

УДК 621.039.58

Некоторые вопросы надежности системы аварийной защиты реакторов

ПЕРЕГУДА А. И., ПЕТРЕНКО А. А.

Рассматривается аварийная защита (АЗ) реакторов как система массового обслуживания, содержащая мажоритарные схемы и устройства контроля неисправности. На вход этой системы поступают потоки требований интенсивности μ_i ($i = 1, \dots, k$). Вследствие неисправности АЗ требования могут получить отказ в обслуживании. Интенсивность отказов устройств АЗ, включенных по схеме m из n , определяется из трансцендентного уравнения

$$\frac{\mu_0 Q}{k \mu_i Q_i} = 1 - \frac{\sum_{\gamma=0}^{\infty} [(m+1)_{\gamma} (m-n+1)_{\gamma} / (m+1) (m+2)_{\gamma} \gamma!]}{B(m+1; n-m)} \times \sum_{\kappa=0}^{\infty} \frac{(1/\alpha)_{\kappa} [-\lambda_j (m+\gamma+1) Q_i^{\alpha \kappa}]}{k! (1+1/\alpha)_{\kappa}}$$

где μ_0 — среднее число пропущенных требований за единицу времени; Q — время функционирования АЗ, определяемое как время между перегрузками реактора; Q_i — время работы устройства защиты в интервале времени; λ_j — интенсивность отказов устройства; α — параметр распределения Вейбулла.

Если λ_j настолько мало, что его значения невозможно достичь при реализации АЗ, следует вводить перио-

дический контроль. Тогда вероятность, что необслуженных требований не будет, определяется формулой

$$P_0(Q) = \exp \left\{ -\mu \left[1 - \frac{1 - \exp(-\lambda_j T)}{\lambda_j (T + \theta)} \right] Q \right\},$$

где T — период контроля; θ — длительность контрольной профилактики.

Представление канала защиты с периодическим контролем позволяет получить соотношение

$$\hat{\lambda} = \lambda T / Q + 2\theta / TQ,$$

где $\hat{\lambda}$ — интенсивность отказов эквивалентного устройства.

Таким образом, полагая $\hat{\lambda} = \lambda_j$ и зная Q , а также реальную интенсивность отказов устройства λ , можно определить длительность контрольной профилактики θ , если учесть, что

$$T_{\text{опт}} \approx \sqrt{2\theta / \lambda},$$

где $T_{\text{опт}}$ — оптимальный период контроля.

Предложенная методика может быть использована при проектировании и модернизации существующих СУЗ реактора.

(№ 906/8569. Статья поступила в Редакцию 9/XII 1975 г., аннотация — 21/VI 1976 г. Полный текст 0,5 а. л., табл. 3, список литературы 6 наименований).

УДК 621.039.5

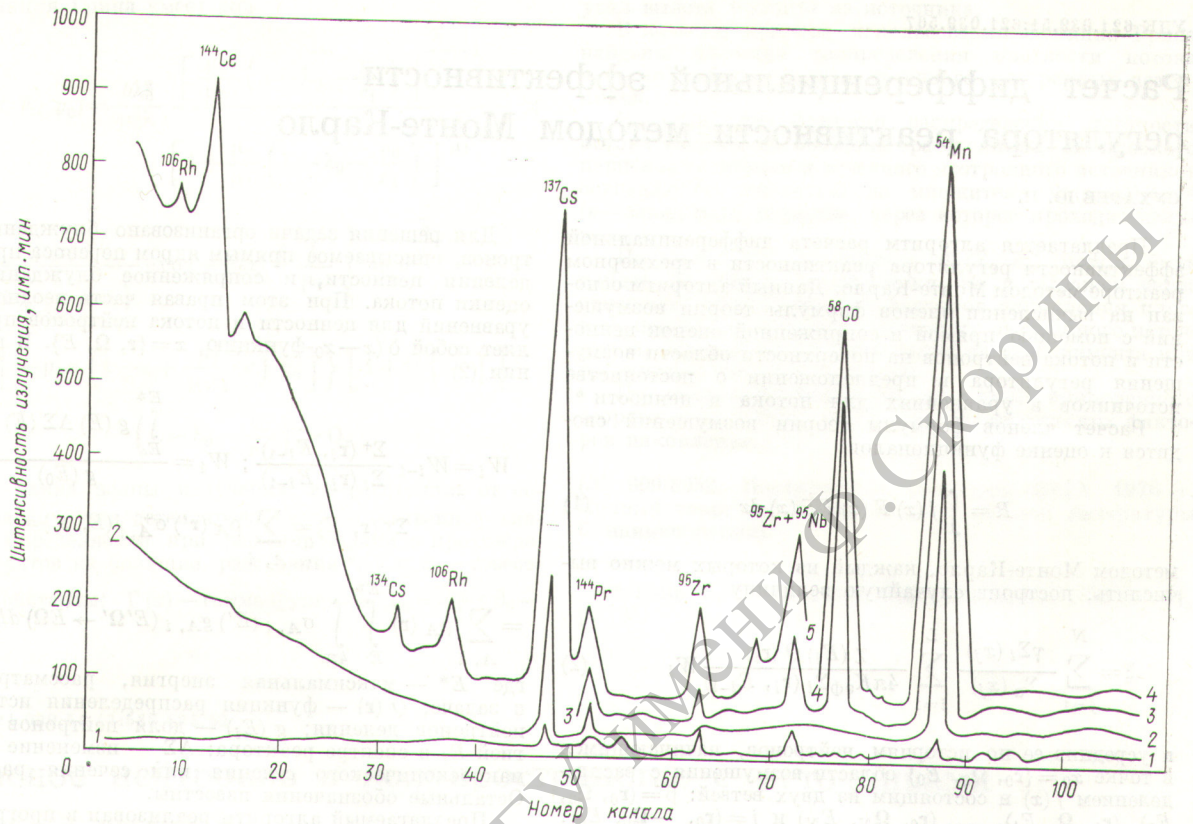
Термическое вскрытие облученных окисных урановых твэлов реактора БР-5 с отделением топлива растворением

