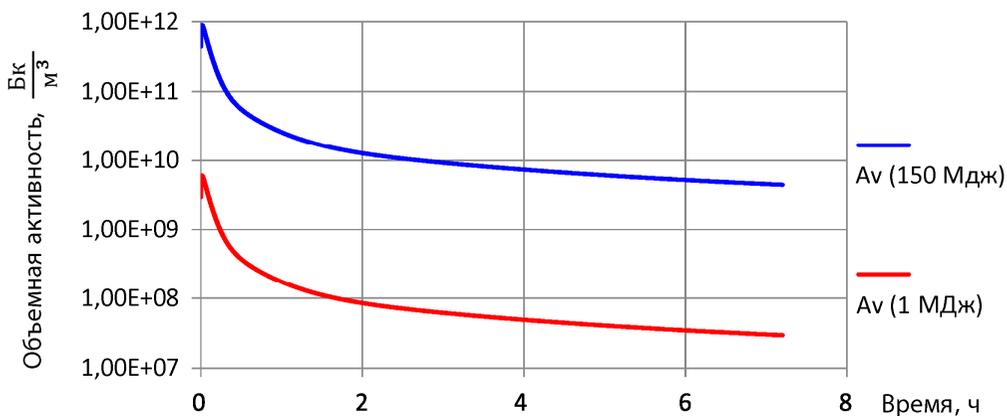


Рис. 2. Объемная суммарная активность РБГ в верхнем реакторном зале при разгерметизации ГК или СКР после импульса деления (верхний график) и пересчет той же величины на 1 МДж энерговыделения

Оценим выход РБГ на 1 МДж энерговыделения при импульсе деления. Как и в расчетах, представленных выше, ограничимся рассмотрением суммарной объемной активности. Ниже на рис. 2 представлена зависимость суммарной объемной активности РБГ в верхнем реакторном зале при разгерметизации ГК или СКР после импульса деления а также та же зависимость при пересчете на 1 МДж энерговыделения.

Как можно видеть из графика, объемная активность РБГ на 6 порядков превышает контрольные уровни, установленные во ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ».

Заметим, что выход большей части РБГ из надтопливного пространства возможен только в случае отказов элементов сразу в нескольких системах (запроектная авария). В проекте ИЯУ ВИР-2ММ предусмотрен комплекс мероприятий, направленный на локализацию последствий аварий. Так в контуре СКР при статическом режиме работы давление газов поддерживается на уровне 0,9 атм. В случае разгерметизации повышение давления будет фиксироваться датчиками давления, расположенными в контуре СКР. При повышении давления до 0,98 атм. сработает аварийная уставка, и система управления и защиты выдаст сигнал на закрытие вентилей высокого давления, связывающих контур СКР с надтопливным про-

странством корпуса. В случае сжигания гремучего газа после импульса контур СКР будет отсекается от корпуса реактора и ГК. Наиболее уязвимым местом в этом случае будет являться линия сжигания ГК. Линия сжигания рассчитана выдерживать импульсное повышение давления до 10 МПа. Максимальное давление при сжигании гремучего газа не будет превышать 8 МПа.

### Оценка мощности дозы гамма-излучения, создаваемой вышедшими РБГ в верхнем реакторном зале

Работа в залах ИЯУ ВИР-2М разрешается при мощности дозы не более 11 мкЗв/ч и уровне активности РБГ не более  $1,5 \cdot 10^5$  Бк/м<sup>3</sup>.

Для определения мощности дозы гамма-излучения, создаваемой РБГ, поступившими в зал в результате разгерметизации корпуса АЗ (и/или ГК), были проведены оценочные расчеты. Были выделены основные изотопы РБГ, вносящие наибольший вклад в общую мощность дозы гамма-излучения:  $Kr^{88}$ ,  $Kr^{89}$ ,  $Xe^{135}$ ,  $Xe^{138}$ .

