

изотопного состава облучаемого калифорния. В любом случае остаток ^{252}Cf составляет $\sim 80\%$ его начального количества.

Вместе с тем получение ^{254}Es в облучательных устройствах с жестким спектром нейтронов требует больших затрат реакторного времени, чем в устройствах с мягким спектром (см. рисунок), так как при той же скорости накопления этого нуклида должно накопиться на порядок большее его количество.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Горбачев В. М., Замятин Ю. С., Лбов А. А. Взаимодействие излучений с ядрами тяжелых элементов и деление ядер. М., Атомиздат, 1976, с. 38.
2. Milsted J.e.a. — Nucl. Appl., 1965, v. 1, p. 136.

Поступило в Редакцию 03.03.81

УДК 621.039.763

Применение термоэкоэмиссионных детекторов для контроля радиоактивной загрязненности промышленных сточных вод

БАЧУРИН А. В., НАЗАРЮК А. С., ОБУХОВ В. Т., ФЕДОРОВСКИЙ Ф. П., ХОМЧИК Л. М.

Санитарная охрана водоемов требует постоянного внимания к методам и средствам контроля содержания биологически вредных веществ в составе промышленных сточных вод. Ранее указывалось на возможность применения термоэкоэмиссионных детекторов для экспрессного контроля водных сред [1]. В настоящее время разработан радиометр РКБ4-1еМ для непрерывного радиационного контроля вод, сбрасываемых в открытые водоемы. В радиометре используются два блока детектирования — БДЖБ-02 и БДЖБ-09. БДЖБ-02 выполнен на основе пластмассового сцинтилляционного детектора с развитой поверхностью и предназначен для непрерывного контроля объемной активности сбросных вод. БДЖБ-09 используется для интегральных измерений и включает в себя выносной термоэкоэмиссионный детектор ДЭ-1БГ, уста-

навливаемый в проточную кювету, и электронный узел для съема информации и передачи ее на измерительный пульт. Электронный узел состоит из нагревателя, блоков питания автоматического управления, усилителя формирования и узла сигнализации о превышении суммарной активности [2].

Для экспонирования счетчиков применяется специальная кювета (см. рисунок). Детектор ДЭ-1БГ герметично изолирован от жидкости резиновой оболочкой толщиной $2,0 \cdot 10^{-2}$ кг/м². Кювета может использоваться как для измерения разовых проб, так и в проточном режиме. В первом случае анализируемая жидкость заливается в кювету и закрывается крышкой с резиновым уплотнением, во втором — жидкость подается через нижний и выходит через верхний штуцеры.

Для контроля интеграла активности сбросных вод детекторы с помощью байпасов устанавливают непосредственно на трубопроводы, а при измерениях в открытых водоемах погружают в анализируемую среду на необходимую глубину. Использовали два детектора с одинаковой чувствительностью. Один помещали в кювету с дистиллированной водой и являлся фоновым, а другой, рабочий, находился в кювете с анализируемой средой.

Объемную активность радионуклидов определяли по формуле

$$q = (N_2 - N_1) / PT,$$

где N_1 и N_2 — число импульсов, зарегистрированных фоновым и рабочим детекторами соответственно; P — чувствительность детектора к водным растворам радионуклидов, имп·м³/(с·Бк); T — время экспонирования детекторов, с.

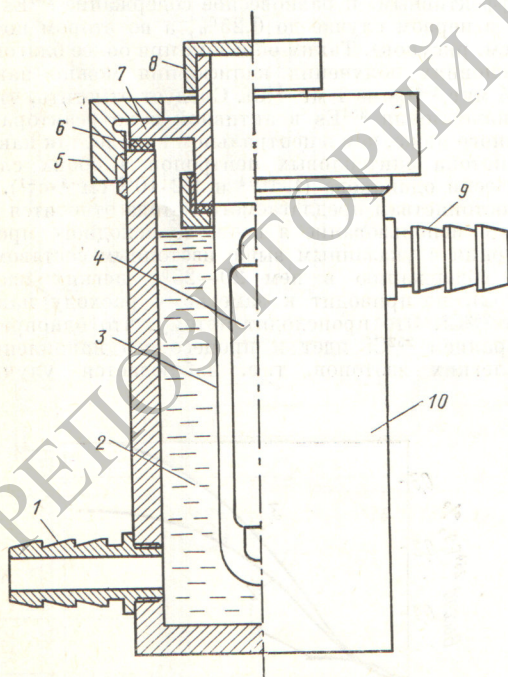
Чувствительность детекторов определяли на модельных растворах с использованием образцовых радиоактивных растворов второго разряда. Полученные результаты приведены в таблице.

