

Комментарии к статье В. А. Тарасова, С. А. Чернеженко, А. А. Какаева, С. И. Косенко, О. И. Пантак «Высокотемпературные различия плотностей теплового источника МОХ-топлива и диоксидного топлива и обусловленные этим особенности аварии на третьем блоке АЭС «Фукусима-1»

Статья В. А. Тарасова, С. А. Чернеженко, А. А. Какаева, С. И. Косенко, О. И. Пантак «Высокотемпературные различия плотностей теплового источника МОХ-топлива и диоксидного топлива и обусловленные этим особенности аварии на третьем блоке АЭС «Фукусима-1», опубликованная в № 2 (66) 2015 журнала «Ядерна та радіаційна безпека», содержит необоснованные предположения, а также ряд выводов, которые получены на основе ошибочных предположений о формировании спектра нейтронов в реакторе на тепловых нейтронах.

Особое внимание необходимо обратить на следующие предположения и выводы:

1. «Такие исследования проведены для выявления возможных различий упомянутых зависимостей, позволяющих, возможно, обнаружить и объяснить ряд характерных температурных особенностей аварии на энергоблоке № 3 АЭС «Фукусима-1», где треть топливной загрузки реактора составляло МОХ-топливо».

В соответствии с [4] в активной зоне блока № 3 находились с МОХ-топливом 32 ТВС из общего количества 548 ТВС, что составляет менее 6 %, а не треть. Обогащение делящимися нуклидами на момент загрузки топлива

составляло в ТВС с МОХ-топливом по ^{235}U 1,1...1,2 %, а по ^{239}Pu — 2,7...5,3 %. Также необходимо учитывать и изотопный состав плутония в МОХ-топливе японских АЭС: $^{239}\text{Pu} \approx 57\%$, $^{240}\text{Pu} \approx 25\%$, $^{241}\text{Pu} \approx 10\%$, $^{242}\text{Pu} \approx 7\%$, $^{238}\text{Pu} \approx 1\%$. Все указанные изотопы плутония МОХ-топлива имеют свои резонансы в сечении поглощения нейтронов в области энергий 0,3...1,3 эВ.

К тому же в [4] не отмечено каких-то температурных особенностей аварии на энергоблоке № 3, которые не могут быть объяснены классической моделью протекания аварии с потерей тепловода от активной зоны реактора.

2. Формула

$$T_{\text{НГ}} = T \cdot \left[1 + 1,4 \cdot \frac{\Sigma_a(kT)}{\xi \Sigma_s} \right], \quad (1)$$

как указано в статье, является полуэмпирической и получена в теории термализации нейтронов в замедлителе, представленном моделью одноатомного газа. Наиболее полно теория термализации нейтронов рассмотрена в [1], на которую и ссылаются авторы статьи. Однако в [1], как впрочем, и в других публикациях [2, 3], T — это температура замедлителя, а не делящейся среды. Кстати, термин «делящаяся среда» не является общеупотребительным и не определен в статье.

Другие параметры этой формулы также относятся только к замедлителю, в том числе и макросечение поглощения Σ_a . В формулу (1) входят макросечения, однако при оценке вклада второго слагаемого почему-то используются уже микросечения. Это будет справедливо, если использовать формулу (1), как и предписано в теории замедления, только для замедлителя, для которого очевидно, что отношения микросечений и макросечений поглощения и замедления будут одинаковыми.

Далее на основании формулы (1) делаются расчеты по определению температуры нейтронного газа $T_{\text{НГ}}$, где используются Σ_a топлива, а надо Σ_a замедлителя.

При определении макросечения поглощения топлива учитывается только ^{238}U . «Макроскопическое сечение поглощения среды, входящее в выражение (1) как числитель второго слагаемого, находящегося в скобках, определяется главным образом значениями сечений поглощения в тепловой области для ^{238}U как нуклида, обычно составляющего более 90 % состава ядерного топлива для тепловых реакторов».

Известно, что доля поглощений на ^{235}U составляет большую часть даже в реакторе на тепловых нейтронах на природной смеси уранов, а в реакторах на обогащенном топливе эта доля во много раз больше.

В том же источнике [1] предложено при вычислении $T_{\text{НГ}}$ для размножающих сред, например, для реакторов на тепловых нейтронах, второе слагаемое в (1) разделить на $(1-\theta)$, где θ — коэффициент использования тепловых нейтронов.

3. «Например, в расчётах для диоксидного уранового топлива или МОХ-топлива без водяного замедлителя основной замедлитель — кислород, а основной поглотитель, как и в предыдущем случае, — ^{238}U ».