При проведении расчетов предполагалось, что человек находится в помещении с геометрическими размерами 15×12×10 м<sup>3</sup> (Д×Ш×В), а помещение (верхний реакторный зал) однородно заполнено одним из следующих РБГ:  $Xe^{138}$ ,  $Kr^{89}$  или  $Kr^{88}$ . В этом

случае, спектральные характеристики данных изотопов были взяты из библиотеки ENDF/B-VII. Расчет производился при помощи программы С-007 разработки ИТМФ [5]. Для консервативной оценки мощности эквивалентной дозы, создаваемой излучением  $\text{Xe}^{135}$ , равномерно распределенного в объеме верхнего зала, воспользуемся выражением для нахождения мощности поглощенной дозы в бесконечной однородной среде с равномерной по объему активностью, представленным в справочнике [6]:

$$K = \frac{4\pi\Gamma_{\delta}A_v}{\mu_0}, \quad (3)$$

где

$\Gamma_{\delta}, \frac{\text{аГр}\cdot\text{м}^2}{\text{с}\cdot\text{Бк}}$  – керма-постоянная;

$A_v, \frac{\text{Бк}}{\text{м}^3}$  – объемная активность  $\text{Xe}^{135}$  в верхнем зале;

$\mu_0, \text{м}^{-1}$  – линейный коэффициент ослабления гамма-кванта в среде (воздухе);

Результат вычислений по соотношению (3) имеет размерность  $\frac{\text{аГр}\cdot\text{м}^2}{\text{с}} \left(\frac{10^{-18}\cdot\text{Гр}\cdot\text{м}^2}{\text{с}}\right)$  и определяет мощность дозы, создаваемой квантами одной энергии. Так как коэффициент качества для квантов всех энергий равен единице, то легко перейти в единицы  $\frac{3\text{в}\cdot\text{м}^2}{\text{ч}}$ . Для нахождения мощности дозы, создаваемой  $\gamma$ -квантами всех энергий, испускаемых нуклидом, необходимо провести суммирование мощности доз от каждой линии в отдельности:

$$K = \sum_{n=1}^N \frac{4\pi\varepsilon_n\Gamma_{\delta}^n A_v 10^{-18}\cdot 3600}{\mu_0^n}, \quad (4)$$

где  $n$  – индекс, относящийся к энергии фотона (линии);

$N$  – общее число линий излучения;

$\varepsilon_n$  – относительный квантовый выход фотонов  $n$ -ой линии на распад;

Для расчета по (4) воспользуемся справочными данными, представленными в табл. 1.

Результаты расчетов, произведенных для случая разгерметизации СКР или ГК после статического пуска, представлены в табл. 2.

Как было замечено в предыдущем разделе, столь высокие значения объемных активностей РБГ относятся к рассмотрению запроектных аварий с максимальными последствиями.

### Изотопы йода

Будем считать, что при работе реактора на мощности с поверхности топливного раствора в надтопливное пространство выделяются около 0,001 % образовавшихся изотопов йода [2]. Изотопы йода в виде аэрозолей в случае разгерметизации СКР (и/или ГК) попадают в верхний реакторный зал. В результате, при нарушении порядка допуска персонала в помещения ИЯУ, изотопы йода могут ингаляционным путем попасть в организм работников, находящихся в верхнем зале. Попавшие в легкие изотопы йода разносятся кровотоком по организму и оседают в органах-мишенях. Одна из основных опасностей изотопов йода заключается в том, что нуклиды данного типа избирательно накапливаются в щитовидной железе. В частности, щитовидная железа, имеющая массу около 20 г, накапливает в себе около 30 % изотопов йода от общего количества йода, попавшего в организм [6].

В табл. 3 представлены изотопы йода, которые нормированы в приложении 1

Таблица 1

Параметры излучения  $\text{Xe}^{135}$  [6]

Нуклид	Энергия фотонов, МэВ	Квантовый выход на распад	Керма-постоянная, $\frac{\text{аГр}\cdot\text{м}^2}{\text{с}\cdot\text{Бк}}$	Коэффициент линейного ослабления, $\text{м}^{-1}$	Объемная активность, $\frac{\text{Бк}}{\text{м}^3}$
$\text{Xe}^{135}$	0,24	0,905	7,976	0,015	$2,4 \cdot 10^{10}$
	0,031	0,006	0,030	0,039	

Таблица 2

Максимальные мощности дозы гамма-излучения, создаваемые вышедшими РБГ в верхнем реакторном зале при разгерметизации контура СКР или ГК