Видно, что чувствительность детекторов для указанных радионуклидов существенно различается и при стохастически меняющемся составе радионуклидов в сбросных водах может появиться дополнительная погрешность результатов измерения.

Для оценки пороговой чувствительности детекторов была определена их чувствительность к γ -фону. Облучение проводили на установке для проверки и градуировки дозиметров типа УПГД-1М, с использованием образцового источника ^{137}Cs . Чувствительность к γ -излучению составила $2 \cdot 10^5$ имп./(с·Гр) при собственном фоне 8—9 импульсов. Пороговая чувствительность оценивалась по формуле

$$q_m = 1,64 \sqrt{NT} / PT,$$

где N — собственный фон детектора, имп./с.



Кювета для экспонирования счетчиков: 1 — входной патрубок; 2 — контролируемая жидкость; 3 — коаксиальный ввод с герметичной оболочкой; 4 — детектор; 5 — крышка кюветы; 6 — уплотнение; 7 — фланец; 8 — крышка; 9 — выходной патрубок; 10 — корпус кюветы

Чувствительность детекторов по образцовым радиоактивным растворам

Радиоактивный раствор	$^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$	$^{144}\text{Ce}+^{144}\text{Pr}$	$^{106}\text{Ru}+^{106}\text{Re}$	^{137}Cs	^{60}Co
Чувствительность, $\text{имп} \cdot \text{м}^3/(\text{с} \cdot \text{Бк})$	$(7,5 \pm 1,5) \cdot 10^{-2}$	$(1,7 \pm 0,3) \cdot 10^{-1}$	$(1,5 \pm 0,3) \cdot 10^{-1}$	$(3,7 \pm 0,7) \cdot 10^{-2}$	$(9 \pm 1,8) \cdot 10^{-2}$

При $T=3600$ с пороговая чувствительность составила $7,5 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³, а при $T=86\ 400$ с (24 ч) — $1,5 \cdot 10^{-3}$ Бк/м³. С учетом методической погрешности (20%) суммарная погрешность определения объемной β -активности не превышает 45%.

Экзоэмиссионные детекторы ДЭ-1БГ значительно расширяют возможности радиометра РКБ4, позволяя наряду с автоматическим непрерывным контролем радиоактивной загрязненности промышленных сточных вод проводить экспрессные интегральные измерения в диапазоне допустимых концентраций без подготовки пробы [3].

Применение рассмотренных детекторов экономически особенно целесообразно в случае контроля большого числа объектов. В случае превышения допустимых концентраций концентрация отдельных изотопов радионуклидов оценивается другими методами, например путем радиохимического анализа.

Сравнение данных, полученных с помощью экзоэмиссионных детекторов, с результатами параллельного анализа радиохимическим методом показывает, что они находятся в пределах погрешности детекторов. Некоторое превышение показаний экзоэмиссионных детекторов (до 30%) объясняется трудно учитываемыми потерями при подготовке пробы выпариванием.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Казанская В. А. и др. — Rapid Methods for Measuring Radioactivity in the Environment. Vienna, IAEA, 1971, p. 907.
2. Артеменкова Л. В. и др. — Monitoring of Radioactive Effluents from Nuclear Facilities. Vienna, IAEA, 1978, p. 147.
3. Нормы радиационной безопасности НРБ-76. М., Атомиздат, 1978.

Поступило в Редакцию 06.04.81

Рефераты статей

УДК 621.039.515.621.039.564

Клёмин А. И., Песков Р. А., Фролов Э. В. Структурная математическая модель надежности АЭС. Метод расчета. — Атомная энергия, 1981, т. 51, вып. 4, с. 211.

Представлена структурная математическая модель надежности АЭС, позволяющая рассчитывать на этапе проектирования показатели надежности по заданным структурной схеме и показателям надежности составляющих элементов. Основное внимание уделяется описанию зависимости мощности АЭС от состояния оборудования и формулировке условий неработоспособности АЭС. Приводятся формулы для расчета основных показателей надежности АЭС по указанной модели (рис. 1, список лит. 5 назв.).

УДК 621.039.564.2.5

Емельянов И. Я., Лысков Б. В., Прозоров В. К., Стрелков Б. П. Реакторная шумометрия и ее применение для контроля герметичности циркуляционного контура реакторов. — Атомная энергия, 1981, т. 51, вып. 4, с. 215.

