

УДК 621.039.61

ВОЗМОЖНОСТЬ САМООБЕСПЕЧЕНИЯ ТРИТИЕМ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

© 2021 г. Ю.В. Готт*

НИИ “Курчатовский институт”, Москва, Россия

*e-mail: Gott_YV@nrcki.ru

Поступила в редакцию 25.01.2021 г.

После доработки 30.03.2021 г.

Принята к публикации 06.04.2021 г.

На основе современных данных проведен анализ возможности самообеспечения тритием термоядерного D–T-реактора. Учет реальных потерь этого изотопа при работе реактора показывает, что при современных технологиях и результатах материаловедческих исследований такое самообеспечение невозможно даже при максимальном значении коэффициента воспроизводства трития $K_T = 1.9$.

Ключевые слова: тритий, термоядерный реактор, коэффициент воспроизводства трития, самообеспечение

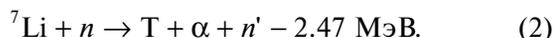
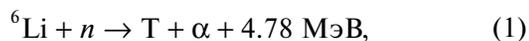
DOI: 10.31857/S0367292121080047

1. ВВЕДЕНИЕ

Для выработки в будущем хотя бы части необходимой энергии рассматривается возможность использования термоядерных реакторов, работающих на смеси дейтерия и трития. Недостаток такого способа производства энергии – это отсутствие трития в природе, а его производство в ядерных реакторах очень ограничено.

В связи с этим обсуждается возможность расширенного производства трития в самом термоядерном реакторе [1–3] (самообеспечение), при этом подразумевается то, что вырабатываемый в реакторе тритий должен компенсировать все потери этого элемента в реакторе, включая потери за счет радиоактивного распада (5.47% в год).

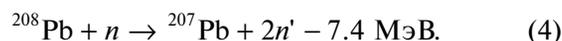
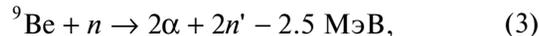
Для самообеспечения реактора предполагается использовать тритий, получающийся в результате взаимодействия термоядерных нейтронов с изотопами лития



В природном литии содержится 7.52% изотопа ${}^6\text{Li}$ и 92.48% изотопа ${}^7\text{Li}$.

Для увеличения эффективности производства трития предполагается применять размножение нейтронов за счет взаимодействия термоядерных

нейтронов с бериллием или тяжелыми элементами, например, свинцом



В термоядерном реакторе для производства трития камера реактора окружается бланкетом, в который помещается литийсодержащее рабочее вещество. Это вещество может быть или в жидком (расплавленная LiPb смесь) или в твердом состоянии (литиевая керамика Li_4SiO_4 , Li_2ZrO_3 , Li_2TiO_3 и др.) [4, 5].

Для оценки эффективности работы бланкета вводится величина: коэффициент воспроизводства трития

$$K_T = f_T/f_b, \quad (5)$$

где f_T – количество наработанного в бланкете трития, а f_b – количество трития, сгоревшего за то же время в D–T-реакции. Обычно величина f_b измеряется в процентах относительно находящегося в реакторе количества трития. Для разных условий f_b изменяется от 0.36% [6] до 10% [7]. Наиболее часто используемая величина f_b равна 5%.

В идеальном случае для бланкета бесконечной толщины $K_T = 1.9$ [4]. Уменьшение толщины бланкета приводит к уменьшению K_T . Так, при толщине бланкета, равной 55 см $K_T = 1.55$, а при

45 см — $K_T = 1.3$ [8]. Так как внутри blankets расположены элементы конструкции, то они приводят к дальнейшему уменьшению K_T . Чаще всего теоретические значения величины коэффициента воспроизводства трития лежат в пределах 1.1–1.2, но могут достигать и величины 1.42 [9]. Считается, что этого достаточно для самообеспечения реактора тритием.

До настоящего времени возможность самообеспечения тритием D–T-реактора обсуждалась, как правило, без учета реальных потерь этого изотопа [1–3, 8].

На основании проведенного качественного анализа возможности самообеспечения тритием реактора в работе [10] утверждается, что такое самообеспечение невозможно.

В настоящей работе этот вопрос рассматривается на основе существующих экспериментальных и теоретических данных о потерях этого изотопа в D–T термоядерном реакторе.

2. ТРИТИЕВЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРА

Схема тритиевого цикла D–T-реактора изображена на рис. 1. Термоядерные нейтроны, возникающие в камере в результате D–T-реакции, попадают в blanket *I*, в котором генерируется тритий. Тритий извлекается из blanketа и вместе с гелием и другими примесями поступает в систему очистки 2 и после очистки — в накопитель 3. Тритий, гелий и другие остаточные газы откачиваются из камеры, поступают в систему 4, в которой происходит выделение трития из его химических соединений и после очистки в системе 5 тритий подается в накопитель 3. Из накопителя тритий возвращается в рабочую камеру.

Для простоты потерями трития, величины которых неизвестны, мы будем пренебрегать, т.е. будем оценивать только минимальную величину потерь. Кроме того, будем рассматривать “идеальный” blanket с $K_T = 1.9$, т.е. учитывать максимально возможное количество производимого в blanketе трития.

Все потери энергии трития можно разделить на две части — потери вне и внутри камеры.

1. *Потери вне камеры.* Считается [4, 11], что в реакторе мощностью в 1 ГВт за 1 год сгорает 55–56 кг трития. Это означает, что, например, в ИТЭР при непрерывной работе на мощности 0.4 ГВт в год сгорает 20–25 кг трития.

Ниже будем рассматривать гипотетический реактор типа ИТЭР, в котором в год сгорает 20 кг трития и $f_b = 5\%$. Это значит, что в литиевом blanketе в идеальном случае за год образуется 38 кг этого изотопа. Но в камере есть патрубки, при попадании в которые нейтроны тритий не производят. В ИТЭР площадь blanketа составля-

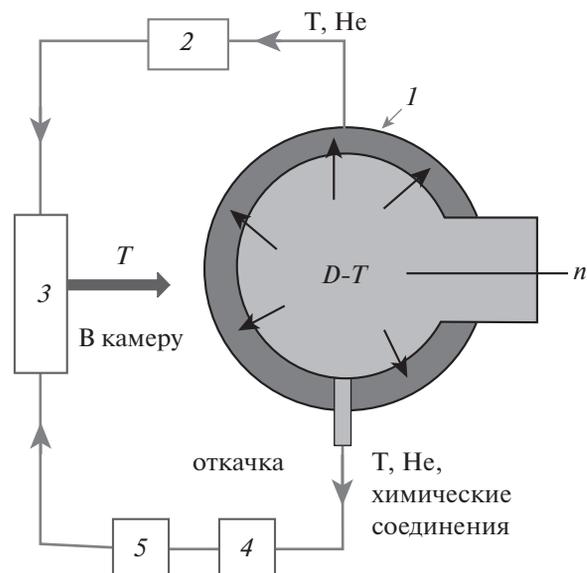


Рис. 1. Тритиевый цикл термоядерного реактора: *I* — литиевый blanket, 2 — система очистки трития, 3 — накопитель, 4 — система извлечения трития из химических соединений, 5 — система очистки трития.

ет $f_s = 85\%$ от площади камеры [12]. Эффективность экстракции трития из blanketа, рабочим веществом в котором является расплав $PbLi$ составляет 80% [13, 14], а из твердотельного blanketа Li_4SiO_4 — более 95% [15]. В дальнейшем эту неидеальность blanketа учитывать не будем, считая, что из blanketа извлекается весь образовавшийся в нем тритий (38 кг).

При транспортировке трития в накопитель он адсорбируется на стенках трубопровода и устройства очистки. Стенки так же поглощают часть трития. Для уменьшения потерь трития и защиты окружающей среды из-за диффузии через стенки их предполагаются делать двойными [16]. Так как потери трития на этом этапе неизвестны, то мы их также учитывать не будем.

Из накопителя тритий должен подаваться в рабочую камеру. В настоящее время существуют четыре системы для ввода топлива в реактор [17].

а) Инжекция при помощи сверхзвукового молекулярного потока. Максимальная эффективность этого способа составляет 60% [17]. Таким образом, этим методом из исходных 38 кг можно ввести в реактор лишь 22.8 кг трития.

б) Инжекция через газовый клапан. Эффективность — 20% [16], следовательно, в реактор можно ввести только 7.6 кг трития.

в) Пеллет инжекция. Эффективность — 80%. Однако при формировании и ускорении пеллет теряется 30% рабочего вещества [17]. Следовательно, этим способом можно ввести в камеру 21.3 кг топлива. Можно уменьшить потери трития

в инжекторе, если использовать так называемые “обутое” пеллеты, т.е. пеллеты, помещенные в пластиковую оболочку [18].

