

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ:

А. И. АЛИХАНОВ, А. А. БОЧВАР, А. П. ВИНОГРАДОВ, Н. А. ВЛАСОВ (зам. главного редактора), И. Н. ГОЛОВИН, Н. А. ДОЛЛЕЖАЛЬ, А. П. ЗЕФИРОВ, В. Ф. КАЛИНИН, Н. А. КОЛОКОЛЬЦОВ (зам. главного редактора), А. К. КРАСИН, А. И. ЛЕЙПУНСКИЙ, В. В. МАТВЕЕВ, М. Г. МЕЩЕРЯКОВ, М. Д. МИЛЛИОНЩИКОВ (главный редактор), П. Н. ПАЛЕЙ, Д. Л. СИМОНЕНКО, В. И. СМИРНОВ, В. С. ФУРСОВ, В. Б. ШЕВЧЕНКО.

СОДЕРЖАНИЕ

СТАТЬИ

- В. И. Баранов. Развитие радиогеологии в СССР . . . 419
- Я. Богач, П. Квиттнер, Э. Сабо. Определение некоторых примесей в кремнии высокой чистоты методом активационного анализа без разрушения образцов . . . 421
- Я. Божик, Е. Кубовский, С. Лягак. Измерение материального параметра критической сборки «Анна» . . . 425
- Н. Г. Ваданина, Ю. П. Сайков. Критерий сравнения состояния твэлов активной зоны реактора . . . 429
- Ю. В. Чушкин, Е. Ф. Давыдов, В. Н. Сюзьв, Т. М. Гусева, В. В. Колесов, М. Д. Дерибизов. Радиационная стойкость пластинчатых твэлов реактора СМ-2 . . . 432
- Б. Г. Егызаров, В. А. Зюбка, А. И. Новиков. Выбор оптимальной аналитической методики при инструментальном активационном анализе . . . 435
- В. И. Субботин, Д. М. Овечкин, Д. Н. Сорокин, А. П. Кудрявцев. Теплоотдача при кипении натрия в условиях свободной конвекции . . . 437
- В. П. Бобков, М. Х. Ибрагимов, В. И. Субботин. Расчет коэффициента турбулентного переноса тепла при течении жидкости в трубе . . . 442
- В. Я. Кудяков, М. В. Смирнов, Н. Я. Чукреев, Ю. В. Посохин. Образование двухвалентного тория в среде расплавленного хлористого калия . . . 448
- Н. М. Зуева, Л. С. Соловьев. Равновесие и устойчивость плазмы в аксиально симметричных тороидальных системах . . . 453

ПЕРСОНАЛИЯ

Исаак Константинович Кикоин (к 60-летию со дня рождения) . . . 460

АННОТАЦИИ ДЕПОНИРОВАННЫХ СТАТЕЙ

Н. Е. Врежнева, Ю. И. Капшанинов, С. Н. Озипанер. Изучение кинетики электролитического выделения гидроокисных осадков редкоземельных элементов . . . 462

- А. С. Тшечкин. Вычислительное устройство для обработки γ -спектров . . . 462
- В. Е. Дроздов, Ю. С. Рябухин. К расчету мощностей поглощенных доз полового цилиндрического облучателя с неравномерным распределением активности . . . 463
- М. Задубан, Л. Медвидь. Определение суммарной β -активности долгоживущих продуктов деления при помощи K^{40} . . . 464
- Г. П. Березина, Я. Б. Файнберг, А. К. Березин. Экспериментальное исследование потоков быстрых ионов, образующихся в системе пучок — плазма . . . 465

ПИСЬМА В РЕДАКЦИЮ

- М. А. Сарычев, Ю. Н. Алексеенко, Н. В. Звонов, В. И. Буйницкая, И. В. Рогожкин, А. А. Баташов, Ю. В. Александров. Распределение потока тепловых нейтронов в различных отражателях с каналами . . . 467
- Т. М. Гусева, Е. Ф. Давыдов, В. Н. Сюзьв, Ю. В. Чушкин. О возможном характере изменения объема тепловыделяющих композиций при твердом распухании . . . 469
- Е. М. Лобанов, Н. В. Зиновьев. Определение необходимой статистики при бескорреляционной расшифровке данных активационного анализа . . . 471
- С. Н. Вотвинов, Т. М. Гусева, В. И. Клименков. О радиационной стойкости сплава циркония с 1% ниобия в условиях работы реактора СМ-2 . . . 473
- А. Э. Шемьл-заде. О сухих выпадениях продуктов ядерных испытаний . . . 474
- К. П. Захарова, Г. М. Иванов, В. В. Куличенко, Н. В. Крылова, Ю. В. Сорокин, М. И. Федорова. Об использовании тепла химических реакций для термической переработки жидких радиоактивных отходов . . . 475

