

**В. И. Борисенко<sup>1,2,\*</sup>, И. Н. Каденко<sup>2</sup>**

<sup>1</sup> *Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев, Украина*

<sup>2</sup> *Киевский национальный университет имени Тараса Шевченко, Киев, Украина*

\*Ответственный автор: vborysenko@ispnpp.kiev.ua

## О НЕКОТОРЫХ ОСОБЕННОСТЯХ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПОДКРИТИЧНОСТИ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ И ПОДКРИТИЧЕСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКЕ

Рассмотрены некоторые особенности применения терминов и определений состояния подкритичности в подкритической ядерной установке и ядерном реакторе, а также проведен анализ соответствующих терминов и положений нормативного документа «Общие положения безопасности ядерной подкритической установки»: эффективный коэффициент размножения, самоподдерживающаяся цепная реакция деления, подкритическая установка. Для корректного определения указанных терминов проанализированы уравнения кинетики ядерного реактора, из которых следует, что стационарный нейтронный поток может быть реализован как в критическом, так и в подкритическом состояниях ядерного реактора. При этом в определениях нормативного документа учитывается только критическое состояние установки, а другие ее возможные стационарные состояния в «подкритике» не учитываются. На основании анализа уравнений кинетики ядерной установки предлагается уточнить определения указанных терминов с целью внесения изменений в нормативный документ при его очередном пересмотре.

*Ключевые слова:* эффективный коэффициент размножения нейтронов, самоподдерживающаяся цепная реакция деления, подкритическая ядерная установка, уравнения нейтронной кинетики, нейтронный поток.

### Введение

Для определения состояния подкритичности ядерного реактора или же подкритической ядерной установки (ПЯУ) [1] могут быть рекомендованы динамические и/или статистические методы [2 - 4]. Рассмотрим некоторые результаты исследований подкритичности ядерного реактора, основанные на макроскопических (динамические методы) и микроскопических (статистические методы) закономерностях поведения нейтронов в подкритическом состоянии реактора, а также физическое обоснование терминов и определений, которые применяются для описания процесса цепной реакции деления в ядерном реакторе.

Модели макроскопического или динамического описания поведения нейтронов в подкритическом реакторе представлены в [3, 4]. Модель динамического поведения нейтронов в подкритическом реакторе основана на известном законе обратного умножения интенсивности внешнего источника нейтронов  $S$  в реакторе, в соответствии с которым интенсивность нейтронов в подкритическом реакторе пропорциональна  $S$  и обратно пропорциональна степени подкритичности реактора.

Микроскопические или статистические модели поведения нейтронов в подкритическом реакторе более многочисленны [2].

На практике применение указанных статистических методов требует использования прецизионной регистрирующей аппаратуры с временным

разрешением порядка 1 мкс и менее. В [3] приведены результаты исследований по применению некоторых статистических методов при «худшем» временном разрешении порядка 100 мкс, из которых следует, что и при таком разрешении можно надежно определять подкритичность ядерного реактора.

*Макроскопические методы* определения состояния подкритичности ядерного реактора основаны на исследовании интегрального поведения нейтронного потока. Известно, что при внесении внешнего источника нейтронов с интенсивностью  $S$  нейтрон/с в подкритическом реакторе с эффективным коэффициентом размножения нейтронов  $k_{эф}$  будет наблюдаться установившаяся интенсивность «интегрального» источника нейтронов

$$I_{уст} = \frac{S}{1 - k_{эф}}. \quad (1)$$

Выражение (1) может быть получено при рассмотрении физического процесса размножения нейтронов в подкритическом состоянии реактора при внесении внешнего источника  $S$ . Так как время "жизни"  $\ell$  ( $\ell_{мен}$ ) поколения нейтронов от вылета из ядра после деления до момента поглощения с делением в ядрах топлива активной зоны реактора мало ( $10^{-4} \div 10^{-8}$  с), то при внесении в реактор внешнего источника нейтронов  $S$  за время  $\ell$  будет сгенерировано  $Sk_{эф}$  дополнительных нейтронов, которые, в свою

© В. И. Борисенко, И. Н. Каденко, 2017

очередь, могут обусловить генерацию  $Sk_{эф}^2$  нейтронов и т.д. Всего будет сгенерировано за  $m$  поколений

$$I_{ycm} = S + Sk_{эф} + Sk_{эф}^2 + Sk_{эф}^3 + \dots + Sk_{эф}^m = S \frac{1 - k_{эф}^m}{1 - k_{эф}} \quad (2)$$

Для установившегося состояния подкритического реактора после внесения внешнего источника нейтронов  $S$  при  $m \rightarrow \infty$  получаем выражение (2) как сумму бесконечного ряда геометрической прогрессии с множителем, равным эффективному коэффициенту размножения в подкритическом реакторе  $k_{эф} < 1$ .

