

динамики паробразования при различных скоростях снижения мощности и параметрах парогенератора. Полученные данные сведены в таблицу (см. полный текст настоящей работы).

В результате проведенных исследований установлено, что процессы снижения мощности ядерной парогенераторной установки обязательно сопровождаются перерегулированиями по паропроизводительности и, как следствие, провалами давления во втором контуре, величины которых зависят от параметров парогенератора и скорости снижения мощности.

При заданных параметрах парогенератора для уменьшения перерегулирования по паропроизводительности и провалов давления во втором контуре можно

рекомендовать следующее: а) ограничить скорость линейного снижения мощности установки; б) поднять нижнюю границу, до которой проводится снижение мощности, или, что то же самое, иметь некоторый запас пара (например, за счет травления); в) изменить линейный закон снижения мощности, обеспечив быстрое снижение мощности на начальном этапе процесса с дальнейшим более плавным подходом к заданному значению мощности.

(№ 314/5023. Поступила в Редакцию 1/VIII 1968 г., в окончательной редакции — 16/XII 1968 г. Полный текст 0,4 а.л., 3 рис., 1 табл., 4 библиографических ссылки.)

## Радиационная обстановка на кипящем реакторе ВК-50 и в районе его расположения

С. Г. БАКЛАНОВ, В. А. КНЯЗЕВ, Ю. В. ЧЕЧЕТКИН, Е. К. ЯКШИН

УДК 621.039.58

Рассмотрено состояние радиационной обстановки на кипящем реакторе ВК-50 и в районе его расположения, охарактеризовано  $\gamma$ -излучение вблизи технологического оборудования и коммуникаций основного контура, дан анализ загрязненности поверхностей помещений и оборудования, состояния воздушной среды, уровень облучения персонала.

Опыт эксплуатации реактора ВК-50 показывает, что основным излучением, определяющим мощность экспозиционной дозы от поверхностей паро-водяных и паровых коммуникаций, на турбине и конденсаторе при работе реактора, является излучение  $N^{16}$ , а на линии эжекторных газов —  $N^{16}$  и  $N^{18}$ . Наблюдение во времени за интенсивностью  $\gamma$ -излучения показало, что заметного накопления активности в коммуникациях не происходит, а поверхности помещений и оборудования в постоянно и периодически обслуживаемых производственных помещениях имеют загрязнение ниже допустимых уровней\* и обусловлены в основном элементами коррозионного происхождения ( $Zn^{65}$ ,  $Cl^{36}$ ,  $Mn^{56}$  и т. д.).

Случаи появления газовой и аэрозольной радиоактивности в помещениях АЭС были обусловлены в основном нарушением герметизации оборудования в мес-

тах фланцевых соединений и носили эпизодический характер. В этих случаях в пробах газа из помещений обнаруживались компоненты с эффективными периодами полураспада  $\beta$ -излучателей 20—30 мин (40—45%), 3—4 ч (20%), 8—10 ч (20%) и долгоживущей (20%). 96—99% радиоактивных аэрозолей распадались с периодом полураспада 20—30 мин.

Анализ доз облучения персонала АЭС показал, что основной вклад в суммарную дозу около 86% вносит внешнее  $\gamma$ -излучение. Уровни облучения 80% персонала лежат в пределах 0—0,5 бэр/год, 15% — в пределах 0,5—1 бэр/год. Случаев облучения персонала свыше 5 бэр/год не наблюдалось.

Для станций с кипящим реактором и прямой выдачей пара из реактора в турбину очень важным является вопрос газообразных радиоактивных выбросов, так как основной контур АЭС по существу открыт для свободного выхода газов. Вместе с радиолитическими газами радиоактивные газы выбрасываются из контура эжектором турбины через систему выдержки в вытяжную вентиляцию. Важно уметь прогнозировать состав и величину радиоактивных выбросов в случае газовой негерметичности твэлов. Выход атомов благородных газов и галогенов из-под оболочки можно описать коэффициентом утечки.

Величины их относительных концентраций приведены в таблице. Расчетные и экспериментальные величины удовлетворительно согласуются (см. таблицу)

\* Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. М., Атомиздат, 1960.

Экспериментальные и расчетные данные по выбросам радиоактивных газов из кипящего реактора

Реактор	Состав смеси газов деления *							
	Xe <sup>135</sup>	Xe <sup>135m</sup>	Xe <sup>138</sup>	Kr <sup>85m</sup>	Kr <sup>87</sup>	Kr <sup>88</sup>	Kr <sup>89</sup>	Xe <sup>133</sup>
Garigliano, BWR **)	1,0	—	5,1	0,29	0,55	—	1,22	0,27
ВК-50 (эксперимент)	1,0	0,9—1,5	1,0	0,25	0,4—0,5	0,5—0,6	0,2—0,8	—
ВК-50 (расчет)	1,0	1,6—2,0	0,9—1,3	0,24—0,3	0,46—0,66	0,6—0,8	0,7—1,0	—

\* 56 мкюри/сек=1,0

\*\* Carlo della Rocca. *Nucleonics*, No. 2, 39 (1966).



для коэффициента утечки атомов из-под оболочки (0,3—1,0) · 10<sup>-5</sup> сек<sup>-1</sup>.