225381/м



п

вой модели для реактора без отражателя с эффективными размерами с учетом $p(B^2) = (1 + M^2 B^2)^{-1}$ по известной величине C сразу можно определить параметры k_∞ и M^2 . Существенные трудности заключаются, однако, в выборе самой модели. Упомянутая выше простейшая модель ввиду большой неоднородности, большого коэффициента k_∞ , сравнимости эффективных добавок отражателей с размерами активной зоны для решетки критической сборки «Анна» неприменима [9]. Поиски более сложной формы критического уравнения приводят к необходимости введения ряда поправочных коэффициентов и параметров, что, в свою очередь, еще больше осложняет анализ. Таким образом, в принятом критическом уравнении, по-видимому, не будет простой зависимости между параметрами k_∞ , B_m^2 , M^2 , а площадь миграции M^2 будет иметь иной физический смысл. Необходимо при этом отметить специфическую роль отражателя. Толщины радиального и нижнего торцового отражателей можно рассматривать как бесконечные, так как их минимальные размеры равнялись соответственно 93 и 144 см. С другой стороны, эффективность специфического верхнего торцового отражателя, состоящего из сухих твэлов, не была постоянной. Однако, принимая во внимание конструкцию твэлов и относительно большой шаг решетки, можно предполагать, что погрешности, связанные с этим эффектом, будут незначительны. По-видимому, из ряда факторов, влияющих на погрешность измерений параметров решетки, влияние отражателя является для нашей системы решающим. Если для реактора без отражателя утечка определяется размерами активной зоны B_g^2 и диффузионными свойствами среды M^2 , то введение любого отражателя увеличивает вероятность избежать утечки $p(B^2, M^2) = ap(B^2, M^2)$ без отр, $a > 1$. Это означает, что в одноручной модели при постоянном значении B_m^2 должна резко уменьшиться величина M^2 , которая будет теперь выражать диффузионные свойства активной зоны и отража-

теля и тем самым являться некоторой приведенной величиной. Из этого следует, что величина постоянной C в формуле (6) зависит в значительной степени от отражателя и выражается теперь как $C = \frac{M^2}{a} \cdot \frac{2\pi^2}{k_\infty}$. Измерения, проведенные для активной зоны с полным верхним торцовым графитовым отражателем $H_g = 70$ см и без него $H_g = 10$ мм, показывают, что дифференциальная реактивность системы без отражателя приблизительно в три раза меньше, чем дифференциальная реактивность системы с отражателем. Хотя в экспериментах с отражателем сухая часть решетки, находящаяся в графите, имела влияние на k_∞ , можно утверждать, что основным фактором, влияющим на величину дифференциальной реактивности, являлся отражатель. Всесторонняя оценка этого влияния требует более тщательных исследований на «голом» реакторе.

Поступила в Редакцию 8/VI 1967 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. J. Arkuszewski et al. Symposium on Exponential and Critical Experiments. SM-42/61. Amsterdam, 2-6 Sept. 1963.
2. W. Dabek, J. Kubowski. Nukleonika, 11, Nr. 4, 213 (1966).
3. Г. Я. Андрианов и др. Симпозиум по экспоненциальным и критическим экспериментам. SM-42/89. Амстердам, 2-6 сентября 1963.
4. K. Kobayashi et al. J. Nucl. Sci. and Technology, 2 (7), 257 (1965).
5. Ю. В. Линник. Метод наименьших квадратов и основы теории обработки наблюдений. М., Физматгиз, 1962.
6. W. Edwards Deming. Statistical Adjustment of Data. N.Y., Dover Publications, Inc., 1964.
7. J. Bouzyk et al. Institute of Nuclear Research, Swierk, Report Nr. 600/IX-A/PR, 1965.
8. C. Dabrowski, S. Malewski. Instytut Badań Jadrowych, Swierk, Nr. O-325/IXA, IXA — 1966/67.
9. A. Weinberg, E. Wigner. The Physical Theory of Neutron Chain Reactions. Chicago, The University of Chicago Press, 1958.