В соответствии с формулой (1) чем меньше подкритичность реактора или чем ближе реактор к критическому состоянию с  $k_{эф} = 1$ , тем больше установившаяся интенсивность источника нейтронов  $I_{ycm}$ . Множитель  $M = (1 - k_{эф})^{-1}$  называют подкритическим коэффициентом размножения или коэффициентом умножения. Этот множитель показывает, во сколько раз увеличивается мощность внешнего источника нейтронов вследствие суммирования затухающих цепочек деления от каждого нейтрона внешнего источника.

Метод обратного умножения широко используется на критических сборках для безопасного «подхода» к критическому состоянию критической сборки. Такой метод очень удобен и прост в применении. Для определения критического состояния строится график зависимости коэффициента, обратного подкритическому коэффициенту размножения  $M$  от количества загруженных топливных стержней, уровня замедлителя или других «величин», влияющих на критичность сборки. Пошаговое выполнение такой процедуры позволяет аппроксимировать получаемую графическую зависимость до значения  $M^{-1} \rightarrow 0$ , которая пересекает ось  $X$  в точке, соответствующей значению определенного количества топливных стержней, уровню замедлителя и т.д.

Количество нейтронов в подкритическом реакторе может быть также получено при рассмотрении уравнений кинетики точечного реактора [4]:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{k_{эф} - 1 - k_{эф}\beta}{\ell} n + \sum_i \lambda_i c_i + S, \quad (3)$$

$$\frac{dc_i}{dt} = \frac{k_{эф}\beta_i}{\ell} n - \lambda_i c_i, \quad (4)$$

где  $n$  – среднее на момент  $t$  количество нейтронов в единице объема активной зоны реактора;  $\beta$  – эффективная доля запаздывающих нейтронов;

$c_i$  – количество ядер-предшественников  $i$ -й группы запаздывающих нейтронов;  $\beta_i$  – эффективная доля ядер-предшественников  $i$ -й группы запаздывающих нейтронов;  $\lambda_i$  – постоянная распада ядер-предшественников  $i$ -й группы запаздывающих нейтронов.

Для случая стационарного подкритического состояния получаем  $n = -\frac{S\ell}{k_{эф} - 1}$ , что эквивалентно выражению (1), полученного при рассмотрении физической модели размножения нейтронов в подкритическом реакторе от внешнего источника нейтронов  $S$ .

Время достижения  $I_{ycm}$ , соответствующее количеству нейтронов в реакторе  $n$  или плотности потока нейтронов  $\Phi_{ycm} = nv$  в реакторе, может быть определено из выражения (2). Вследствие малости величины  $\ell$  для глубоко подкритических состояний время достижения установившейся плотности потока нейтронов примерно в 5-10 раз больше величины  $\ell$ . Однако при приближении реактора к критическому состоянию время достижения установившейся плотности потока нейтронов существенно увеличивается и при  $k_{эф} \rightarrow 1$  это время стремится к бесконечности.

Время достижения некоего значения плотности потока нейтронов для подкритического состояния  $\Phi_{nod} = n_{nod}v$  в реакторе в момент времени  $t_{nod}$  может быть определено из выражения (2), где количество поколений нейтронов  $m = t_{nod} / \ell$ .

$$t_{nod} = \frac{\ell}{\ln k_{эф}} \ln \frac{\Phi_{ycm} - \Phi_{nod}}{\Phi_{ycm}} = \frac{\ell}{1 - k_{эф}} \ln \frac{\Phi_{ycm}}{\Phi_{ycm} - \Phi_{nod}}.$$

Так, например, время достижения  $\Phi_{nod} = 0,90 \Phi_{ycm}$ ,  $0,95 \Phi_{ycm}$ ,  $0,99 \Phi_{ycm}$  равно соответственно

$$t_{nod} \approx 2,3 \frac{\ell}{1 - k_{эф}}, \quad t_{nod} \approx 3 \frac{\ell}{1 - k_{эф}}, \quad t_{nod} \approx 4,6 \frac{\ell}{1 - k_{эф}}.$$

В случае, когда подкритичность реактора сравнима с эффективной долей запаздывающих нейтронов, вместо  $\ell$  - времени жизни мгновенных нейтронов необходимо уже использовать усредненное время жизни и мгновенных, и запаздывающих нейтронов  $\bar{\ell}$ . Например, для  $^{235}\text{U}$   $\bar{\ell} \approx 0,08$  с и, соответственно, при пошаговом приближении к состоянию критичности время достижения нового установившегося состояния составляет сотни и более секунд.

Таким образом, если известно, какими порциями изменяется реактивность в подкритическом реакторе с выдержкой по времени  $t_{выд} > t_{ycm}$ , то по изменению нейтронной мощности можно

определить подкритичность реактора. Например, измеряя нейтронную мощность до и после изменения подкритичности реактора на известную величину  $\Delta k_{эф}$ , можно определить и подкритичность реактора (1).