г) Инжекция при помощи ускоренных нейтральных атомов. Источник быстрых нейтральных атомов состоит из ионного источника, преобразователя положительных ионов в отрицательные и нейтрализатора быстрых атомов. Последовательность работы источника следующая. В ионный источник запускаются молекулы трития, которые в нем ионизируются. Газовая эффективность (отношение количества образовавшихся ионов к количеству молекул введенного в источник газа) составляет около 30% [19]. Образовавшиеся ионы вытягиваются из источника. Ионный поток после источника состоит, в основном, из ионов T^+ (81.5%), T_2^+ (11.5%) и T_3^+ (7%) (процентный состав указан для протонов) [20]. Вероятность преобразования протонов в отрицательные ионы равна 60% [21]. Вероятность нейтрализации – 60% [22]. Считая, что эффективность захвата плазмой нейтральных атомов равна 100% [16], получаем, что этим способом можно инжектировать в реактор из 38 кг трития только 3.4 кг.

В работе [23] указывается, что ионный источник может представлять интерес, если доля атомарных ионов в извлекаемом ионном пучке ~90%, а газовая эффективность превышает 50%. Потери трития в системе откачки неизвестны, и поэтому мы их рассматривать не будем.

Таким образом, из современных систем инжекции топлива в камеру реактора наиболее эффективным и являются инжекция сверхзвукового молекулярного потока и инжекция пеллет. Однако при реальном значении $K_T \sim 1.3$ эти методы не позволяют компенсировать даже сгоревший в термоядерной реакции тритий.

Следует отметить, что большинство приведенных здесь данных получены в результате численного моделирования. При этом отмечается [24], что ошибки исходных данных, необходимых для этих расчетов, составляют 5–10%, что сказывается на точности проведенных оценок.

2. Потери внутри камеры. Давайте посмотрим, что происходит с тритием, заполняющим рабочую камеру реактора. Часть трития сгорает в D–T-реакции (в рассматриваемом случае это 5%). Часть трития адсорбируется на стенках камеры. При бомбардировке камеры нейтральными частицами во время работы реактора часть адсорбированных молекул сбивается с поверхности стенок и часть сбитых молекул поступает обратно в плазму (рециклинг). Тритий обладает большой проникающей способностью и поэтому он внедряется в материал стенок и там накапливается. Часть трития диффундирует через стенки. В про-

цессах накопления и диффузии большую роль играет облучение стенок нейтронами и быстрыми частицами [25]. Так, концентрация атомов водорода в бериллии после облучения стенок ионами гелия с энергией 2.8 МэВ увеличивается в 2.8 раза по сравнению с необлученными образцами (синергизм).

Время накопления трития стенками камеры составляет, примерно, 100 с [26].

Количество газа, которое может накопиться в стенке, ограничено. Поэтому через некоторое время после начала работы реактора стенки насытятся и дальнейшие потери за счет этого процесса можно не учитывать, останется только диффузия через стенки. Облучение нейтронами приводит к увеличению коэффициента диффузии (радиационно-стимулированная диффузия). Продиффундировавший газ можно собрать и использовать повторно.

При бомбардировке стенок происходит их распыление и образование пыли. Пыль накапливается постепенно во время работы реактора. Ожидается, что в установке ИТЭР за один год работы может накопиться до 1 т пыли [27]. Так как суммарная поверхность пылинок довольно велика, то пыль может адсорбировать большое количество трития.

Потери трития, связанные с взаимодействием плазмы со стенками камеры, определяются не только конструкцией и материалами, из которого они изготовлены, но и температурой внутренних деталей.

В работе [3] утверждается, что для стенок реактора нужно использовать материалы с большим атомным номером, не имеющим химического распыления под действием изотопов водорода. Исследования, проведенные на установке JET, показали [28, 30], что в установке со стенками из углерода трития задерживается примерно в 10–100 раз больше, чем в камере, стенки которой изготовлены из материала, подобного тому, который планируется на токамаке ИТЭР (Be + W). Кроме того, в [30] указывается, что из-за больших сложностей, связанных с конструктивными особенностями камеры ИТЭР, не позволяющих определить места концентрации пыли и ее локальную температуру, надежный прогноз накопления трития в установке весьма затруднителен.