Критерий сравнения состояния твэлов активной зоны реактора

Н. Г. Баданина, Ю. П. Сайгов

УДК 621.039.548.535

В качестве критерия сравнения состояния твэлов активной зоны на малой мощности реактора, позволяющего оценивать удельную активность воды первого контура, обусловленную осколочными изотопами, в период работы реак-

тора на большой мощности, обычно используют удельную активность короткоживущего изотопа. Равновесная активность такого изотопа достигается очень быстро и не зависит от работы фильтра, если выполняется условие $Q\bar{E}/V \ll \lambda$,

где Q — расход через фильтр; V — объем контура; ξ — коэффициент очистки; $\xi = \frac{A_{\text{вх}} - A_{\text{вых}}}{A_{\text{вх}}}$; $A_{\text{вх}}$ и $A_{\text{вых}}$ — активности проб воды, отобранных на выходе и входе фильтра; λ — постоянная распада изотопа. Этот метод основан на измерении запаздывающих нейтронов и черенковского излучения короткоживущих осколочных изотопов, β - и γ -активности изотопов Хе и Кг с малыми периодами полураспада и их дочерних продуктов и т. д. Ввиду разнообразия методов необходимо ввести единый критерий для сравнения состояния активных зон различных реакторов, что позволит полнее использовать опыт контроля герметичности твэлов.

В качестве такой величины в настоящей работе предлагается использовать величину эквивалентного содержания U^{235} , связанную определенными соотношениями со скоростью увеличения активности любого изотопа осколочного происхождения, а также с равновесной активностью короткоживущего изотопа в теплоносителе. Эквивалентное содержание U^{235} позволяет сравнивать суммарную активность осколочных изотопов в теплоносителе с активностью, обусловленной известной величиной поверхностного загрязнения твэлов, а также определять аномалии выходов осколочных изотопов (особенно долгоживущих) в теплоноситель, что важно знать для изучения характера повреждения твэлов.

Для перехода от измерений активности изотопа, используемого для контроля герметичности твэлов, к величине эквивалентного содержания U^{235} необходимо провести соответствующую калибровку аппаратуры; в случае, когда аппаратура позволяет измерять абсолютную активность, задача сводится к соответствующему пересчету. Ниже описана методика определения эквивалентного содержания U^{235} , применяемая на реакторе ВВР-М физико-технического института им. А. Ф. Иоффе АН СССР.

Эквивалентное содержание урана определялось по сумме изотопов J + Br, Sr, Ba. Химическое выделение этих элементов проводилось по методике, описанной ранее*.

Уравнение баланса удельной активности A_i некоторого i -го изотопа с постоянной распада λ_i в теплоносителе имеет вид

$$\frac{dA_i}{dt} = \frac{a_i}{V} - \lambda_i A_i - \frac{Q\xi}{V} A_i - \tau A_i, \quad (1)$$

* Ю. П. Сайков. «Атомная энергия», 20, 123 (1966).

где a_i — скорость поступления радиоактивных атомов i -го изотопа в воду первого контура; V — объем воды первого контура; Q и ξ — расход воды через фильтр и его коэффициент очистки; τ — постоянная выведения за счет адсорбции; t — интервал времени работы реактора.

Учитывая, что на обработку пробы и ее измерение требуется определенное время T и что активность выделенного элемента, как правило, обусловлена несколькими изотопами, решение уравнения (1) при условии постоянства величин a_i/V , $Q\xi/V$, τ имеет вид

$$\sum_{i=1}^n A_{iT} = \sum_{i=1}^n A_{i0} e^{-\lambda_i(T+t)} e^{-\left(\frac{Q\xi}{V} + \tau\right)t} + \sum_{i=1}^n \frac{a_i e^{-\lambda_i T}}{Q\xi + \lambda_i V + \tau V} \left(1 - e^{-\left(\frac{Q\xi}{V} + \lambda + \tau\right)t}\right). \quad (2)$$