Такой метод является наиболее простым для решения поставленной задачи по определению подкритичности ядерного реактора. Однако этот метод применим только для состояний реактора с хорошо известными интегральными и дифференциальными весами стержней регулирования, т.е. для загруженных активных зон с известными нейтронно-физическими характеристиками активной зоны и стержней регулирования в различных по выгоранию топлива состояниях.

Этот динамический метод был использован нами в НИР для определения подкритичности исследовательского реактора ВВР-М ИЯИ НАН Украины в различных состояниях [3] и полученные результаты подтверждают вышеприведенные рассуждения.

Статистические методы развивались в основном для реакторов нулевой мощности, а для энергетических реакторов предлагаются их некоторые модификации.

Основанием для использования статистических методов для анализа реакторных шумов является наблюдаемое отклонение количества детектируемых отсчетов от нормального распределения, которое, в свою очередь, объясняется возможностью регистрации нейтронов одной цепочки деления. Поэтому статистические характеристики нейтронных отсчетов, зависят, в том числе, и от степени подкритичности реактора.

Метод *росси-альфа* [2, 4] был первым экспериментальным методом, применяемым для статистических исследований реакторных систем. Метод разработан Росси в 1960 г. на основе предположений:

нейтронно-размножающие системы самоодулированы вследствие влияния длинных цепочек деления;

время жизни мгновенных нейтронов может быть получено при определении усредненного по времени распределения нейтронов, связанных с общим предшественником, так называемым начальным или «пусковым» нейтроном.

Метод *росси-альфа* первоначально был разработан для реакторов на быстрых нейтронах (РБН). Из-за малого времени жизни нейтрона ( $10^{-6}$  -  $10^{-8}$  с) количество нейтронных цепочек и среднее время их жизни в РБН мало. Модификации метода *росси-альфа* позволяют его также использовать для реакторных систем на тепловых и промежуточных нейтронах, в которых имеет место перекрытие цепочек деления и

среднее время жизни цепочек больше по сравнению с РБН [2, 3].

Во время проведения экспериментальных измерений различной степени подкритичности реактора ВВР-М ИЯИ НАН Украины зарегистрированные данные обрабатывались по методу *росси-альфа* и методу временных интервалов [3].

### Анализ определений

Рассмотрим более детально вопрос об определении самого термина – *подкритичность* ядерного реактора, а также некоторые физические ограничения другого важного термина – эффективный коэффициент размножения, который наиболее часто встречается в учебной литературе [6], а также других публикациях [1, 5].

*Эффективный коэффициент размножения ( $k_{эф}$ )* – отношение числа нейтронов деления последующего поколения к числу нейтронов предыдущего поколения нейтронов.

Проанализируем область применения и возможные ограничения именно такого определения для ПЯУ.

Во-первых, необходимо определиться с понятием «поколение нейтронов». Поколение нейтронов как раз и вводится в учебниках по физике ядерных реакторов для того, чтобы упростить представление студента/читателя о сложном процессе деления ядер путем замены реального стохастического описания процесса деления ядер некоторой моделью, в которой сам процесс деления ядер можно представить в виде поочередно сменяемой, через время жизни «поколения» нейтронов, последовательности актов деления ядер некоторой совокупностью нейтронов, которую и назвали – поколением нейтронов. При этом подразумевается, что все нейтроны образуются только в результате вынужденного деления ядер.

Во-вторых, можно ли применять данное определение  $k_{эф}$  на практике для экспериментального определения  $k_{эф}$ ? Чтобы иметь такую возможность, как минимум, необходимо определить число нейтронов в каждом из поколений, а также знать время жизни самого поколения нейтронов. Ни первое, ни второе на практике обычно не известно, а определение времени жизни нейтронов от момента его рождения до момента убыли или поглощения ядром представляет собой отдельную сложную задачу.

Тем не менее понятие «поколение нейтронов» используется довольно широко, в том числе и в некоторых программных кодах для расчета критичности размножающих сред (например, SCALE). Однако, к примеру, в самих кодах оно также применяется для упрощения модельного

представления процесса деления ядер, а именно: все нейтроны одного поколения «искусственно» генерируются в один момент времени, далее отслеживается их история до момента «убыли» нейтрона из поколения (системы) за счет поглощения или утечки. Далее нейтроны, поглотившиеся ядром с последующим делением, генерируют следующее поколение нейтронов и т.д. Для следующего поколения нейтронов моделируется опять их одновременное рождение, и расчетный цикл продолжается. Для выполнения необходимых вычислений в программе используется иное определение  $k_{эф}$ : *эффективный коэффициент размножения ( $k_{эф}$ ) – это число нейтронов, которые обеспечивают новую реакцию деления вследствие предшествующего акта деления ядра.*

В реальном процессе деления ядер никаких поколений нейтронов нет и, соответственно, отделить одно поколение нейтронов от другого не представляется возможным с учетом того, что каждое из ядер испытывает деление без какого-либо влияния других ядер, в том числе и временно. При этом возможно следующее «заблуждение»: если число нейтронов в размножающей системе не изменяется (это можно интерпретировать так: в каждом поколении нейтронов число нейтронов постоянно) или сама система находится в стационарном состоянии, то, как следует из рассматриваемого определения  $k_{эф}$ , размножающая система находится в критическом состоянии с  $k_{эф} = 1$ .