Таким образом, видно, что экспериментальные данные, полученные на разных установках, сильно отличаются друг от друга. Можно надеяться, что рабочие параметры бланкета и величины потерь трития будут уточнены во время планируемых D–T-экспериментов на установках ИТЭР [31] и JET [32].

Для уменьшения влияния стенок на удержание трития предлагается использовать так называемые “жидкие” стенки, т.е. стенки, покрытые

жидким легкоплавким металлом, таким, как литий, олово или галлий [3, 29].

Так как пыль непрерывно образуется во время разряда, то и потери трития в этом случае возрастают при увеличении длительности разрядного импульса.

Еще один процесс, приводящий к потерям трития – это образование химических соединений, включающих этот изотоп. Эти соединения представляют собой молекулы газов I_2 (где I – смесь изотопов водорода, например T_2 , TD , TH , DH , D_2 , H_2), воды I_2O , гидрокарбонаты C_xI_y , аммиак NI_3 и другие легколетучие соединения. Они откачиваются из камеры и часть трития теряется при выделении его из химических соединений, очистки и транспортировки газа. Все эти процессы определяются материалами конструкционных элементов камеры, их температурой, температурой плазмы, составом остаточных газов [33]. Из-за сложности этих процессов определить величину связанных с ними потерь трития заранее невозможно.

В книге [26] вводится понятие “фактор накопления”, который представляет отношение количества накопленного трития к количеству трития, использованного в экспериментах. На установке Tore Supra этот фактор оказался равным 50%.

Во время D–T-экспериментов на установке JET в камере “застряло” 30% трития и после окончания работы обратно удалось вернуть только 20% изотопа [31], на установке TFTR “застрял” 51%, на установке JT-60 – 70–80%, а на DIII-D – 10–20% изотопов водорода [32]. Таким образом, экспериментально показано, что известные внутрикамерные потери трития на различных установках сильно отличаются друг от друга и намного превышают то количество, которое можно изготовить в бланкете.

В настоящее время не существует технологий, позволяющих во время работы реактора извлекать тритий, поглощенный стенками и удерживаемый пылью [26]. Сейчас тритий извлекается в промежутках между разрядными импульсами. Эксперименты показывают, что при существующих технологиях около 10% трития теряются безвозвратно [31].

Уменьшение внекамерных потерь так же требует разработки специальных технологий и проведения материаловедческих исследований

Оценки минимальных потерь трития f_{\max} , допустимых для обеспечения самообеспечения, в разных работах также сильно различаются. Эти величины изменяются от 0.02% [30] до 1% [4]. Для этой оценки можно так же воспользоваться сле-

дующими соображениями. Количество трития, генерируемого в бланкете, равно

$$N_{bl} = 56PK_T f_S \text{ кг}, \quad (6)$$

здесь P – мощность реактора, ГВт. Если f_{\max} – доля всех потерь трития в тритиевом цикле, то всего в установке теряется

$$N_{\text{loss}} = 56P \frac{f_b + f_{\max}}{f_b}. \quad (7)$$

Доля максимальных потерь трития определяется из условия равенства количества произведенного в бланкете трития и количества трития, потерянного в реакторе $N_{bl} = N_{\text{loss}}$.

Таким образом из (6) и (7) находим, что максимальные потери трития в цикле, при которых возможно самообеспечение, равно

$$f_{\max} = (K_T f_S - 1) f_b. \quad (8)$$

Из (8) видно, что даже в идеальном случае ($K_T = 1.9$, $f_S = 0.85\%$) и для $f_b = 5\%$ максимально допустимые потери равны $f_{\max} = 3\%$. Следовательно, даже если все потери, кроме потерь за счет естественного радиоактивного распада (5.76% за год), отсутствуют, в современных условиях организовать самообеспечение невозможно.

Самообеспечение можно осуществить, только если увеличить коэффициент воспроизводства трития K_T , долю выгорания этого изотопа f_b и свести к минимуму все остальные потери в тритиевом цикле.

Производство трития в бланкете (K_T) можно увеличить, если для размножения нейтронов использовать делящиеся вещества, например уран [4]. Однако эта возможность в работе не рассматривается.

3. ВЫВОДЫ

Экспериментальные и теоретические данные, в том числе и полученные в D–T-экспериментах, проводившихся на установках JET и TFTR, показывают, что существующие в настоящее время технологии не позволяют осуществить самообеспечение тритием, нарабатываемом в литиевом бланкете, термоядерного реактора.