Левую часть уравнения (2) — измеряемая удельная активность выделенного элемента $\sum_{i=1}^n A_{iT}$ — обозначим A_Σ . В выражении

$$\sum_{i=1}^n A_{i0} e^{-\lambda_i(T+t)} e^{-\left(\frac{Q\xi}{V} + \tau\right)t} = e^{-\left(\frac{Q\xi}{V} + \tau\right)t} \sum_{i=1}^n A_{i0} e^{-\lambda_i(T+t)}$$

член под знаком суммы представляет удельную фоновую активность, которую обозначим A_Φ . Величину A_Φ измеряют в пробе теплоносителя, взятой за t часов до отбора той пробы, по которой определяется A_Σ .

Скорость поступления радиоактивных атомов i -го осколочного изотопа определяется из уравнения

$$a_i = \frac{P\sigma\bar{\phi}W\eta_i N\lambda_i}{3,7 \cdot 10^{10} M} = \frac{P\bar{\phi}W\eta_i \lambda_i}{3,59 \cdot 10^{11}} \text{ кюри/сек}, \quad (3)$$

где P — эквивалентное содержание U^{235} , находящегося все время в зоне облучения; σ — сечение деления U^{235} , равное 520 барн; $\bar{\phi}$ — плотность потока нейтронов в активной зоне реактора, усредненная по объему зоны и отнесенная к единице мощности реактора; η_i — выход данного изотопа при делении; W — мощность реактора, вт; N — число Авогадро; M — атомный вес U^{235} .

Из уравнений (2) и (3) следует, что

$$P = \frac{k_a (A_a - A_\phi) e^{-\left(\frac{Q_\xi}{V} + \tau\right) t}}{3,59 \cdot 10^{-11} \bar{\phi} W \sum_{i=1}^n \frac{\eta_i \lambda_i e^{-\lambda_i t}}{\frac{Q_\xi}{V} + \lambda_i + \tau}} \times (1 - e^{-\left(\frac{Q_\xi}{V} + \lambda_i + \tau\right) t}) \quad (4)$$

где k_a — калибровочный коэффициент.

Необходимым условием определения эквивалентного содержания урана является постоянный режим работы реактора за время t (в интервале времени между отборами проб для определения A_a и A_ϕ), а также одновременное химическое выделение и измерение активности.

В уравнении (4) используется абсолютное значение активности. Калибровочный коэффициент для торцовых счетчиков, применяемых для абсолютных измерений, определялся путем радиохимического анализа облученного раствора уранилнитрата с известным содержанием U^{235} . $K_a = \frac{P_0}{P_{\text{выч}}}$, где P_0 — известное содержание U^{235} , $P_{\text{выч}}$ — эквивалентное содержание U^{235} , вычисленное по уравнению (4) без учета K_a . Условия химического выделения и измерения активности были идентичными условиями анализа воды первого контура. Так как эквивалентное содержание U^{235} определяется по скорости увеличения активности, то имеющееся отклонение изотопного соотношения в теплоносителе можно не учитывать.

При выведении уравнения (4) было сделано предположение, что осколки деления попадают в воду первого контура по механизму прямого выхода. Однако даже в том случае, когда вклад других механизмов выхода осколков в теплоноситель значителен, но учесть их не имеется возможности (например, нарушение герметичности твэла), можно применять уравнение для сравнения состояния твэлов активной зоны. При этом могут быть значительные отклонения эквивалентного содержания U^{235} , определяемого по разным элементам и изотопам, но эта величина должна оставаться постоянной при условии постоянства вклада всех процессов выхода, т. е. при неизменившемся состоянии герметичности твэлов. Настоящая методика и предназначена для сравнения состояния твэлов активной зоны реактора.

Из уравнения (4) видно, что ошибка определения эквивалентного содержания U^{235} обу-

словлена $\delta = \frac{|a_a| + |a_\phi|}{A_a - A_\phi} (|a_a| + |a_\phi|)$ — ошибки

определения величин A_a и A_ϕ , а также ошибкой определения калибровочного коэффициента, колебанием величины $\bar{\phi}$ и ошибками использованных констант. Все изотопы выбранных элементов не имеют долгоживущих предшественников, за исключением J^{132} . Так как этот изотоп образуется только из Te^{132} , при расчете эквивалентного содержания U^{235} была взята постоянная распада Te^{132} . Такая поправка позволяет пользоваться уравнением (4) без изменения.