На основании рассмотрения экспериментального материала за период двухгодичной эксплуатации АЭС показано отсутствие влияния радиоактивности газо-

образных выбросов на изменение активности объектов внешней среды на фоне глобальных выпадений.

(№ 315/4827. Статья поступила в Редакцию 30/IV 1968 г., аннотация — 3/III 1969 г. Полный текст 0,55 а. л., 4 табл., 8 библиографических ссылок.)

## Применение релаксометра для калориметрии реакторных излучений

Б. А. БРИСКМАН, В. Д. БОНДАРЕВ, Ю. В. МАТВЕЕВ

УДК 536.62:535.23.08

При использовании излучений реактора одной из основных задач дозиметрии является раздельное определение вкладов отдельных видов излучений в суммарную поглощенную дозу. Наличие данных о составе доз дает возможность определять радиационные эффекты в облучаемых системах и пересчитывать полученные значения доз в некоторых материалах на заданные материалы.

В настоящее время для этого, как правило, измеряют мощности поглощенных доз в материалах, резко отличающихся по своим ядернофизическим характеристикам взаимодействия с компонентами смешанного излучения [1]. Однако этот метод связан с весьма существенными погрешностями, особенно в области относительно небольших (менее 50%) вкладов той компоненты излучения, чувствительность к которой резко отличается для выбранных материалов.

В работе [2] изложены принципы нового метода определения состава поглощенных доз — метода релаксометра, основанного на различии коэффициента линейного ослабления отдельных видов излучений в выбранном материале. Показано, что поскольку форма температурного поля в датчике заданной геометрии зависит от показателя экспоненты ослабления, то анализ температурного поля позволяет получить данные и о составе поглощенной дозы. В качестве материала датчика (прямоугольный параллелепипед высотой 150 мм и сечением 5 × 5 см) был принят полиэтилен. В работе [3] нами было показано, что для поглощенных доз  $\gamma$ -излучения водо-водяного реактора линейный коэффициент ослабления дозы  $\mu_\gamma = 7,0 \text{ м}^{-1}$ , а для быстрых нейтронов того же спектра  $\mu_n = 20 \text{ м}^{-1}$  (для полиэтилена). На основе этих величин были рассчитаны поля температур в датчике релаксометра, которые дали возможность выбрать в качестве критерия, связывающего вид температурного поля с составом дозы, величину

$$a = \frac{(t_n - t_k)^2}{(t_{cp} - t_n)(t_{cp} - t_k)},$$

где  $t_n$ ,  $t_k$ ,  $t_{cp}$ ,  $t_{cp}$  — температуры на передней грани, задней грани, в центре датчика и окружающей среды соответственно. В качестве параметра при этом используется величина  $h = \alpha/\lambda$ , где  $\alpha$  — коэффициент теплоотдачи;  $\lambda$  — коэффициент теплопроводности материала датчика. При практическом использовании критерия  $a$  вводятся поправки на температурную и дозовую зависимости теплопроводности полиэтилена, газовыделение в полиэтилене и диаметр экспериментального канала.

Анализ погрешности предложенного метода показал, что его точность существенно выше точности раздельного метода определения состава дозы при вкладе нейтронной компоненты менее 50%. Метод использовался для определения состава поглощенных доз в различных материалах при облучении в каналах водо-водяного ядерного реактора при вкладе нейтронной компоненты в полиэтилен 10—55%. Одновременно с определением состава дозы производилось измерение мощности дозы по перепаду температур в датчике. В опытах мощность дозы изменялась от 4 до 30 Мрад/ч, а ошибка измерения не превышала  $\pm 5\%$ . Результаты измерений мощности и состава дозы с помощью релаксометра и адиабатных калориметров хорошо согласуются между собой.

(№ 316/5113. Статья поступила в Редакцию 15/X 1968 г., аннотация — 9/IV 1969 г. Полный текст 0,45 а. л., 6 рис., 8 библиографических ссылок.)

### ЛИТЕРАТУРА

1. E. Proksch, H. Bildstein. Atomkernenergie, H. 11/12, 431—436 (1964).
2. Б. А. Брискман и др. В сб. «Тепло- и массоперенос». Том 7, Минск, Изд-во «Наука и техника», 1968.
3. Б. А. Брискман, В. П. Савина. «Атомная энергия», 24, 6 (1968).

## Влияние движения ядер среды на затухание нейтронного импульса

А. А. КОСТРИЦА, Е. И. НЕЙМОТИН

УДК 539.125.523.5

Рассматривается влияние скорости  $u$  однородного потока изотропно рассеивающих ядер на изменение скалярной плотности  $N_0$  и средней квадратичной скорости  $\langle v^2 \rangle$  нейтронного газа, образованного импульсным изотропным источником нейтронов. Средняя скорость нейтронов источника  $\langle v_0 \rangle$ .

В случае односкоростного источника нейтронный импульс  $\frac{Q}{4\pi} \cdot \frac{\delta(v-v_0)}{v^2} \delta(t-t_0)$  затухает со временем согласно формуле

$$N_0 = \frac{Q\theta(\xi)}{2\gamma_0 \xi^2} \left\{ [1 + \xi |1 - \gamma_0|] e^{-\xi |1 - \gamma_0|} - \right.$$