НОВОСЕЛОВ Г. П., БИБИКОВ С. Е.

Эксперименты по проверке термического способа вскрытия облученных твэлов с отделением топлива от стали с помощью растворения его в азотной кислоте проводились с твэлами реактора БР-5 длиной 300 и диаметром 5 мм с оболочкой из стали 1X16H16M3Б, заполненными таблетками UO_2 с 80%-ным обогащением по ^{235}U . Твэлы после облучения флюенсом $1 \cdot 10^{22}$ нейтр./см² выдерживались 1 год; достигнутое выгорание составило 1,42 ат.%. Для определения количества газообразных продуктов деления, находящихся под оболочкой, твэлы на-

гревали в вакуумной печи до разгерметизации под действием внутреннего давления. Количество $^{85}Kг$ в отбираемых пробах измерялось сцинтилляционным гаммаспектрометром. Выход Кг из топлива составил 0,32% исходного содержания 5,2 Ки/кг. Температура разгерметизации снижалась, а выход газообразных продуктов деления возрастал по мере увеличения выгорания.

Оплавление стальной оболочки твэлов осуществлялось при 1450—1700 °С. В результате получали обломки таблеток UO_2 и слитки стали. До 70% топлива было



Спектры продуктов термического вскрытия:

1 — аэрозоли; 2 — возгоны; 3 — сталь после оплавления; 4 — сталь до оплавления; 5 — топливо

свободно от стали, а остальное топливо было вкраплено в поверхностный слой слитка. Топливо отделяли от стали либо растворением в азотной кислоте, либо окислением на воздухе, после чего слитки растворяли для анализа.

Данные анализа показывают, что общая радиоактивность топлива до и после оплавления в основном связана с присутствием ^{144}Ce и ^{144}Pr , в то же время ^{135}Cs , ^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{106}Rh было в 10 раз меньше, а ^{95}Zr и ^{95}Nb — в 100 раз меньше.

В стали после термического вскрытия твэла содержалось от $7 \cdot 10^{-3}$ до $5 \cdot 10^{-2}$ мас. % U. Сравнение γ -спектров стали до и после оплавления оболочки показывает, что ^{54}Mn и ^{58}Co образуются в стали при облучении, а остальные продукты деления переходят в сталь в процессе плавления (рис. 1).

В возгонах на конденсаторе обнаружено от $8 \cdot 10^{-5}$ до $5,7 \cdot 10^{-4}$ г U [(1–7) $10^3\%$ от исходного]. Наибольшую интенсивность излучения в возгонах имеет ^{137}Cs (2,3% от исходного); содержание других продуктов деления составляет примерно от 10^{-2} до $10^{-5}\%$.

На аэрозольном фильтре обнаружено от $2 \cdot 10^{-7}$ до $4 \cdot 10^{-5}$ г U ($3 \cdot 10^{-6}$ — $\sim 5 \cdot 10^{-4}\%$ от исходного); количество ^{144}Ce , ^{144}Pr , ^{95}Zr , ^{95}Nb составляет (1–3,5) $10^{-4}\%$ от исходного, а ^{137}Cs и ^{54}Mn достигает $2 \cdot 10^{-2}$ и $0,6 \cdot 10^{-2}\%$ от исходного. Распределение продуктов деления урана

после термического вскрытия твэлов показано на рисунке.

(№ 907/8856. Статья поступила в Редакцию 28/VI 1976 г., аннотация — 2/XII 1976 г. Полный текст 0,6 а. л., рис. 2, табл. 3, список литературы 13 наименований).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Новоселов Г. П., Агеенков А. Т. Труды XXXVI Междунар. конгр. по промышленной химии. Брюссель, 1966, докл. № 11/755.
2. Новоселов Г. П., Агеенков А. Т. «Атомная энергия», 1969, т. 26, вып. 3, с. 230.
3. Goode J. e. a. «Trans. Amer. Nucl. Soc.», 1972, v. 1, N 15, p. 87.
4. Марков В. К. и др. Уран. Методы его определения. М., Атомиздат, 1964.
5. Доклад ORNL-2929, 1960.
6. Доклад WARD-185, 1960.
7. Bleiberg M. e. a. In: Proc. Symp. IAEA «Radiation damage in reactor materials». Vienna, 1963, p. 319.
8. Lewis W. «Trans. Amer. Nucl. Soc.», 1964, v. 7, N 1, p. 24.