Результаты анализа воды первого контура реактора за период 1964—1965 гг. приведены в таблице. Эквивалентное содержание урана

отнесено к единице поверхности твэла $\left(\frac{P}{nS}, \text{ где } n \text{ — число твэлов в активной зоне; } S \text{ — поверхность твэла}\right)$, что позволяет сравнивать ее с известной

величиной возможного поверхностного загрязнения. Время t между отбором проб составляло в основном 16 ч. Специальными экспериментами было показано, что критерий сравнения не зависит от t в исследуемом интервале времени (6—72 ч), а также от изменения мощности (1—14 Мвт), температуры теплоносителя (27—46°С) и работы фильтров. Как показал опыт использования критерия сравнения на реакторе ВВР-М, при $t \approx 6 \div 24$ ч поправку на выведение осколочной активности из воды первого контура за счет адсорбции на поверхностях коммуникаций можно не вводить, так как для Ba^{140} — наиболее долгоживущего из рассмотренных изотопов — $\tau \ll \lambda$ (вклад изотопов Sr^{89} и Sr^{90} в общую активность за данный интервал времени незначителен).

Независимость эквивалентного содержания урана от работы фильтров (расход через ионообменный фильтр составлял 5—2 м³/ч) исключает возможность присутствия урана в воде первого контура в виде растворимых соединений. Из таблицы видно, что эквивалентное содержание в течение кампании остается постоянным в пределах 20%, но средние значения за кампании различаются, что объясняется изменением состава твэлов активной зоны, так как после завершения кампании часть твэлов заменяется.

В таблице приведены отношения эквивалентного содержания U^{235} , рассчитанного по сумме изотопов для элементов J + Br, Sr, Ba. Наблюдается резкая граница изменения соотношений, особенно в случае Ba и J за период май —

Результаты расчетов эквивалентного содержания U^{235} ($г/см^2$), отнесенного к единице поверхности твэла, в первом контуре реактора и водяной петле

Периоды кампании	Содержание U^{235} , рассчитанное по			Среднее значение отношений		
	J+Br	Sr	Ba	P_{Ba}/P_{Sr}	P_{Sr}/P_J	P_{Ba}/P_J
Первый контур	$(2,2 \pm 0,2) \cdot 10^{-8}$	$(6,0 \pm 0,3) \cdot 10^{-8}$	$(7,3 \pm 0,7) \cdot 10^{-8}$	$1,2 \pm 0,1$	$2,7 \pm 0,3$	$3,4 \pm 0,5$
VI—VII 1964 г.	$(1,7 \pm 0,1) \cdot 10^{-8}$	$(4,6 \pm 0,3) \cdot 10^{-8}$	$(10,8 \pm 0,8) \cdot 10^{-8}$	$2,4 \pm 0,4$	$2,6 \pm 0,3$	$6,2 \pm 0,4$
IX—X 1964 г.	$(1,4 \pm 0,1) \cdot 10^{-8}$	$(3,8 \pm 0,1) \cdot 10^{-8}$	$(7,8 \pm 0,4) \cdot 10^{-8}$	$2,1 \pm 0,2$	$2,8 \pm 0,2$	$5,6 \pm 0,4$
X 1964—II 1965 гг.	$(3,0 \pm 0,2) \cdot 10^{-8}$	$(5,4 \pm 0,3) \cdot 10^{-8}$	$(12,6 \pm 2,0) \cdot 10^{-8}$	$2,3 \pm 0,2$	$1,8 \pm 0,3$	$4,1 \pm 0,5$
III—V 1965 г.	$(3,3 \pm 0,5) \cdot 10^{-8}$	$4,0 \cdot 10^{-8}$	$(5,6 \pm 0,8) \cdot 10^{-8}$	$1,4 \pm 0,3$	$1,2 \pm 0,3$	$1,7 \pm 0,2$
VI—VII 1965 г.	$(3,0 \pm 0,5) \cdot 10^{-8}$	$(5,6 \pm 0,4) \cdot 10^{-8}$	$(8,3 \pm 1,5) \cdot 10^{-8}$	$1,5 \pm 0,2$	$1,9 \pm 0,2$	$2,8 \pm 0,5$
X—XII 1965 г.	$(2,0 \pm 0,1) \cdot 10^{-8}$	$(3,2 \pm 0,2) \cdot 10^{-8}$	$4,0 \cdot 10^{-8}$	$1,3 \pm 0,3$	$1,6 \pm 0,2$	$2,2 \pm 0,8$
XII 1965—II 1966 гг.	$(1,8 \pm 0,3) \cdot 10^{-8}$	$(2,5 \pm 0,4) \cdot 10^{-8}$	$(3,7 \pm 0,5) \cdot 10^{-8}$	$1,6 \pm 0,5$	$1,5 \pm 0,4$	$2,1 \pm 0,3$
II—IV 1966 г.	$(1,56 \pm 0,2) \cdot 10^{-8}$	$(2,4 \pm 0,2) \cdot 10^{-8}$	$(2,2 \pm 0,4) \cdot 10^{-8}$	$0,9 \pm 0,1$	$1,6 \pm 0,3$	$1,5 \pm 0,1$
IV—VII 1966 г.						
Петля VI 1965 г.	$(4,9 \pm 0,2) \cdot 10^{-7}$	$(2,5 \pm 0,1) \cdot 10^{-6}$	$(8,9 \pm 0,2) \cdot 10^{-6}$	$3,6 \pm 0,1$	$5,0 \pm 0,1$	$17,9 \pm 0,7$