Режим работы	Изотоп	Объемная активность, $\frac{\text{Бк}}{\text{м}^3}$	Мощность дозы, $\frac{\text{Зв}}{\text{ч}}$
Статический пуск	Kr <sup>89</sup>	$1,8 \cdot 10^{10}$	0,35
	Xe <sup>138</sup>	$2,4 \cdot 10^{10}$	0,30
	Kr <sup>88</sup>	$1,4 \cdot 10^{10}$	0,30
	Xe <sup>135</sup>	$2,4 \cdot 10^{10}$	0,52
Импульсный пуск	Kr <sup>89</sup>	$5,0 \cdot 10^{11}$	9,8
	Xe <sup>138</sup>	$5,7 \cdot 10^{10}$	0,74
	Kr <sup>88</sup>	$5,7 \cdot 10^9$	0,12
	Xe <sup>135</sup>	$1,6 \cdot 10^9$	0,03

Таблица 3

Значения дозовых коэффициентов (ДК), допустимой объемной активности для персонала группы А (ДОА<sub>ПЕРС</sub>) и предела годового поступления (ПГП) с воздухом изотопов йода для персонала

Нуклид	Период полураспада	ДК, Зв/Бк	ПГП, Бк/год	ДОА <sub>ПЕРС</sub> , Бк/м <sup>3</sup>
I <sup>129</sup>	$1,57 \cdot 10^7$ лет	$9,6 \cdot 10^{-8}$	$2,1 \cdot 10^5$	$8,3 \cdot 10^1$
I <sup>131</sup>	8,04 сут.	$2,0 \cdot 10^{-8}$	$1,0 \cdot 10^6$	$4,0 \cdot 10^2$
I <sup>132</sup>	2,3 ч	$3,1 \cdot 10^{-10}$	$6,5 \cdot 10^7$	$2,6 \cdot 10^4$
I <sup>133</sup>	20,8 ч	$4,0 \cdot 10^{-9}$	$5 \cdot 10^6$	$2,0 \cdot 10^3$
I <sup>134</sup>	0,876 ч	$1,5 \cdot 10^{-10}$	$1,3 \cdot 10^8$	$5,3 \cdot 10^4$
I <sup>135</sup>	6,7 ч	$9,2 \cdot 10^{-10}$	$2,2 \cdot 10^7$	$8,7 \cdot 10^3$

к НРБ-99/2009 и появление которых возможно в верхнем реакторном зале при разгерметизации СКР (и/или ГК).

Элементарный йод имеет наименьшие пределы годового поступления по сравнению с другими радиоактивными соединениями йода, что важно при консервативной оценке активности поступившего в организм нуклида. Поэтому в настоящей работе предполагалось, что все изотопы йода, представленные в табл. 3, относятся к ингаляционному типу Г1 (консервативное приближение) [4].

Проведем оценку эквивалентной дозы, вызванной внутренним поступлением изотопов йода, которую может получить персонал при входе в реакторный зал, в случае разгерметизации СКР (и/или ГК). Будем использовать следующее консервативное приближение: работник входит в зал сразу после разгерметизации и находится в зале 7,2 часа (полная продолжительность смены).

Активность поступившего в организм йода вычислялась при помощи следующего выражения:

$$A_{\text{вн}} = \int_{t_1}^{t_2} g v_{\text{вд}} \frac{A(t) dt}{V_{\text{в.з}}} \quad (5)$$

где  $g = 10^{-5}$  – доля ядер изотопов йода, выделившихся из топливного раствора, от общего числа ядер данного изотопа, образовавшегося при работе установки в статическом режиме;

$v_{\text{вд}} = \frac{V_{\text{непс}}}{t_{\text{непс}}} = 3,922 \cdot 10^{-4} \frac{\text{м}^3}{\text{с}}$  – скорость потребления воздуха персоналом группы А, определенная по данным из НРБ-99/2009 [3];

$V_{\text{в.з}} = 1760 \text{ м}^3$  – объем верхнего зала;

$t_1, t_2$  – время момента начала и конца пребывания персонала в зале после разгерметизации СКР ( $t_1 = 0, t_2 = 7,2$  часа).

Предположим, что РБГ равномерно распределены в воздухе зала и вентиляция не влияет на данное распределение. Исходя из объема верхнего зала  $V_{\text{в.з}} = 1760 \text{ м}^3$  и мощности приточно-вытяжной вентиляции  $3 \text{ м}^3/\text{с}$  находим, что время, за которое воздух в верхнем зале обновляется наполовину, составляет  $\tau = 585 \text{ с}$  получаем, что за время полуобновления воздуха в верхнем реакторном зале число ядер данного РБГ за счет влияния приточно-вытяжной вентиляции уменьшается в два раза.