Однако тритий, произведенный в литиевом бланкете, может составить значительную часть изотопа, который нужно будет использовать из внешнего источника для компенсации потерь в тритиевом цикле термоядерного реактора.

В заключение автор с удовольствием выражает свою глубокую благодарность В.И. Ильгисонису за полезные советы и обсуждения.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Liewellin C., Cowley S.* // Philos. Trans. A. Math. Phys. Eng. Sci. 2010. V. 368 (1914). P. 1091. doi: 1098/rs-ta.2009.0216.
2. *Nie B., Ran G., Zeng Q., Du H., Li Z., Chen Y., Zhu Z., Zhao X., Ni M., Li B.* // Energy Sci. Eng. 2019. V. 7. P. 457.
<https://doi.org/10.1002/ese3.291>
3. *Doerner R.P., Tynan G.R., Schmid K.* // Nuclear Materials and Energy. 2019. V. 18. P. 56.
<https://doi.org/10.1016/j.nme.2018.006>
4. *Кадомцев Б.Б., Орлов В.В.* // Итоги науки и техники, физика плазмы. М.: ВИНТИ, 1985. Т. 6. С. 5.
5. *Soltani B., Habib M.* // J. Fus. Energy. 2015. V. 34. P. 204.
<https://doi.org/10.1007/s10894-015-9847-1>
6. *Loarte A., Campbell D.* // 4th IAEA DEMO Programme Workshop – KIT. 15.11.2016.
7. *Jackson G.L., Chan V.S., Stambaugh R.D.* // Fusion Science and Technology. 2013. V. 64. P. 8.
<https://doi.org/10.13182/FST13-A17042>
8. *Rosidah M.I., Suud Z., Yazid P.I.* // The 5th International Conference on Mathematics and Material Sci. AIP Conf. Proc. 2015. V. 1677. P. 070021.
<https://doi.org/10.1063/1.4930725>.
9. *Tobita K., Nishio S., Saito A., Enoeda M., Liu C., Tanigawa H., Sato S., Tsuru D., Hirose T., Seki Y., Yamada M.* // Proceed. ITC18. 2008. P. 1–43.
10. *Jassby D.* // Bulletin of the Atomic Scientists, 2018. February 14. <https://thebulletin.org/2018/02/iter-is-a-showcase-for-the-drawbacks-of-fusion-energy>. Русский перевод: <https://habr.com/ru/post/374379>.
11. *Glugla M., Antipenkov A., Beloglazov S., Caldwell-Nichols C., Cristescu I.R., Cristescu I., Day C., Doerr L., Girard J.-P., Tadab E.* // Fusion Engineering and Design. 2007. V. 82. P. 472.
<https://doi.org/10.1016/j.fusegdes.2007.02.025>
12. *Federici G., Boccaccini L., Cismondi F., Gasparotto M., Poitevin Y., Ricapito I.* // Fusion Engineering and Design. 2019. V. 141. P. 30.
<https://doi.org/10.1016/j.fusegdes.2019.01.141>
13. *D'Aura V., Dulla S., Ravetto P., Savodi L., Utili M., Zanino R.* // Fusion Science and Technology. 2017. V. 71. P. 537.
<https://doi.org/10.1080/15361055.2017.1291252>
14. *Garcinuño B., Rapisarda D., Antunes R., Utili M., Fernández-Berceruelo I., Sans J., Ibarra Á.* // Nuclear Fusion. 2018. V. 58. P. 095002.
<https://doi.org/10.1088/1741-4326/aac8b9>
15. *Feng K.M., Pan C.H., Zang G.S., Yuan T., Chen Z., Zhao Z., Liu Y.D., Li Z.q., Hu G., Wang X.Y., Ye X.F., Luo D.L., Wang H.Y., Zhou Z.W., Gao C.V., Chen Y.J., Wang P.H., Cao Q.X., Wang Q.J., the Chinese HCSB TBM Design Team* // Fusion Engineering and Design. 2008. V. 83. P. 1149.
<https://doi.org/10.1016/j.fusegdes.2008.06.010>
16. *Ананьев С.С., Спицын А.В., Кутеев Б.В.* // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез. 2014. Т. 37. С. 11.
