

А.М. ХИЗАНЦЯН, Л.С. ОГАНЕСЯН

**ОСТАТОЧНЫЕ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ПРИ АВАРИЙНЫХ ОСТАНОВАХ РЕАКТОРОВ
ТИПА ВВЭР**

Рассматриваются проблемы обеспечения ядерной безопасности атомных электрических станций (АЭС). Проанализированы переходные теплофизические процессы, возникающие в реакторной установке при ее аварийном отключении. Приведены зависимости величины остаточного энерговыделения в аварийно остановленном реакторе от времени, предложенные различными авторами для различных диапазонов времени. Основываясь на основных концепциях безопасности атомных электрических станций, предлагается использовать для анализа и синтеза систем аварийного расхолаживания реакторной установки ту зависимость, при использовании которой величина остаточных энерговыделений во всем диапазоне времени максимальна.

Ключевые слова: аварийная защита реактора, аккумулированное тепло, атомная электрическая станция, атомная энергетика, безопасность, нейтронный поток, остаточное энерговыделение, реакция деления, тепловая мощность реактора.

Серьезные аварии на некоторых атомных станциях побудили научные, конструкторские и проектные организации заняться исследованиями в направлении поиска таких решений, которые могли бы обеспечить предельно высокую безопасность АЭС и были бы понятны и приняты научно-технической общественностью.

Данной проблемой занимаются практически все страны, концентрируясь под эгидой МАГАТЭ в виде международных нормативных рекомендаций, а также широкого обмена научно-технической информацией по новейшим решениям. Исследования и разработки по обеспечению безопасности АЭС ведутся в нескольких направлениях. При этом пристальное внимание уделяется тем направлениям, которые могут быть применены как в новых проектах АЭС, так и при реконструкциях ныне действующих.

Сопоставление современных АЭС по широкому спектру технических показателей, включая показатели уровня безопасности, экономики, затраты на производство электроэнергии, затраты на сооружение и монтаж, отвод земель, а также экологические показатели воздействия на воздушную атмосферу и водную среду, показывает, что в ближайшие 20...30 лет преимущество будут иметь АЭС с корпусными реакторами с водой под давлением, т. е. с реакторами типа ВВЭР. Именно на АЭС с этими реакторами наиболее целесообразно в настоящее время сосредоточить внимание.

Проблемы обеспечения безопасности атомной энергетики включают много разнообразных технических аспектов, однако определяющими по степени влияния на общую безопасность являются вопросы ядерной безопасности активной зоны и отвода остаточных энерговыделений в активной зоне реактора. Если бы ядерные реакторы, при сохранении всех своих остальных свойств, не обладали свойством выделять остаточное тепло,

решение вопросов безопасности кардинально упростилось бы. Очевидно, в этом случае при аварийных режимах достаточно было бы обеспечить срабатывание стержней аварийной защиты реактора и локализовать радиоактивный теплоноситель, после чего ядерная установка естественно остывала бы, подобно погашенному энергетическому котлоагрегату, не требуя работы никаких вспомогательных систем. По оценкам, проведенным в Институте "Атомэнергопроект" РФ, затраты на обеспечение безопасности составляют 25...30% общих затрат на сооружение АЭС, причем более 2/3 составляют затраты на системы, связанные с проблемой надежного отвода остаточных тепловыделений [1]. Целью настоящей работы является определение зависимости остаточного энерговыделения из активной зоны при аварийных остановах реактора типа ВВЭР, при которых можно будет создать системы отвода тепла от реакторной установки.

При останове реактора происходят следующие переходные процессы:

- уменьшение плотности нейтронного потока после прекращения цепной ядерной реакции деления;
- спад тепловыделения в активной зоне и постепенное охлаждение реактора;
- остаточное энерговыделение в топливе за счет радиоактивного распада продуктов деления урана и плутония;
- нестационарное изменение коэффициента размножения за счет динамики отравления ^{135}Xe и ^{149}Sm и температурных эффектов.

Постоянная времени для нейтронных процессов очень мала, поэтому уменьшение плотности нейтронного потока происходит быстро и определяется практически необходимой скоростью снижения тепловой мощности. В случае аварийного останова снижение плотности нейтронного потока определяется временем срабатывания системы аварийной защиты, при этом заметную роль играют запаздывающие нейтроны [1].