В определении второго слагаемого в (1) для случая «диоксидного уранового топлива или МОХ-топлива без водяного замедлителя» указано, что основной замедлитель — кислород. Это утверждение требует уточнений, а именно: будет ли такой реактор, состоящий только из низкообогащенного диоксида урана (плутония), работать — можно ли в этом случае достигнуть критичности? Известно, что для достижения критичности в реакторе на тепловых нейтронах

необходимо обеспечить определенное соотношение между количеством ядер топлива и ядер замедлителя в единице объема реактора. Минимальные соотношения наблюдаются для водородосодержащих замедлителей (в том числе и воды) и составляют порядка 1,5...5,0 — это так называемое водо-урановое соотношение. Для достижения критичности в других замедлителях (дейтерий, бериллий, графит) минимальные соотношения ядер топлива и ядер замедлителя в единице объема реактора составляют порядка нескольких десятков для дейтерия и порядка сотни для бериллия и графита. Принимая во внимание, что графит, по сравнению с кислородом, является более эффективным замедлителем как по среднелогарифмическому декременту энергии (0,158 и 0,12 соответственно), так и по микросечению рассеяния (4,8 барн и 3,4 барн соответственно), в диоксиде урана (плутония) не может быть достигнут тепловой спектр нейтронов, а соответственно, не может быть достигнута критичность на тепловых нейтронах. Поэтому и для данного случая требуются пояснения авторов по поводу необходимости расчета $T_{\text{НГ}}$.

Определение $T_{\text{НГ}}$ для учета реального спектра тепловых нейтронов в замедлителе размножающей системы необходимо в случае, если этот замедлитель присутствует в системе. Если рассматривается водяной замедлитель для достигнутых в реакторостроении давлений, то практически достижимые температуры, при которых вода (пар) все еще играет роль замедлителя, ограничивается примерно 900 К. При более высоких температурах замедлителя нейтронный спектр «смещается» в резонансную область, а, следовательно, тепловой спектр не будет определяющим в процессе деления. Поэтому при указанных значениях $T_{\text{НГ}}=1000...2000$ К (и даже много более) водяной теплоноситель находится в таком состоянии, что речь об эффективном замедлении не может идти, а следовательно, возможность цепной реакции деления требует дополнительного обоснования.

4. Все рассуждения относительно влияния на некую «плотность теплового источника» (в технической литературе более употребителен термин «удельное энерговыделение на единицу объема», «удельное энерговыделение на единицу массы топлива» и др.) в случае МОХ-топлива и уранового топлива ошибочны уже только потому, что в рассмотрении сделано следующее допущение: «*Полагалось, что плотность потока нейтронов Φ с ростом температуры делящейся среды остаётся постоянной*», а следовательно оно будет справедливо только для работающего реактора, когда имеется плотность потока нейтронов, характерная для энергетических уровней мощности. Однако известно, что после землетрясения работающие реакторы на АЭС «Фукусима-1» были заглушены срабатыванием аварийной защиты, в том числе и на блоке № 3. Поэтому цепной реакции деления нет, а соответственно, нет и потока нейтронов. Следовательно, удельное энерговыделение определяется только мощностью остаточных энерговыделений.

5. Выше уже было отмечено, что в реакторе на тепловых нейтронах, а тем более на обогащенном топливе, как для BWR, основное поглощение нейтронов будет происходить на делящихся нуклидах, а не как указано в статье: «*так как основное поглощение нейтронов мы связываем с ^{238}U ...*».

6. Авторы пришли к выводу, что «*...согласно полученной зависимости плотности теплового источника от температуры топлива для уранового диоксидного топлива (рис. б)*

очень быстро образования водорода для уранового диоксидного топлива не было бы». В таком случае как объяснить образование водорода и его взрывы на блоках №№ 1, 2, где не использовалось МОХ-топливо, а взрыв на энергоблоке № 1 произошел приблизительно на 55 ч раньше, чем на блоке № 3?

7. «*Этот вывод совпадает с информационными сообщениями о более мощном водородном взрыве блока № 3 по сравнению с водородным взрывом блока № 1 АЭС «Фукусима-1», где не было загрузки МОХ-топлива*».

Этот вывод тоже требует пояснений, так как мощность водородного взрыва зависит от многих факторов, среди которых возможность образования и накопления водорода в помещении энергоблока, а также тепловая мощность реактора, которая будет определяющей в предположении одинакового сценария развития аварии. А так как мощность блока № 3 (2381 МВт тепл.) приблизительно в 1,7 раза превышает мощность блока № 1 (1380 МВт тепл.), то и количество топлива, а следовательно, и количество циркония в реакторе блока № 3 больше, и парциркуниевая реакция приведет к большему образованию водорода. Но в еще большей степени возможность образования взрывоопасных концентраций водорода и его накопление зависят от сценария аварии и действий операторов по управлению тяжелыми авариями.