17. *Loarte A., Lipschultz B., Kukushkin A.S., Matthews G.F., Stangeby P.C., Asakura N., Counsell G.F., Federici G., Kallenbach A., Krieger K., Mahdavi A., Philipps V., Reiter D., Roth J., Strachan J., Whyte D., Doerner R., Eich T., Fundamenski W., Herrmann A., Fenstermacher M., Ghendrih P., Groth M., Kirschner A., Konoshima S., LaBombard B., Lang P., Leonard A.W., Monier-Garbet P., Neu R., Pacher H., Pegourie A., Pitts R.A., Takamura S., Terry J., Tsitron E., the ITPA Scrape-off Layer and Divertor Physics Topical Group* // Nuclear Fusion. 2007. Part 4. P. S241.
<https://doi.org/10.1088/0029-5515/47/6/S04>
18. *Gouge M.J., St. Onge K.D., Milora S.L., Fisher P.W., Combs S.K.* // Fusion Engineering and Design. 1992. V. 19. P. 53.
[https://doi.org/10.1016/0920-3796\(92\)90063-A](https://doi.org/10.1016/0920-3796(92)90063-A)
19. *Roychowdhury P., Chakravarthy D.P.* // Rev. Sci. Instruments. 2009. V.80. P.12330.
<https://doi.org/10.1063/1.3272786>
20. *Вепесов Л.П., Вепесов О.Л.* // ЖТФ. 2003. Т. 73. С. 122.
21. *Takeiri Y.* // Rev. Sci. Instruments. 2010. V. 81. P. 02B114.
<https://doi.org/10.1063/1.3274806>
22. *Okumura Y., Fujiwara Y., Kashiwagi M., Kitagawa T., Miyamoto K., Morishita T., Hanada M., Takayanagi T., Taniguchi M., Watanabe T.* // Rev. Sci. Instruments. 2000. V. 71. P. 1219.
<https://doi.org/10.1063/1.1150432>
23. *Семашко Н.Н., Владимиров А.Н., Кузнецов В.В., Кулыгин В.М., Панасенков В.В.* / Инжекторы быстрых атомов водорода. М.: Энергоиздат, 1981.
24. *El-Guebaly L.A., Malang S.* // Fusion Engineering and Design. 2009. V. 84. P. 2072. /
<https://doi.org/10.1016/j.fusegdes.2008.12.098>
25. *Гомм Ю.В.* // Приборы и техника эксперимента. 2005. № 3. С. 1.
26. *Kikuchi M., Azumi M.* Frontiers in Fusion, Research II. Introduction to modern tokamak physics. Springer, 2015. P. 56.
27. *Reichle R., Andrev P., Bates P., Bede O., Casal N., Choi C.H., Barnsley R., Damiani C., Bertalot L., Dubus G., Ferreol J., Jagannathan G., Kocan M., Leilpold F., Ligo S.W., Martin V., Palmer J., Pearce R., Phillips V., Pitts R.A., Pampin R., Passedat G., Puiu A., Suarez A., Shu W., Vayakis G., Veshchev E., Walsh M.* // J. nuclear materials. 2015. V. 463. P. 80.
<https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2015.01.039>
28. *Romanelli F., JET EFDA Contributors* // Nucl. Fusion. 2013. V. 53. P. 104002.
<https://doi.org/10.1088/0029-5515/53/10/104002>
29. *Schmid K., Krieger K., Ligo S.W., Meisl G., Brezinsek S., JET EFDA Contributors* // Journal of Nuclear Materials. 2015. V. 463. P. 66.
<https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2014.11.109>
30. *Humrickhouse P.W., Merill B.J., Yoon S.-J., Cadwallader L.C.* // Fusion Sci. Technology. 2019. V. 75. P. 973.
<https://doi.org/10.1080/15361055.2019.1658464>
31. *Abdou M., Sze D., Wong C., Sawan M., Ying A., Morley N.B., Malang S.* // Fusion Sci. Technology. 2005. V. 47. P. 475.
<https://doi.org/10.13182/FST05-A732>
32. *Batistoni P., Likonen J., Bekris N., Brezinsek S., Coad P., Horton L., Matthews G., Rubel M., Sips G., Syme B., Widdowsone A., EFDA-JET Contributors* // Fusion Engineering and Design. 2014. V. 89. P. 896.
<https://doi.org/10.1016/j.fusegdes.2013.12.050>