Поэтому необходимо определить, при каких условиях поток нейтронов в размножающей системе является стационарным. Для этого рассмотрим основные уравнения кинетики реактора. Изменение потока нейтронов, вызванное изменением реактивности реактора, можно определить из уравнений точечной модели ядерного реактора (3) и (4).

Из уравнений кинетики реактора (3) и (4) следует, что если реактор находится в стационарном состоянии, а, следовательно, плотность нейтронов в реакторе не изменяется, то такая ситуация реализуется в двух возможных вариантах при условии, если сумма двух слагаемых равна нулю:

$$0 = \frac{\rho - \beta}{l} n + \sum_i \lambda_i c_i + S = \frac{\rho - \beta}{l} n + n \sum_i \frac{\beta_i}{l} + S = \frac{\rho}{l} n + S = \frac{k_{эф} - 1}{k_{эф} l} n + S = 0. \quad (5)$$

*Первый случай* – при отсутствии внешнего источника нейтронов ( $S = 0$ ) и  $k_{эф} = 1$  – именно в этом случае ядерный реактор находится в критическом состоянии.

*Второй случай* – если имеется «внешний» источник нейтронов ( $S > 0$ ), необходимо чтобы  $k_{эф} < 1$ , и соответственно в этом случае реактор находится в подкритическом состоянии.

Таким образом, стационарный нейтронный поток может иметь место не только в критическом, но и в подкритическом состояниях ядерного реактора или любой другой размножающей системы: хранилище ядерного топлива, ПЯУ и т.п.

Проанализируем размножающую среду в подкритическом состоянии, для чего отметим некоторые особенности применения уравнений кинетики (3) и (4) для реальных размножающих систем, которые содержат делящиеся нуклиды, к числу которых относятся изотопы урана, плутония, тория и др. Практически все делящиеся нуклиды наряду с  $\alpha$ -распадом подвержены и спонтанному делению, при котором, как и при вынужденном делении испускается более двух нейтронов. Поэтому любая *реальная* размножающая система уже содержит в себе внутренний источник нейтронов, как минимум, вследствие спонтанного деления, а также с учетом вида топлива  $UO_2$ ,  $UN$ ,  $UC...$  имеем в реальной размножающей системе дополнительный внутренний источник нейтронов за счет ( $\alpha, n$ )-реакции на легких ядрах кислорода, азота, углерода и др., поскольку, как хорошо известно, практически все делящиеся нуклиды являются также  $\alpha$ -излучателями.

Рассматриваемая нами совокупность нейтронов (вследствие спонтанного деления тяжелых ядер и ( $\alpha, n$ )-реакций на легких ядрах) играет роль внутреннего (аналог «внешнего» по формуле (1)) источника нейтронов, при этом суммарная плотность нейтронов в реакторе может изменяться в очень широком диапазоне, например для активной зоны реактора ВВЭР от  $10^{-1}$  до более  $10^5$  нейтрон/см<sup>3</sup> в зависимости от степени подкритичности реактора за счет эффекта «обратного умножения» [4, 6, 8].

Для примера рассмотрим ядерный реактор ВВЭР-1000 со свежим топливом без каких-либо внешних источников нейтронов. Пренебрегаем учетом «космических» нейтронов по причине их малого количества: на уровне моря в среднем приходится 23 нейтрон/(м<sup>2</sup>·с) с  $E < 0,4$  эВ и 42 нейтрон/(м<sup>2</sup>·с)  $E > 0,4$  эВ. Консервативно, не учитывая поглощение нейтронов в конструкционных материалах реакторной установки ВВЭР-1000, на поверхность активной зоны попадет не более 1000 нейтронов за одну секунду. Для сравнения, количество спонтанных нейтронов деления  $S_{сп.д.}$  только от <sup>238</sup>U без учета вклада нейтронов от вынужденного деления ядерного топлива, вызванного нейтронами спонтанного деления,

составляет порядка  $S_{\text{сп.д}} = 10^6$ : эта оценка получена на основании генерации  $\sim 15$  спонтанных нейтронов в секунду в 1 кг  $^{238}\text{U}$ , при этом всего  $^{238}\text{U}$  в загрузке ВВЭР-1000 порядка 70 000 кг. Таким образом, неучет нами вклада нейтронов космического происхождения абсолютно оправдан.

С учетом эффекта умножения нейтронов в подкритическом ядерном реакторе, соответственно, получаем «количество» нейтронов  $S$  в единицах  $S_{\text{сп.д}}$ :

|                 |   |     |     |      |       |
|-----------------|---|-----|-----|------|-------|
| $k_{\text{эф}}$ | 0 | 0,5 | 0,9 | 0,99 | 0,999 |
| $S$             | 1 | 2   | 10  | 100  | 1000  |

При рассмотрении реальных размножающих систем время «жизни» поколения нейтронов лежит в диапазоне от  $10^{-3}$  до  $10^{-6}$  с, поэтому, например, известно, что за 1 с в размножающей системе с водяным замедлителем «сменяется» порядка  $10^5$  поколений.