8. «*Периодическое (пульсирующее) аварийное повышение температуры и давления в разрушенном реакторе блока 3 в ходе работ по охлаждению реактора, причина которого ранее была неизвестна, может быть также объяснено полученной нелинейной температурной зависимостью плотности теплового источника для МОХ-топлива, имеющей резонансный вид (рис. 5)*».

Как уже было отмечено, в разрушенном реакторе нет цепной реакции деления, а значит, все рассуждения о влиянии плотности теплового источника не согласованы с основным допущением: «*Полагалось, что плотность потока нейтронов с ростом температуры делящейся среды остаётся постоянной...*».

9. «*Для этого на первом этапе охлаждения перегретого реактора надо было бы технически реализовать замену водяного замедлителя-теплоносителя на замедлитель-теплоноситель с массовым числом, значительно большим массового числа водорода, например на окись углерода, жидкометаллические олово, свинец, ртуть, висмут или смесь висмута и свинца, что привело бы к ужесточению спектра нейтронов и позволило бы избежать водородных взрывов*».

Во-первых, это технологическая фантастика, потому что на АЭС и на блоке нет источников энергии и даже воды (любой), чтобы подать для охлаждения в реактор. Во-вторых, даже если указанные замедлители и поместить в реактор, то как организовать их циркуляцию, чтобы забрать тепло (а задача именно в отводе остаточного тепла)? В-третьих, разрушенные реакторы остановлены, поэтому там нет потока нейтронов, а следовательно, и его тепловой (Максвелловской) части, которая исследуется в статье.

10. «*Выводы*»

Выводы статьи также требуют пояснений и ответов на вопросы, поставленные выше.

Необходимы пояснения и к некоторым рисункам, представленным в статье.

На рис. 1, 2 представлены относительные изменения сечений, а не сами микросечения, поэтому должны быть другие обозначения и не должно быть размерности *барн*.

На рис. 3 представлены «Расчётные зависимости сечений реакции радиационного захвата нейтрона от его энергии ^{235}U при различных температурах в диапазоне от 300 до 3000 К», однако в обозначениях указано микросечение деления. Если это микросечение радиационного захвата нейтрона в ^{235}U , то известно, что в «тепловой точке» 0,0253 эВ оно составляет порядка 100 барн, а по данным рис. 3 получается порядка нескольких тысяч барн.

Список использованной литературы

1. Вейнберг А. Физическая теория ядерных реакторов / А. Вейнберг, Е. Вигнер. — М. : Изд-во иностр. лит-ры, 1961. — 725 с.
2. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов / Г. Г. Бартоломей, Г. А. Бать, В. Д. Байбаков, М. С. Алхутов. — М. : Энергоатомиздат, 1989. — 512 с.
3. Сравнение некоторых моделей, применяемых для расчета спектра тепловых нейтронов в ВТГР // Г. Ф. Лиман, Л. К. Малкова, Д. Ф. Цурнков, В. Ф. Цибульский. — М., 1981. — 11 с. — Препринт ИАЭ-3412/4.

4. The Fukushima Daiichi Accident. Technical Volume1/5. Description and Context of the Accident. —Vienna : International Atomic Energy Agency, 2015. —225 p.

References

1. Weinberg, A., Vigner, E. (1961), "Physical Theory of Nuclear Reactors" [Fizicheskaia teoriia yadernykh reaktorov], Moscow, Foreign Literature Publishing House, 725 p. (Rus)
2. Bartolomei, G.G., Bat, G.A., Baibakov, V.D., Alkhutov, M.S. (1989), "Theoretical Basis and Calculation Methods for Nuclear Reactors" [Osnovy teorii i metody raschiota yadernykh energeticheskikh reaktorov], Moscow, Energoatomizdat, 512 p. (Rus)
3. Liman, G.F., Malkova, L.K., Tsurkov, D.F., Tsybulskii, V.F. (1981), "Comparison of Some Models Used to Calculate the Spectrum of Thermal Neutrons in HTGR" [Sravneniie nekotorykh modelei, primeniamykh dlia raschiota spectra teplovykh neitronov v VTGR], Moscow, 11 p. (Preprint IAE-3412/4). (Rus)
4. The Fukushima Daiichi Accident. Technical Volume1/5. Description and Context of the Accident, Vienna: International Atomic Energy Agency, 2015, 225 p.

Получено 20.11.2015.