Изменение числа нейтронов со временем при отрицательном скачке реактивности $\rho(t)$ описывается уравнением [2]

$$N_n(t) = \sum_{i=1}^6 \alpha_i \cdot \exp\left(-\frac{t}{T_i}\right), \quad (1)$$

где N_n - число нейтронов; α_i - константа для i -й группы запаздывающих нейтронов; T - время; T_i - корни уравнения

$$\rho = \frac{\Delta k_{эф}}{k_{эф}} = \frac{T_n}{k_{эф} T} + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{1 + \lambda_i T}, \quad (2)$$

в котором T_n - время жизни одного поколения мгновенных нейтронов; β_i - выход при делении для i -й группы запаздывающих нейтронов; λ_i - постоянная распада ядерных источников запаздывающих нейтронов для группы i .

Постоянная времени для процессов теплопередачи в активной зоне намного больше постоянной времени нейтронных процессов. Поэтому изменение тепловой мощности реактора отстает от изменения плотности нейтронного потока, т. е. имеет место тепловая инерция активной зоны. Физически это объясняется следующими причинами: а) малой теплопроводностью окисного топлива, работающего при высокой температуре; б) большой

теплоемкостью активной зоны из-за значительного количества двуоксида урана и большой массы металла внутрикорпусных устройств и кассет в реакторе. В результате любого останова реактора тепловая мощность падает существенно медленнее плотности нейтронного потока за счет значительного количества аккумулированного в активной зоне тепла. К этому добавляется также остаточное тепловыделение от радиоактивного распада продуктов деления.

Для оценки аккумулированной теплоты необходимо определить изменение теплового потока от тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) к теплоносителю [3]. Тепловой поток может быть выражен через температурный напор между топливом и теплоносителем. Предположим, что профиль поля температур в топливе в переходном процессе не деформируется и теплопроводность постоянна по сечению ТВЭЛ. Тогда, пренебрегая аккумуляцией теплоты в оболочке, уравнение теплопроводности для цилиндрического ТВЭЛ запишем в виде

$$\frac{dT}{d\tau} = \frac{(\bar{T} - \bar{T}^*)}{\bar{t}} + q_v(\tau)/(\rho c), \quad (3)$$

где

$$\bar{t} = c\rho \frac{r}{2} \left(\frac{r}{4\lambda} + \frac{\delta'}{\lambda' r'} + \frac{\delta''}{\lambda'' r''} + \frac{1}{\alpha i} \right). \quad (4)$$

Здесь \bar{T} - средняя температура топлива; \bar{T}^* - средняя температура теплоносителя; $q_v(\tau)$ - объемное удельное энергосодержание в топливе; ρ, c - плотность и теплоемкость топлива; r, r', r'' - средние радиусы топлива, газового зазора, оболочки; i - наружный радиус оболочки; $\lambda, \lambda', \lambda''$ - теплопроводность топлива, газового зазора, оболочки; δ', δ'' - толщина газового зазора, оболочки; α - коэффициент теплоотдачи от ТВЭЛ к теплоносителю.

После останова реактора в активной зоне остается источник тепловыделения $m(t)$, связанный с β - и γ - радиоактивным распадом продуктов деления урана и плутония, где $m(t)$ - процентное относительное энергосодержание от номинальной мощности одного деления. При этом большую опасность представляет остаточное энергосодержание в топливе за счет радиоактивного распада продуктов деления урана и плутония. Энергосодержание такого типа по времени происходит очень долго по сравнению с вышеуказанными энергосодержаниями, и поэтому ему уделяется наибольшее внимание при рассмотрении отвода тепла.

Различными авторами [1, 5 - 8, 10] были найдены зависимости $m(t)$, которые приведены в таблице. Исследованы и построены графики разных зависимостей $m(t)$ (рис 1а). Как следует из графиков, разность значений $m(t)$, рассчитанная по приведенным в таблице зависимостям, наибольшая в начальный момент распада (с момента аварийного останова реактора), а начиная с определенного времени, графики сближаются. При обеспечении безопасного отвода тепла большое внимание уделяется точности зависимости $m(t)$. На рис. 1б построены зависимости $m(t)$ с максимальным процентным

увеличением в соответствующем отрезке времени. Из рис. 1б следует, что максимальное значение $m(t)$ имеет кривая 4 на всем отрезке времени.