Таким образом, в ВВЭР-1000 со свежим топливом и с  $k_{\text{эф}} = 0,9$  интенсивность нейтронов составляет порядка  $10^7$  нейтронов и все это нейтроны деления: часть из них образовались вследствие спонтанного деления, а большая часть – уже вследствие вынужденного деления, которая увеличивается по мере приближения к критичности  $k_{\text{эф}} = 1,0$ .

Поэтому, если пользоваться рассматриваемым определением  $k_{\text{эф}}$  как отношением количества нейтронов в смежных поколениях нейтронов, рассмотрению подлежат в размножающей среде только нейтроны деления и для любого стационарного подкритического состояния количество нейтронов с течением времени не изменяется. Следовательно, в каждом поколении нейтронов их количество одинаково, и в соответствии с определением  $k_{\text{эф}}$  получаем, что  $k_{\text{эф}} = 1,0$ , т.е. достигнуто состояние критичности, что противоречит изначальной постановке задачи, ведь мы рассматриваем подкритическое состояние реактора.

Можно также отметить, что физический пуск всех реакторов ВВЭР проводился без использования внешних источников нейтронов – интенсивности спонтанного деления достаточно для надежного физического пуска ВВЭР. В некоторых странах применение внешнего источника нейтронов является обязательным. Так, например, при физическом пуске печально известного блока ТМІ-2 использовали два внешних источника нейтронов интенсивностью по  $10^9$  нейтрон/с каждый, которые так и оставались в реакторе до аварии.

Далее полезно проанализировать, как «изменяются» условия стационарности для плотности нейтронов, вытекающие из уравнений кинетики (3) и (4). Если в реакторе всегда имеется внут-

ренний источник нейтронов, то для достижения стационарного состояния размножающая среда должна быть однозначно в подкритическом состоянии. С точки зрения расчетных особенностей так и должно быть, но на практике в реальной физике стохастического процесса деления происходит следующее. При приближении к критическому состоянию размножающей среды интенсивность нейтронов в реакторе в единицах  $S_{\text{сп.д}}$  будет составлять более 1000. Уровень флуктуаций количества нейтронов в системе вследствие стохастической природы их образования в процессе деления составляет десятки доли процента (на примере ВВЭР), что уже превышает вклад от источников нейтронов спонтанного деления, а, следовательно, их влияние практически нивелировано. В реальной ситуации ПЯУ или энергетического ядерного реактора разница в количестве нейтронов спонтанного деления и вынужденного деления составляет много порядков. Приведем оценку их отношения: выше было получено, что в ВВЭР-1000 со свежим топливом с  $k_{\text{эф}} = 0,9$  общее количество нейтронов деления в 1 с составляет  $10^7$ , для оценки примем, что объем топлива в реакторе  $\sim 10 \text{ м}^3 = 10^7 \text{ см}^3$ , т. е. в среднем на каждый кубический сантиметр приходится 1 нейтрон (и это все нейтроны деления, как и в рассматриваемом определении).

Оценим количество нейтронов деления в  $1 \text{ см}^3$  при работе реактора на полной мощности. Удельное энерговыделение в активной зоне при работе ВВЭР-1000 на номинальной мощности составляет  $\sim 115 \text{ МВт/м}^3 = 115 \text{ Вт/см}^3$ , при этом доля самого топлива в объеме активной зоны порядка 30 %, т. е. удельное энерговыделение в топливе составляет  $\sim 300 \text{ Вт/см}^3$ . Для выделения энергии 1 Дж необходимо  $3,1 \cdot 10^{10}$  дел./с, соответственно в  $1 \text{ см}^3$  топлива происходит  $\sim 10^{13}$  делений, которые, естественно, вызывают, как минимум,  $10^{13}$  нейтронов.

В итоге получаем, что вклад спонтанных нейтронов деления в общее количество нейтронов при работе реактора на мощности составляет  $10^{-14}$ . Поэтому даже на минимально-контролируемых уровнях мощности (МКУ)  $10^{-5} \%$  ядерного реактора и выше практического влияния спонтанные нейтроны на состояние размножающей среды не оказывают. Тем более что флуктуации полного количества нейтронов составляют не менее 0,1 %, что при работе ВВЭР-1000 на номинальной мощности соответствует  $10^{10}$  нейтрон/см<sup>3</sup>. Именно поэтому можно «оставлять» внешние источники нейтронов в реакторе при его эксплуатации после их использования в процессе физического пуска реактора.