Таким образом, для учета влияния приточно-вытяжной вентиляции можно ввести эффективную постоянную распада нуклида в зале:

$$\lambda_{\text{эф}} = \lambda + \frac{\ln(2)}{\tau} \quad (6)$$

где  $\lambda, \text{с}^{-1}$  – постоянная распада данного нуклида;

$\lambda_{\text{эф}}, \text{с}^{-1}$  – эффективная постоянная распада данного нуклида в верхнем зале;

$\tau = 585 \text{ с}$  – время полуобновления воздуха в верхнем зале.

В результате, выражения для вычисления числа ядер того или иного продукта деления будут аналогичны выражениям для вычисления числа ядер без учета вентиляции, с той оговоркой, что в качестве постоянной распада используется эффективная постоянная распада, приведенная в формуле (6).

Результаты расчетов для случаев выключенной и включенной приточно-вытяжной вентиляции представлены в табл. 4.

Из табл. 4 видно, что для условий статического пуска даже при выключенной приточно-вытяжной вентиляции, суммарная эквивалентная доза от изотопов йода, поступивших в организм персонала, составляет около  $15 \text{ мЗв}$ , что соответствует 75% от значения контрольной эффективной дозы для персонала группы А –  $20 \text{ мЗв/год}$ .

После импульсного пуска, суммарная эквивалентная доза от изотопов йода (см. табл. 5) на порядок ниже значения контрольной эффективной дозы для персонала группы А.

Таблица 4

*Дозовые характеристики изотопов йода, поступивших в организм персонала за смену при разгерметизации СКР (и/или ГК) после статического пуска в единицах предела годового поступления (ПП)*

Нуклид	Вентиляция выключена		Вентиляция включена	
	Эквивалентная доза, Зв	Доля от ПП, %	Эквивалентная доза, Зв	Доля от ПП, %
$I^{131}$	$4,17 \cdot 10^{-3}$	21	$1,35 \cdot 10^{-4}$	0,7
$I^{132}$	$2,20 \cdot 10^{-4}$	1,1	$7,14 \cdot 10^{-6}$	0,04
$I^{133}$	$8,41 \cdot 10^{-3}$	42	$2,98 \cdot 10^{-4}$	1,5
$I^{134}$	$1,43 \cdot 10^{-4}$	0,7	$1,47 \cdot 10^{-5}$	0,08
$I^{135}$	$1,59 \cdot 10^{-3}$	7,8	$7,20 \cdot 10^{-5}$	0,36
Сумма	$1,45 \cdot 10^{-2}$	72,7	$5,27 \cdot 10^{-4}$	2,6

Таблица 5

Дозовые характеристики изотопов йода, поступивших в организм персонала за смену при разгерметизации корпуса реактора (и/или ГК) после импульсного пуска в единицах ПГП

Нуклид	Вентиляция выключена		Вентиляция включена	
	Эквивалентная доза, Зв	Доля от ПГП	Эквивалентная доза, Зв	Доля от ПГП
$I^{131}$	$1,26 \cdot 10^{-4}$	$6,32 \cdot 10^{-3}$	$4,91 \cdot 10^{-7}$	$2,46 \cdot 10^{-5}$
$I^{132}$	$3,82 \cdot 10^{-6}$	$1,90 \cdot 10^{-4}$	$5,68 \cdot 10^{-7}$	$2,78 \cdot 10^{-5}$
$I^{133}$	$5,55 \cdot 10^{-4}$	$2,78 \cdot 10^{-2}$	$6,15 \cdot 10^{-6}$	$3,08 \cdot 10^{-4}$
$I^{134}$	$1,34 \cdot 10^{-4}$	$6,87 \cdot 10^{-3}$	$5,76 \cdot 10^{-6}$	$2,88 \cdot 10^{-4}$
$I^{135}$	$3,42 \cdot 10^{-4}$	$1,69 \cdot 10^{-2}$	$1,50 \cdot 10^{-5}$	$7,50 \cdot 10^{-4}$
Сумма	$1,16 \cdot 10^{-3}$	$5,81 \cdot 10^{-2}$	$2,80 \cdot 10^{-5}$	$1,40 \cdot 10^{-3}$

Стоит отметить, что подобная оценка доз, полученных при вдыхании изотопов йода, является консервативной и относится к случаям запроектных аварий.