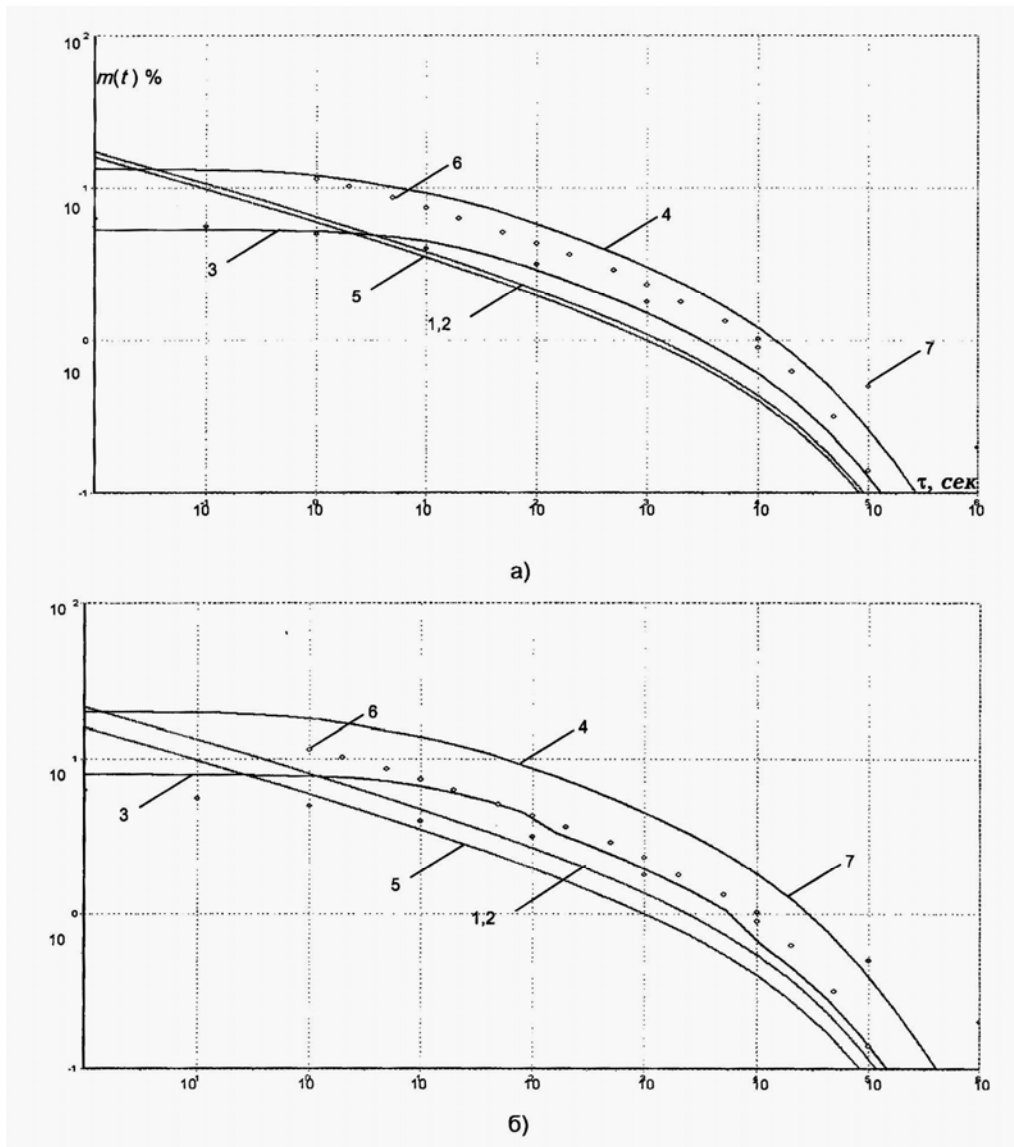


Рис.1. Графики относительных энерговыделений при аварийном останове реактора типа ВВЭР: а - без процентного увеличения, б - с максимальным процентным увеличением

Анализ этих кривых (рис.1) показывает, что между значениями $m(t)$, рассчитанными при помощи разных зависимостей, имеется довольно-таки большой разброс, и выбор той или иной зависимости для моделирования процесса остаточных тепловыделений и проектирования аварийных систем расхолаживания реакторной установки является весьма сложной задачей.