### Шумы реактивности

Из практики эксплуатации ядерных установок также известно, что реактор, работающий на энергетическом уровне мощности за счет флуктуаций количества нейтронов «периодически» находится в под- и надкритическом состояниях, что можно видеть по так называемым шумам ре-



Рис. 1. Изменение реактивности в активной зоне ВВЭР-1000 по сигналу внезонного нейтронного детектора.

Анализ данных, представленных на рис. 1 и 2, позволяет подтвердить положение о том, что, начиная с минимально контролируемых уровней мощности и до номинального уровня мощности, ядерный реактор, который находится в критическом состоянии, попеременно может находиться либо в подкритическом, либо в надкритическом состоянии. Это связано со стохастической природой деления ядер, а сам эффект получил название «шумы реактивности ядерного реактора».

Также можно отметить, что для того, чтобы «сторонний» наблюдатель смог ответить на вопрос «В каком состоянии находится ядерный реактор (на МКУ): в критическом или подкритическом, если при этом наблюдается стационарный нейтронный поток?», необходимо внести в реактор малое возмущение по реактивности. В подкритическом реакторе поток нейтронов увеличится до нового уровня при положительной реактивности и до меньшего уровня – при отрицательной реактивности. В критическом реакторе поток будет расти или уменьшаться по экспоненте, соответственно при введенных положительной и отрицательной реактивностях. При положительной реактивности экспоненциальный рост будет продолжаться до начала действия обратных связей по температуре топлива и других компонентов активной зоны, а при отрицательной реактивности спад мощности реактора будет происходить до уровня мощности соответствующего интенсивности внутреннего источника

активности реактора [4, 7].

На рис. 1 и 2 приведены значения изменения реактивности, определенные во время 30-й топливной кампании энергоблока №1 ЮУАЭС по сигналу внезонного нейтронного детектора (см. рис. 1) и по сигналу внутризонного нейтронного детектора (см. рис. 2).



Рис. 2. Изменение реактивности в активной зоне ВВЭР-1000 по сигналу внутризонного нейтронного детектора.

нейтронов и уровню подкритичности ядерного реактора в соответствии с формулой (1).

Физические особенности поведения нейтронного потока в размножающих системах в случае наличия или отсутствия источников нейтронов рассмотрены выше. Очевидно, что при загрузке в подкритическую сборку (ПКС) [1] «любого» ядерного топлива в качестве внутреннего источника нейтронов будут выступать нейтроны спонтанного деления. Следовательно, при «выключении» внешнего источника нейтронов в ПЯУ (ускорителя) будет наблюдаться спад интенсивности цепной реакции деления до уровня мощности, соответствующего интенсивности внутреннего источника нейтронов и коэффициенту обратного умножения в подкритическом состоянии ПКС [8, 9].

Процесс деления ядер в размножающей среде может протекать или как цепная реакция, наблюдаемая в подкритическом состоянии ядерного реактора/ПКЗ, или как самоподдерживающаяся цепная реакция (СЦР), имеющая место в критическом или надкритическом состоянии реактора. Все нейтроны, которые образуются в процессе деления, будут либо поглощены в размножающей системе, либо претерпят утечку из системы. Соответственно для одного нейтронного цикла (серии нейтронных циклов) всегда соблюдается равенство между количеством сгенерированных в процессе деления нейтронов и нейтронов, которые поглотились или претерпели

утечку из системы. При этом время, в течение которого можно получить оценку такого равенства, должно составлять более одного нейтронного цикла.

И дополнительно, в приведенном выше примере для подкритического реактора все *нейтроны образуются вследствие деления*, поэтому **всегда** для установившегося стационарного уровня мощности в подкритическом реакторе или ПКЗ количество нейтронов в единицу времени, образовавшихся в процессе деления будет одинаковым, при этом нейтроны деления будут «выбывать» из размножающей системы либо в результате поглощения, либо вследствие утечки. В данном случае рассматриваемый пример подкритического реактора или ПКЗ попадает в условие «равно» определения СЦР из [1], а это опять противоречит первоначальной постановке – рассматриваемая нами система является подкритической по определению, следовательно в ней отсутствует СЦР, но имеет место цепная реакция.

### Заключение

На наш взгляд, при очередном пересмотре НТД [1] необходимо на основе представленного рассмотрения процесса цепной реакции деления уточнить определения следующих терминов [1]:

1. *Эффективный коэффициент размножения* ( $k_{эф}$ ) – отношение числа нейтронов следующего поколения в результате деления ядер к числу нейтронов предыдущего поколения во всем объеме размножающей среды [1].

Наше предложение: *Эффективный коэффициент размножения* ( $k_{эф}$ ) – это число последующих актов деления ядер нейтронами на один предшествующий акт деления ядра.

2. *ПКЗ (подкритическая сборка)* – установка для экспериментального исследования характеристик и параметров размножающей среды, состав и геометрия которой обеспечивают затухание цепной реакции при отсутствии посторонних источников нейтронов [1].