### Дочерние нуклиды РБГ

Выше была проведена оценка эквивалентной дозы, вызванной внутренним поступлением изотопов йода, которую может получить персонал при входе в реакторный зал после разгерметизации СКР (и/или ГК). Образующиеся при распаде РБГ нуклиды могут быть также источниками внутреннего облучения. В связи с этим ниже проведена оценка радиационного влияния дочерних

продуктов РБГ за счет поступления в организм персонала через органы дыхания.

Для оценки их опасности будем опираться на нормы НРБ-99/2009 [4], в которых данным нуклидам установлены пределы годового поступления.

В табл. 6 представлены значения максимальных объемных активностей дочерних продуктов РБГ по отношению к ДОА<sub>ПЕРС</sub>.

Из нуклидов, представленных в табл. 6, выделяется группа из 8 дочерних ядер РБГ ( $Y^{93}$ ,  $Y^{92}$ ,  $Sr^{91}$ ,  $La^{141}$ ,  $Sr^{92}$ ,  $Ba^{139}$ ,  $La^{142}$ ,  $Rb^{88}$ ), обладающая наибольшими активностями порядка  $10^{13}$  Бк. Имеется также группа из 5 дочерних ядер РБГ, имеющих активность  $\sim 10^{13}$  Бк ( $Y^{94}$ ,  $Ba^{141}$ ,  $Rb^{89}$ ,  $Y^{93}$ ,

Таблица 6

Максимальные объемные активности дочерних ядер РБГ в верхнем реакторном зале при разгерметизации СКР (и/или ГК) после статического пуска

Нуклид	$Rb^{88}$	$Rb^{89}$	$Sr^{89}$	$Sr^{90}$	$Sr^{91}$	$Sr^{92}$	$Y^{90}$	$Y^{92}$
$A_V^{max.} /$ ДОА <sub>ПЕРС</sub>	$1,58 \cdot 10^4$	$3,48 \cdot 10^4$	$4,52 \cdot 10^4$	$1,12 \cdot 10^4$	$3,84 \cdot 10^5$	$2,64 \cdot 10^5$	$7,14 \cdot 10^2$	$4,81 \cdot 10^5$
Нуклид	$Y^{93}$	$Y^{94}$	$Cs^{137}$	$Cs^{138}$	$Ba^{139}$	$Ba^{140}$	$Ba^{141}$	$Ba^{142}$
$A_V^{max.} /$ ДОА <sub>ПЕРС</sub>	$1,06 \cdot 10^6$	$6,32 \cdot 10^3$	$2,21 \cdot 10^3$	$4,08 \cdot 10^3$	$3,38 \cdot 10^4$	$3,92 \cdot 10^5$	$4,20 \cdot 10^3$	$9,26 \cdot 10^2$
Нуклид	$La^{140}$	$La^{141}$	$La^{142}$	$Ce^{141}$	$Cs^{135}$			
$A_V^{max.} /$ ДОА <sub>ПЕРС</sub>	$1,82 \cdot 10^5$	$2,82 \cdot 10^5$	$7,19 \cdot 10^4$	$5,47 \cdot 10^5$	$\ll 1$			

$Ba^{142}$ ,  $Cs^{138}$ ) в течение первых 40 минут после разгерметизации. Активность  $Ba^{140}$  постоянна и составляет около  $6,0 \cdot 10^{12}$  Бк. Оставшиеся ядра имеют на несколько порядков меньшую активность. Как видно из табл. 6, единственным нуклидом, объемная активность которого не превышает  $ДОА_{\text{ПЕРС}}$ , является  $Cs^{135}$ , что связано с очень длительным периодом полураспада данного нуклида ( $2,6 \cdot 10^6$  лет). Максимальные объемные активности остальных нуклидов по отношению к  $ДОА_{\text{ПЕРС}}$  варьируются в пределах от  $\sim 700$  для  $Y^{90}$  до  $\sim 10^6$  для  $Y^{93}$  (см. табл. 5). Такое высокое превышение  $ДОА_{\text{ПЕРС}}$  (на шесть порядков) связано с высокой объемной концентрацией РБГ в верхнем реакторном зале, превышающей  $КОА^{\text{РБГ}}$  практически на 6 порядков.

Считали, что персонал входит в зал сразу после разгерметизации СКР и/или ГК. Активности поступивших в организм нуклидов определяли при помощи выражения (5). Предполагалось, что все нуклиды, попавшие в легкие при дыхании, полностью оседают в них.