В настоящее время при проектировании и разработке реакторных установок используется ряд норм, правил и концепций, регламентированных соответствующими нормативными документами по безопасности. Одна из основополагающих концепций проектирования реакторных установок - концепция консервативного подхода [9], т. е. подхода к анализу аварий, при котором для параметров и характеристик принимаются значения и пределы, заведомо приводящие к более неблагоприятным результатам.

Согласно этой концепции, при анализе режимов работы систем аварийного расхолаживания реакторной установки величину остаточного энерговыделения нами предлагается определять по тем зависимостям, по которым в данном интервале времени она максимальна. Такой подход позволит спроектировать систему аварийного расхолаживания реакторной установки для усложненных режимов по максимуму остаточного энерговыделения из активной зоны, что обеспечит предельно возможную безопасность. Очевидно, что у спроектированной системы отвод тепла будет эффективным также при максимальных величинах остаточных энерговыделений.

Исходя из вышеизложенного, предлагается использовать для анализа режимов работы систем расхолаживания реакторной установки следующую зависимость $m(t)$ (см. рис 1б, кривая 4 и соответственно зависимость 4 в табл.):

Таблица

N	Формула	Автор	Диапаз. времени, с	Точность форм.	Лит.
1	$m(t) = 6.6 \cdot 10^{-2} [t^{-0.2} - (t + T_0)^{-0.2}]$	К. Вай и Э Вигнер	$10 \dots 10^5$	-	[5]
2	$m(t) = 6.62 \cdot 10^{-2} [t^{-0.2} - (t + T_0)^{-0.2}]$	Уэя-Фингера	$10 \dots 10^7$	-	[8]
3	$m(t) = 10 \cdot \left[\frac{(t+10)^{-0.2} - (t+T_0+10)^{-0.2}}{1 + [(t+2 \cdot 10^{-12})^{-0.2} - (t+T_0+2 \cdot 10^{-12})^{-0.2}]} \right]$	Унтер-майер и Уэллс	$\frac{1 \dots 10^2}{4}$	$\pm 50\%$	[4]
			$\frac{10^2 \dots 10}{4}$	$\pm 30\%$	
			$\frac{10^4 \dots 10}{6}$	$\pm 10\%$	
			$\frac{10^6 \dots 10}{8}$	$\pm 50\%$	
4	$m(t) = \int_t^{t+T_0} \left\{ \begin{array}{l} 0.65 \cdot e^{-0.7t} + 0.60 \cdot e^{-0.4t} \\ + 0.009 \cdot e^{-0.03t} + 4(t+10)^{-1.2} \\ + 0.4(t+10^6)^{-1.2} - 3.48(t+2 \cdot 10^7)^{-1.2} \end{array} \right\}$	Пологих Б.Г.	$0, 1 \dots 10^8$	$\pm 50\%$	[6]
5	$m(t) = 7.2 \cdot 10^{-2} [t^{-0.2} - (t + T_0)^{-0.2}]$	Дементьев Б.А.	$10 \dots 10^5$	$\pm 25\%$	[7]
6	Экспериментальная зависимость $m(t)$	Пологих Б.Г.	$\frac{10^5 \dots 10}{8}$	$\pm 50\%$	[6]
			-	-	
7	Расчетный код MS ISO 10645-92	PSAR	-	-	[1]

$$m(t) = \int_t^{t+T_0} \left\{ 0,65 \cdot e^{-0,7t} + 0,60 \cdot e^{-0,4t} + 0,009 \cdot e^{-0,03t} + \right. \\ \left. + 4(t+10)^{-1,2} + 0,4(t+10^6)^{-1,2} - 3,48(t+2 \cdot 10^7)^{-1,2} \right\} dt.$$