Наше предложение: *ПКЗ (подкритическая сборка)* – установка для экспериментального исследования характеристик и параметров размножающей среды, состав и геометрия которой обеспечивают  $k_{эф} < 1$  при любых условиях эксплуатации.

3. *СЦР (самоподдерживающаяся цепная реакция деления)* – процесс деления нуклидов, в котором число нейтронов, которые образуются в результате деления ядер за любой промежуток времени, равно или больше числа нейтронов, которые выбывают из системы вследствие утечки и/или поглощения за этот самый промежуток времени [1].

Наше предложение: *СЦР (самоподдерживающаяся цепная реакция деления)* – процесс деления ядер, который характеризуется эффективным коэффициентом размножения нейтронов  $k_{эф} \geq 1$ .

Также необходимо отметить, что предложенное нами определение ПКЗ не противоречит определению ПЯУ, которое дано в Законе Украины «Об использовании ядерной энергии и радиационной безопасности»:

«... ядерная подкритическая установка – объект, предназначенный для обращения с ядерными материалами и расположенный в границах определенной проектом территории, конструкция и технические характеристики которого исключают возможность возникновения самоподдерживаемой цепной реакции деления при любых условиях эксплуатации».

Также при пересмотре НТД [1] следует дополнительно обсудить и пересмотреть формулировки и некоторых других положений документа.

**Раздел II, п. 3:** «В основу технической политики ЭО закладывает контроль и анализ состояния безопасности ЯПУ, принцип постоянного повышения безопасности с учетом отечественного и зарубежного опыта, рекомендаций МАГАТЭ и результатов научно-технических исследований и разработок».

Принцип постоянного повышения безопасности в данном контексте не является «технологическим» принципом. Безопасность ядерной установки на протяжении всех этапов ее жизненного цикла основывается на определенных в проекте параметрах безопасности. Поэтому возникают вопросы: По каким параметрам безопасности и насколько повышать безопасность ядерной установки? И что значит «постоянно»?

В практике эксплуатации ПЯУ можно согласиться на использование принципа повышения ее уровня ядерной и радиационной безопасности в соответствии с программами повышения уровня безопасности, разработанными для выполнения требований новых нормативных документов, которые вступят в действие, уже в ходе эксплуатации ПЯУ. В то же время как можно постоянно повышать безопасность новой ПЯУ, которая может быть принята в эксплуатацию только в случае соответствия всем требованиям [1]?

Как известно, полный перечень принципов безопасности приведен в [10, п. 4.2], поэтому ПЯУ должна удовлетворять требованиям НТД, которые должны быть отражены в проекте ядерной установки.

**Раздел III, п. 2, а:** «... вероятность запроектных аварий, приводящих к превышению уровня ... не должна превышать  $10^{-7}$  в год».

Любое из определений вероятности устанавливает ее как безразмерную величину с диапазоном ее изменений от 0 до 1. Поэтому в соответствии с [10] необходимо использовать термины «значение частоты предельного аварийного выброса» или «значение частоты запроектных аварий».

## СПИСОК ИСПОЛЪЗУЕМОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Загальні положення безпеки ядерної підкритичної установки: НП 306.2.183-2012. Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 12.03.2012 за № 56; зареєстр. в М-ві Юстиції України 27.04.2012 за № 640/20953.
2. Р. Уриг. *Статистические методы в физике ядерных реакторов* (М.: Атомиздат, 1974) 400 с.
3. В.И. Борисенко и др. Экспериментальное определение подкритичности ядерного реактора. *Ядерна фізика та енергетика* 15(1) (2014) 35.
4. Дж.Р. Кипин. *Физические основы кинетики ядерных реакторов* (М.: Атомиздат, 1967) 428 с.
5. Правила ядерной безопасности подкритических стенов. Постановление № 72 МЧС Республики Беларусь. 30.12.2006. 30 с.
6. Г.Г. Бартоломей и др. *Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов*. Под ред. Г.А. Батя (М.: Энергоатомиздат, 1989) 512 с.
7. В.И. Борисенко, Н.М. Сидорук, С.П. Сиренко. Применение реактиметров для определения нейтронно-физических характеристик активной зоны. *Проблеми безпеки атомних станцій і Чорнобиля* 6 (2006) 49.
8. В.Ф. Украинцев. *Физический пуск реактора*. Методическое пособие по курсу «Динамика ядерных реакторов». ОБГТУАЭ (Обнинск, 2005) 23 с.
9. С.В. Широков. *Нестационарные процессы в ядерных реакторах* (Киев, 2002) 286 с.
10. Загальні положення безпеки атомних станцій: НП 306.2.141-2008. Затвердж. наказом Держатомрегулювання від 19.11.2007 за № 162; зареєстр. в М-ві юстиції України 25.01.2008 за №56/14747. *Офіційний вісник України* 09 (2008) 226 с.