Были рассчитаны следующие величины: число единиц ПГП данного нуклида, поступившего в организм персонала за смену (7 часов 12 мин), время достижения ПГП данного нуклида при нахождении персонала в зале. Результаты расчетов представлены в табл. 7. Из табл. 7 видно, что для некоторых нуклидов (в табл. 7 выделены жирным) время достижения ПГП не превосходит 1 мин. Поэтому данные нуклиды являются наиболее опасными из продуктов распада РБГ.

Средние объемные активности, отнесенные к  $ДОА_{\text{ПЕРС}}$  данных нуклидов после импульса деления, представлены в табл. 8.

Как видно из табл. 8, единственным нуклидом, объемная активность которого не превышает  $ДОА_{\text{ПЕРС}}$ , является  $Cs^{135}$ , что связано с очень длительным периодом полураспада данного нуклида ( $2,6 \cdot 10^6$  лет). Объемные активности (усредненные значения) остальных нуклидов по отношению к  $ДОА_{\text{ПЕРС}}$  варьируются в пределах от 25 для  $Y^{90}$  до  $3,15 \cdot 10^5$  для  $Y^{93}$  (см. табл. 7).

Таблица 7

*Оценка поступления продуктов распада РБГ в организм персонала при разгерметизации СКР (и/или ГК) после статического пуска*

Нуклид	Число ПГП за 7,2 ч	Время достижения ПГП	Нуклид	Число ПГП за 7,2 ч	Время достижения ПГП
$Rb^{88}$	63	3,4 мин	$Cs^{135}$	–	–
$Rb^{89}$	8	3,0 мин	$Cs^{137}$	9,1	47 мин
$Str^{89}$	315	1,2 мин	$Cs^{138}$	16,7	13,2 мин
$Str^{90}$	45	9,4 мин	$Ba^{139}$	139	< 1 мин
$Str^{91}$	1526	< 1 мин	$Ba^{140}$	1592	< 1 мин
$Str^{92}$	621	< 1 мин	$Ba^{141}$	17	1,4 мин
$Y^{90}$	3	2,4 ч	$Ba^{142}$	3,6	2,6 мин
$Y^{92}$	1955	< 1 мин	$La^{140}$	749	< 1 мин
$Y^{93}$	4373	< 1 мин	$La^{141}$	1169	< 1 мин
$Y^{94}$	26	1 мин	$La^{142}$	286	< 1 мин

Таблица 8

Средние объемные активности дочерних ядер РБГ в верхнем реакторном зале при разгерметизации СКР (и/или ГК) после импульсного пуска

Нуклид	$Rb^{88}$	$Rb^{89}$	$Sr^{89}$	$Sr^{90}$	$Sr^{91}$	$Sr^{92}$	$\gamma^{90}$	$\gamma^{92}$
$A_V^{max.} / \text{ДОА}_{\text{ПЕРС}}$	$6,32 \cdot 10^3$	$3,27 \cdot 10^4$	$2,04 \cdot 10^3$	$3,59 \cdot 10^2$	$5,90 \cdot 10^4$	$1,03 \cdot 10^5$	$2,50 \cdot 10^1$	$6,37 \cdot 10^4$
Нуклид	$\gamma^{93}$	$\gamma^{94}$	$Cs^{137}$	$Cs^{138}$	$Ba^{139}$	$Ba^{140}$	$Ba^{141}$	$Ba^{142}$
$A_V^{max.} / \text{ДОА}_{\text{ПЕРС}}$	$3,15 \cdot 10^5$	$8,90 \cdot 10^4$	$6,92 \cdot 10^1$	$2,80 \cdot 10^4$	$3,45 \cdot 10^4$	$1,41 \cdot 10^4$	$7,57 \cdot 10^4$	$8,39 \cdot 10^4$
Нуклид	$La^{140}$	$La^{141}$	$La^{142}$	$Ce^{141}$	$Cs^{135}$			
$A_V^{max.} / \text{ДОА}_{\text{ПЕРС}}$	$7,09 \cdot 10^2$	$8,33 \cdot 10^4$	$1,00 \cdot 10^5$	$6,14 \cdot 10^3$	$\ll 1$			

Расчет активности данных нуклидов, поступивших в организм персонала, производили аналогично расчетам, представленным

выше. Считали, что сотрудник входит в зал сразу после импульса и через 20 минут. Результаты расчета представлены в табл. 9.