Используя эту зависимость в режимах работы модели системы расхолаживания реакторной установки, заведомо создаются тяжелые условия теплоотвода, для которых производится оптимальный выбор схем и оборудования разрабатываемой системы. Такой подход при моделировании, очевидно, повысит надежность работы проектируемой системы и, тем самым, безопасность реакторной установки. Для уже спроектированных систем расхолаживания модель процесса тепловыделений, составленная при помощи зависимости 4 (табл.), позволит оценить возможности этих систем при различных авариях.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Предварительный отчет по обоснованию безопасности. Глава 10.-М.: Атомэнергопроект, 1999.-156 с.
2. **Овчинников Ф.Я., Цименов В.В.** Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов.-М.: Энергоатомиздат, 1988.- 283 с.
3. **Маргулова Т.Х.** Экономичность и безопасность атомных станций.-М.: Высшая школа,1984.- 224 с.
4. **Меррей Р.** Введение в ядерную технику.-М.: Изд. ИЛ, 1955.-175с.
5. **Нигматулин И.Н., Нигматулин Б.И.** Ядерные энергетические установки.-М.: Энергоатомиздат, 1986,-301с.
6. **Грибин А.А., Пологих Б.Г.** Остаточное энерговыделение продуктов деления ^{235}U тепловыми нейтронами // Атомная энергетика.-1981.-Т.51, вып.1.-С.16-19.
7. **Дементьев Б.А.** Кинетика и регулирование ядерных реакторов.-М.: Энергоатомиздат, 1986.-280 с.
8. **Климов А.Н.** Ядерная физика и ядерные реакторы.-М.: Энергоатомиздат, 1985.- 287с.
9. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88) ПН АЭ Г-1-011-89. Госатомнадзор СССР.-М.:Энергоатомиздат,1990.-48с. (Правила и нормы в атомной энергетике).
10. **Геворгян. А.А., Оганесян Л.С., Худавердян А.Г.** Основы физики и эксплуатация реакторной установки ААЭС.-Мецамор, 2002.- 257с.

ГИУА. Материал поступил в редакцию 05.06.2006.

Ա.Մ. ԽԻԶԱՆՑՅԱՆ, Լ.Ս. ՀՈՎՀԱՆՆԻՍՅԱՆ

ՄՆԱՑՈՐԴԱՅԻՆ ԷՆԵՐԳԱԱՆՁԱՏՈՒՄՆԵՐԸ ՋՋԷՌ ՏԻՊԻ ՌԵԱԿՏՈՐՆԵՐԻ
ՎԹԱՐԱՅԻՆ ԿԱՆԳԱՌՈՒՄՆԵՐԻ ԺԱՄԱՆԱԿ

Դիտարկվում են ատոմային էլեկտրակայանների միջուկային անվտանգության ապահովման հիմնահարցերը, վերլուծված են անցումային ջերմաֆիզիկական գործընթացները, որոնք առաջանում են ռեակտորային տեղակայանքում նրա վթարային անջատման ժամանակ, բերված են մնացորդային էներգաանջատումների մեծությունների մի շարք կախվածություններ՝ ժամանակից, վթարային կանգնեցված ռեակտորում, որոնք առաջարկված են տարբեր հեղինակների կողմից տարբեր ժամանակային տիրույթի համար: Հիմնվելով ատոմային էլեկտրակայանների անվտանգության հիմնական հայեցակետերի վրա՝ ռեակտորային տեղակայանքի վթարային հովացման համակարգի վերլուծության և համադրության համար առաջարկվում է կիրառել այն կախվածությունը, որի դեպքում մնացորդային էներգաանջատումների մեծությունը ամբողջ ժամանակային տիրույթի համար ամենամեծն է:

Առանցքային բառեր. ռեակտորի վթարային պաշտպանություն, ակումուլացված ջերմություն, ատոմային էլեկտրական կայան, ատոմային էներգետիկա, անվտանգություն, նեյտրոնային հոսք, մնացորդային էներգաանջատում, բաժանման ռեակցիա, ռեակտորի ջերմային հզորություն:

A.M. KHIZANTSYAN, L.S. HOVHANNISYAN

**SHUTDOWN HEAT AT EMERGENCY HOT STAND REACTORS
OF WWER TYPE**

Problems of nuclear safety maintenance at nuclear power plants are discussed. Transitive thermal-physical processes arising in the installation at its emergency switching-off are analyzed. A number of dependences of shutdown heat under abnormal condition for stopping the reactor offered by various authors for different ranges of time are shown. Being based on the basic concepts of nuclear power plants safety, the authors suggest to use the dependence at which the use of the size shutdown heat of quantity in all ranges of time is maximal for the analysis and synthesis of systems emergency after cooling reactor installations.

Keywords: reactor protection system, accumulated heat, nuclear power plant, nuclear industry, safety, neutron flux, residual heat, fission reaction, reactor thermal power.