

固态钍基熔盐堆中 ^{14}C 的产生及释放探讨

朱兴望 王 帅 彭 超 何兆忠 陈 堃

(中国科学院上海应用物理研究所 嘉定园区 上海 201800)

摘要 熔盐堆作为第四代反应堆论坛推荐的6种候选堆型之一,具有输出温度高、能量密度高、无水冷却等特点。固态钍基熔盐堆(Thorium Molten Salt Reactor with Solid Fuel, TMSR-SF1)堆芯大部分结构材料为石墨,冷却剂杂质及石墨材料中的 ^{13}C 和杂质N、O易被活化产生 ^{14}C 。 ^{14}C 半衰期较长,同其他稳态核素 ^{12}C 、 ^{13}C 一样广泛参与各种复杂的生物循环,在反应堆中受到关注。TMSR-SF1中的 ^{14}C 广泛分布于冷却剂、堆芯石墨结构材料和燃料元件。本文采用输运燃耗耦合方法,应用SCALE6.1的TRITON控制模块对反应堆各区域的 ^{14}C 放射性活度进行计算分析,结果表明,反应堆在正常运行工况下一回路每年产生的 ^{14}C 放射性活度为0.34 TBq,满足现有的压水堆、重水堆管理限值要求。向环境释放的 ^{14}C 主要来自于一回路的熔盐中N杂质的活化。

关键词 钍基熔盐堆, ^{14}C , 产生, 释放

中图分类号 TL364

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2015.hjs.38.030603

熔盐堆(Molten Salt Reactor, MSR)是国际第四代反应堆论坛(The Generation IV International Forum, GIF)推荐的6种候选堆型之一。目前,有固态熔盐堆和液态熔盐堆类型,熔盐堆以氟化盐作冷却剂,具有高输出温度、高能量密度、无水冷却等优点,可建于干旱地区,有着广泛用途。固态熔盐堆也称氟盐冷却高温堆,采用熔盐做反应堆冷却剂,选用全陶瓷密封型燃料球作为反应堆燃料元件,借鉴了高温气冷堆、钠冷快堆和第三代压水堆的成熟技术,具有技术成熟度高、可行性强等特点^[1]。

中国科学院钍基熔盐堆核能系统卓越创新中心(TMSR 中心)在先导专项的支持下,开展了固态熔盐堆的研究、设计工作,进行了10 MWth 固态熔盐实验堆的设计研发等。根据设计^[2],堆芯除少部分的燃料和控制材料外,反射层、燃料球基体等均为石墨类材料,且堆内石墨的量较大。石墨材料中的 ^{13}C 是 ^{14}C 的来源之一。而熔盐堆一回路的FLiBe冷却剂中具有C、N、O等受活性区中子辐照后易活化产生 ^{14}C 的杂质。

^{14}C 是一种低能纯 β 辐射体,天然丰度为 1.2×10^{-12} ,衰变释放的最高能量为156 keV。 ^{14}C 的半衰期长达5730 a^[3],在环境中的流动性很强,一旦释放进入环境,便同其他稳态核素 ^{12}C 和 ^{13}C 一样参与各种复杂的生物循环,并在食物链上得到富集,最终对环境安全构成威胁。现在 ^{14}C 已被公认为是对社会公众产生潜在的最大集体剂量的可能核

素,且越来越受到核安全主管当局和公众的重视。法国、英国和瑞士等为了评价核设施排放 ^{14}C 的污染水平,迄今为止已制定了相应排放标准。我国早在1986年制定的标准《核动力厂环境辐射防护规定》(GB6249-86)中对压水堆和重水堆 ^{14}C 的排放限值作了明确规定:压水堆的气载和液态的控制值分别为 $7\times 10^{11}\text{ Bq}\cdot\text{a}^{-1}$ 和 $1.5\times 10^{11}\text{ Bq}\cdot\text{a}^{-1}$,累计 $8.5\times 10^{11}\text{ Bq}\cdot\text{a}^{-1}$,重水堆的气态控制值分别为 $1.6\times 10^{12}\text{ Bq}\cdot\text{a}^{-1}$,液态为 $<2\times 10^{11}\text{ Bq}\cdot\text{a}^{-1}$;修订版的GB6249-2011中仍然维持了GB6249-86中的 ^{14}C 排放限值。在《环境核辐射的监测规定》(GB12379-90)中还明确指出:对于核电站的环境监测,除进行气溶胶、气载 ^{131}I 的常规监测外,还应进行气载氚和 ^{14}C 的监测。因此在固态熔盐堆设计中需关注 ^{14}C 的产生及排放。

1 固态熔盐堆简介

固态钍基熔盐堆(Thorium Molten Salt Reactor with Solid Fuel, TMSR-SF1)的设计功率为10 MWth,设计寿命20 a,反应堆采用与HTR-10/HTR-PM相同的由包覆颗粒燃料构成的“全陶瓷型”球形燃料元件,包覆颗粒核心为 ^{235}U 富集度为17.08%的 UO_2 颗粒,该元件在不高于1600℃的高温下具有阻留放射性裂变产物释放的能力^[4]。TMSR-SF1采用2FLi-BeF₂(简称FLiBe)作冷却剂。TMSR-SF1的堆芯结构如图1所示。活性区呈八棱柱形状,最大体积约2.8 m³,初装堆预装10800个燃料球,对应堆