Таблица 9

Оценка поступления продуктов распада РБГ в организм персонала при разгерметизации СКР (и/или ГК) после импульсного пуска

Нук-лид	Вход в зал сразу после импульса		Вход в зал через 20 мин после импульса	
	Число ППП за 7 часов 12 мин	Время достижения ППП	Число ППП за 6 часов 52 мин	Время достижения ППП
$Rb^{88}$	28,5	22,2 мин	27,7	11,6 мин
$Rb^{89}$	38,4	2,45 мин	19,4	1 мин
$Sr^{89}$	10,4	1,06 ч	10,3	48 мин
$Sr^{90}$	1,56	4,65 ч	1,5	4,57 ч
$Sr^{91}$	227	2,9 мин	214,8	1,3 мин
<b><math>Sr^{92}</math></b>	<b>331</b>	<b>45 с</b>	<b>299,2</b>	<b>30 с</b>
$\gamma^{90}$	0,10	–	0,10	–
$\gamma^{92}$	306	19 мин	303,9	5 мин
<b><math>\gamma^{93}</math></b>	1385	2,5 мин	<b>1341,7</b>	<b>30 с</b>
<b><math>\gamma^{94}</math></b>	<b>103,4</b>	<b>54 с</b>	<b>54,8</b>	<b>30 с</b>
$Cs^{137}$	0,31	–	0,3	–
$Cs^{138}$	86,3	5,3 мин	76,1	1 мин
$Ba^{139}$	127,6	5,7 мин	118,2	70 с
$Ba^{140}$	58,6	9 мин	56,3	7,2 мин
<b><math>Ba^{141}</math></b>	<b>79,2</b>	<b>40 с</b>	<b>37,3</b>	<b>30 с</b>
<b><math>Ba^{142}</math></b>	<b>50,9</b>	<b>13 с</b>	3,2	2,5 мин
$La^{140}$	3,9	3,6 ч	3,9	3,3 ч
$La^{141}$	399,4	5,7 мин	389,3	1 мин
<b><math>La^{142}</math></b>	305,3	2,2 мин	<b>269,5</b>	<b>20 с</b>
$Ce^{141}$	32,9	1,0 ч	32,9	1,03 ч

Для некоторых нуклидов (в табл. 9 выделены жирным) время достижения ППП не превосходит 1 мин. Данные нуклиды и являются наиболее опасными.

Проведенные расчеты показали, что поступление продуктов распада РБГ в организм персонала ингаляционным путем представляет значительную опасность; так, объемная активность нуклидов  $Str^{92}$ ,  $Y^{93}$ ,  $Y^{94}$ ,  $Ba^{141}$ ,  $Ba^{142}$ ,  $La^{142}$  превосходит ДОА<sub>ПЕРС</sub> на пять порядков, а ППП для этих нуклидов достигается за время не более 1 мин.

### Заключение

Результаты проделанной работы были использованы при разработке технического проекта на ИЯУ ВИР-3 и в дальнейшем будут использованы для обоснования безопасности эксплуатации ИЯУ. Расчеты относятся к сценариям запроектных аварий. На ИЯУ ВИР-3 будет реализован комплекс мер по ограничению последствий аварий, что делает данную установку более совершенной с точки зрения обеспечения радиационной безопасности по сравнению с действующей установкой.

### Список литературы

1. Будников Д. В., Воронцов С. В. и др. Ядерные электрофизические установки РФЯЦ-ВНИИЭФ: настоящее и будущее. // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 2021. Вып. 4. С. 5–25.
2. Лобода С. В., Петрунин Н. В., Хвостонов В. Е., Чарнко В. Е. Вынос продуктов деления из топлива растворного реактора // Атомная энергия, 1989. Т. 67, Вып. 6, С. 432–433.
3. Нормы радиационной безопасности НР009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2529.
4. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОР010. Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2610.
5. Житник А. К., Донской Е. Н., Огнев С. П. и др. Методика 07 решения методом Монте-Карло связанных линейных уравнений переноса нейтронов, гамма-квантов, электронов и позитронов. Вопросы атомной науки и техники. Серия Математическое моделирование физических процессов, 2011, вып. 1, с. 17–24.
6. Козлов В. Ф. Справочник по радиационной безопасности. – 5-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1999. 520 с.