Примечание. В таблице указаны среднеквадратичные ошибки нескольких измерений, проведенных в течение одной кампании.

июнь 1965 г. Возможно, это связано с загрузкой в реактор другой партии твэлов. Для сравнения там же приведены результаты анализа специальных экспериментов на водяной петле с заведомо негерметичным твэлом. Видно, что особенно резко изменяется отношение эквивалентного содержания, рассчитанное по Ba и J. Таким образом, отклонение эквивалентного содержания урана, определяемого для различных элементов и изотопов, свидетельствует о степени негерметичности твэлов активной зоны реактора.

Опыт использования определения эквивалентного содержания урана даже по сумме изотопов показал, что величина эквивалентного содержания U^{235} позволяет оценивать состоя-

ние твэлов активной зоны в течение всего цикла работы реактора, а также сравнивать эту величину с известной величиной поверхностного загрязнения.

Использование величины эквивалентного содержания урана в качестве критерия сравнения состояния твэлов активной зоны различных реакторов позволит полнее использовать опыт контроля за герметичностью твэлов.

В заключение авторы выражают глубокую благодарность В. Д. Ганже, К. А. Коноплеву, В. А. Перельгину и В. Т. Шарову за постоянное внимание и помощь в работе.

Поступила в Редакцию 13/XII 1966 г.

Радиационная стойкость пластинчатых твэлов реактора СМ-2

Ю. В. ЧУШКИН, Е. Ф. ДАВЫДОВ, В. Н. СЮЗЬЕВ, Т. М. ГУСЕВА,
В. В. КОЛЕСОВ, М. Д. ДЕРИБИЗОВ

УДК 621.039.548

Твэлы реактора СМ-2 выполнены в виде прямых пластин размерами $280 \times 33,4 \times 0,8$ мм. В качестве материала оболочки и матрицы используется электролитический никель. Толщина оболочки равна 0,15 мм. Горючим служит двуокись урана (90%-ного обогащения), объемное содержание которой в тепловыделяющей композиции составляет 40%.

Твэлы изготовлены методом прокатки сборки, состоящей из рамки, сердечника и двух покровных пластин. Прокатку производили при

температуре 900°C и суммарном обжатии до 75%. Окончательным этапом термообработки был нормализующий отжиг при 800°C .

Сборка твэла представляет прямоугольную кассету из нержавеющей стали с хвостовиком и головкой для захвата. Пластины собирают с шагом 2,40 мм; их дистанционирование осуществляется гофрированной гребенкой. Всего в сборке 54 пластины, расположенные в два ряда [1—3].

Исследуемые твэлы работали при максимальном тепловом потоке $6 \cdot 10^6$ ккал/м²·ч,