

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 существующей 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 1Х16Н16МЗБ, 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}Kr в отбираемых пробах измерялось сцинтилляционным гамма-спектрометром. Выход Kr 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