**В. І. Борисенко<sup>1,2,\*</sup>, І. М. Каденко<sup>2</sup>**

<sup>1</sup> *Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Київ, Україна*

<sup>2</sup> *Київський національний університет імені Тараса Шевченка, Київ, Україна*

\*Відповідальний автор: vborysenko@isnpp.kiev.ua

### **ПРО ДЕЯКІ ОСОБЛИВОСТІ ВИЗНАЧЕННЯ ПІДКРИТИЧНОСТІ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА І ПІДКРИТИЧНОЇ ЯДЕРНОЇ УСТАНОВКИ**

Розглянуто деякі особливості застосування термінів і визначень станів підкритичності в підкритичній ядерній установці і ядерному реакторі, а також проведено аналіз таких термінів і положень нормативного документа «Загальні положення безпеки ядерної підкритичної установки»: ефективний коефіцієнт розмноження, самопідтримувальна ланцюгова реакція поділу, підкритична ядерна установка. Для коректного визначення зазначених термінів проаналізовано рівняння кінетики ядерного реактора, з яких випливає, що стаціонарний нейтронний потік може бути реалізований як у критичному, так і в підкритичному станах ядерного реактора. При цьому у визначеннях нормативного документа враховується тільки критичний стан установки, а інші її можливі стаціонарні стани в підкритичному стані не враховуються. На підставі аналізу рівнянь кінетики ядерної установки пропонується уточнити визначення зазначених термінів із метою внесення змін до нормативного документа при його черговому перегляді.

*Ключові слова:* ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів, самопідтримувальна ланцюгова реакція поділу, підкритична ядерна установка, рівняння кінетики реактора, нейтронний потік.

**V. I. Borysenko<sup>1,2,\*</sup>, I. M. Kadenko<sup>2</sup>**

<sup>1</sup> *Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine*

<sup>2</sup> *Kyiv Taras Shevchenko National University, Kyiv, Ukraine*

\*Corresponding author: vborysenko@isnpp.kiev.ua

### **SOME FEATURES IN EXPERIMENTAL DETERMINATION OF SUBCRITICALITY IN NUCLEAR REACTOR AND ACCELERATOR DRIVEN SYSTEM**

Article is dedicated to the analysis of some terms and definitions of the normative document "General safety provisions for subcritical nuclear installation." The main attention is given to the discussion of such terms as effective multiplication factor, self-sustaining fission chain reaction, subcritical nuclear installation. For correct definition of these terms there should be considered the reactor kinetics equations, from which it follows that the stationary neutron flux can be realized both in the critical and subcritical reactor. Meanwhile, definitions in the corresponding normative document take into account only the critical state of the reactor, whereas other stationary states in "subcritical state" were not properly considered. It is offered "to clarify" corresponding definitions of these terms based on the analysis of nuclear reactor kinetics equations.

*Keywords:* effective neutron multiplication factor, self-sustaining fission chain reaction, subcritical nuclear installation, reactor kinetics equations, neutron flux.



## REFERENCES

1. General Safety Provisions for Subcritical Nuclear Installation: NP 306.2.183-2012. Approved by SNRIU. Order No. 56 dated of 12.03.2012. Registered by the Ministry of Justice of Ukraine 27.04.2012, No. 640/20953 (Ukr)
2. R. Urig. *Statistical Methods in Nuclear Reactors Physics* (Moskva: Atomizdat, 1974) 400 p. (Rus)
3. V.I. Borysenko et al. Subcriticality determination of nuclear reactor. *Yaderna Fizyka ta Energetyka (Nucl. Phys. At. Energy)* 15(1) (2014) 35. (Rus)
4. G.R. Keepin. *Physics of Nuclear Kinetics* (Moskva: Atomizdat, 1967) 428 p. (Rus)
5. Nuclear safety rules for subcritical stands. Resolution No. 72 of the Ministry of Emergency Measures of the Republic of Belarus. 30 p. (Rus)
6. G.G. Bartolomej et al. *Fundamentals of the Theory and Methods of Calculation of Nuclear Power Reactors*. Ed. by G.A. Baty (Moskva: Energoatomisdat, 1989) 512 p. (Rus)
7. V.I. Borysenko, N.M. Sidoruk, S.P. Syrenko. Application of the reactimeter to determine of the neutron flux parameters of the core. *Problemy Bezpeky Atomnykh Stantsii I Chornobylya* 6 (2006) 49. (Rus)
8. V.F. Ukrainzev. *Physical Start-up of the Reactor*. Methodical manual on the course "Dynamics of Nuclear Reactors" (Obninsk, 2005) 23 p. (Rus)
9. S.V. Shirokov. *Non-stationary Processes in Nuclear Reactors* (Kyiv, 2002) 286 p. (Rus)
10. General provisions for the Nuclear Power Plants safety: NP 306.2.141-2008. Approved by SNRIU. Order No. 162 dated of 19.11.2007. Registered by the Ministry of Justice of Ukraine 25.01.2008, No. 56/14747. *Ofitsiynyi Visnyk Ukrayiny* 09 (2008) 226 p. (Ukr)

Надійшла 29.09.2016

Received 29.09.2016