Рассматривается использование реакторной шумометрии (преимущественно акустических шумов) для контроля герметичности контура многократной принудительной циркуляции РБМК. Приведены результаты исследований зависимости шума истечения теплоносителя от характера разгерметизации, параметров теплоносителя, условий истечения. Измерениями в различных точках контура циркуляции установлены основные источники и энергораспределение фоновых шумов в диапазоне частот 20 Гц — 200 кГц. Определены признаки, по которым возможен контроль герметичности на реакторе. Экспериментами в стендовых условиях, на реакторе, а также при выявлении в условиях эксплуатации факторов разгерметизации показана эффективность этого метода контроля (рис. 6, список лит. 2 назв.).

УДК 621.039.526

Цыганов В. А., Лукасевич Б. И., Кириллов Д. Л., Вай В. Ф., Бритов В. Н., Бухтеев И. С., Голованов В. Н., Грачев Н. С., Губанов В. М., Кондратьев В. И., Нецаев Б. Н., Никольский Р. В., Титов В. Ф., Турчин Н. М. Исследование модели парогенератора для БН-600 на установке БОР-60. — Атомная энергия, 1981, т. 51, вып. 4, с. 219.

В 1978 г. на БОР-60 начаты ресурсные испытания полномасштабной модели парогенератора ПГН-200М для АЭС БН-600. В течение 6700 ч исследованы разогрев модулей парогенератора, виброактивность трубных пучков, теплогидравлические характеристики, тензометрирование наиболее напряженных элементов при стационарных условиях работы, а также процессы образования отложений в трубных пучках и камерах со стороны воды. Установлено, что скорость разогрева парогенератора без натрия должна быть не более 3°С/ч; уровень вибрации труб на всех режимах не превышает 0,3 г; теплогидравлические условия работы труб в трубных пучках относительно одинаковы; экспериментальные данные по тепловым и гидравлическим характеристикам удовлетворительно согласуются с расчетными; при нейтральном водном режиме в тру-

бах формируются рыхлые отложения (окислы железа) в количестве 10—30 г/м² в зонах подогрева и объемного кипения воды (рис. 3, 1 библиограф. ссылка).

УДК 621.039.536

Балунов Б. Ф., Смирнов Е. Л. Критические тепловые потоки при отсутствии расхода теплоносителя в вертикальных парогенерирующих каналах. — Атомная энергия, 1981, т. 51, вып. 4, с. 222.

Приводятся результаты экспериментального исследования и даются расчетные рекомендации по определению критических тепловых потоков в вертикальных парогенерирующих каналах при отсутствии расхода теплоносителя через их нижнее сечение. Показано, что в исследованных условиях кризис теплообмена определяется гидродинамическим кризисом при встречном движении воды и пара (рис. 5, табл. 1, список лит. 7 назв.).

УДК 536.24

Кириллов П. Л., Грабежная В. А. О влиянии способа обогрева на критический тепловой поток. — Атомная энергия, 1981, т. 51, вып. 4, с. 225.

Большая часть опытных данных о кризисе теплообмена в парогенерирующих каналах получена на трубах, нагреваемых электрическим током при равномерном распределении теплового потока. Поэтому возникает вопрос о правомерности использования таких данных для расчета кризиса теплообмена в трубах, нагреваемых жидким металлом. В статье проведен анализ работ о кризисе теплообмена при обогреве парогенерирующей трубы теплоносителем. Приводится сравнение экспериментальных данных авторов о критических тепловых потоках, полученных на трубах, обогреваемых натрием, с данными, полученными при электрообогреве. Отмечается, что в области параметров работы АЭС, т. е. при $p = 7,0-15,7$ МПа, $\rho w = 200-3000$ кг/(м²·с), не наблюдается заметного влияния способа обогрева на критическое паросодержание. Неизвестны работы, в которых бы отмечалось влияние способа обогрева на кризис теплообмена в области других значений давления и массовой скорости (рис. 4, список лит. 19 назв.).

УДК 621.039.542.342

Баранов В. Г., Годин Ю. Г. Химический потенциал кислорода UO₂ вблизи стехиометрии. — Атомная энергия, 1981, т. 51, вып. 4, с. 228.

Описана закрытая твердоэлектродлитная электрохимическая ячейка. Приведены значения химического потенциала кислорода ΔG_{O_2} двуокиси урана в области составов от 1,9991 до 2,0039 при 1273 К, полученные путем кулонометрического титрования с помощью закрытой ячейки. Показана очень сильная зависимость ΔG_{O_2} от O/U вблизи стехиометрии (рис. 3, список лит. 7 назв.).