中国科学院战略性先导科技专项项目(No.XDA02050000)资助

第一作者:朱兴望,男,1983年出生,2011年于中国科学院大学获博士学位,现从事反应堆事故分析

通讯作者:何兆忠, E-mail: hezhaozhong@sinap.ac.cn

收稿日期:2014-10-08,修回日期:2014-11-07

芯圆柱形区燃料高度 130 cm, 堆芯平均功率密度约 $4.9 \text{ MW} \cdot \text{m}^{-3}$, 最大可运行 30 个满功率天; 满堆可装载 14 650 个燃料球, 对应堆芯圆柱形区燃料高度 180 cm, 堆芯平均功率密度为 $3.6 \text{ MW} \cdot \text{m}^{-3}$, 最大可运行 250 个满功率天。活性区冷却剂的装载量约 2.4 t, 被高约 3.0 m、直径约 2.9 m 的石墨反射层所包围, 控制棒通道、试验与测量通道以及中子源通道置于石墨反射层中。堆芯上端覆盖氦气。

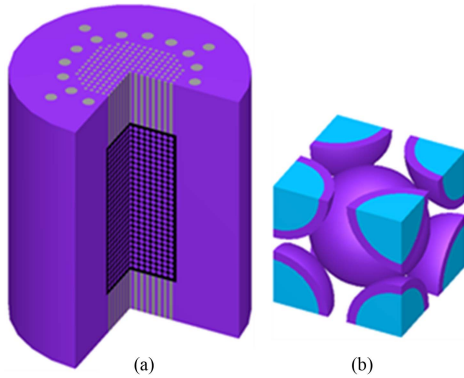


图 1 TMSR-SF1 堆芯结构
Fig.1 Structure of TMSR-SF1 active core.

2 堆内 ^{14}C 的产生来源

与其他类型反应堆(如压水堆、重水堆、高温气冷堆)类似, TMSR-SF1 中 ^{14}C 的产生途径主要有 $^{17}\text{O}(\text{n}, \alpha)$ 、 $^{14}\text{N}(\text{n}, \text{p})$ 、 $^{13}\text{C}(\text{n}, \gamma)$ 以及 ^{235}U 的三分核裂变, 其中 ^{13}C 主要来自于堆内的石墨结构材料, ^{17}O 主要分布于 UO_2 燃料核心和冷却剂, ^{14}N 是燃料元件和冷却剂携带的杂质。三个靶核的天然丰度和中子反应截面如表 1 所示^[3], 丰度较高的 ^{14}N 具有较大的反应截面, 而 ^{13}C 的微观反应截面虽小, 由于堆芯石墨材料较多, 其产生的 ^{14}C 也不容忽视。

TMSR-SF1 作为热中子反应堆, 热中子主要集中于堆芯区域, 因此 ^{14}C 主要产生于该区域, 其产额取决于堆芯的热中子通量以及一回路熔盐和堆芯结构材料中 ^{17}O 、 ^{14}N 和 ^{13}C 的含量。TMSR-SF1 中 ^{14}C 的产生区域主要分布在反射层石墨、燃料元件以及冷却剂。

表 1 反应堆 ^{14}C 来源及靶粒子天然丰度和热中子反应截面
Table 1 Origin of ^{14}C , cross section and abundance of target particle.

来源 Origin	靶核素天然丰度 Abundance / %	热中子反应截面 Cross section / barn
$^{17}\text{O}(\text{n}, \alpha)^{14}\text{C}$	0.038	0.24
$^{14}\text{N}(\text{n}, \text{p})^{14}\text{C}$	99.63	1.82
$^{13}\text{C}(\text{n}, \gamma)^{14}\text{C}$	1.11	0.000 9

2.1 燃料元件

燃料元件中绝大部分的 ^{14}C 产生于 UO_2 核心, 包括 ^{235}U 的三元裂变和 ^{17}O 的活化, 另有少量产生于燃料元件石墨层和基体石墨中 ^{13}C 和 ^{14}N 的活化。

^{235}U 在进行三元裂变时, 每次裂变释放 ^{14}C 的产额为 1.7×10^{-6} , 单位时间(1 a)内裂变产生的 ^{14}C 可简单通过式(1)计算^[5]:

$$C = \lambda \left(\frac{P}{E_f} \right) ft \quad (1)$$

式中, λ 为 ^{14}C 的衰变常数, s^{-1} ; P 为熔盐堆的热功率, W ; E_f 为 ^{235}U 每次裂变释放的能量, J ; f 为 ^{235}U 裂变释放 ^{14}C 的产额; t 为时间, s ; C 为三元裂变产生 ^{14}C 的活度。由式(1)可预估反应堆在一年中产生的 ^{14}C 约为 6.44 MBq。

燃料元件中的 ^{14}N 杂质则主要来自于燃料元件在制造过程中所混入并广泛分布于燃料元件内部和在表面吸附的空气杂质。由于燃料元件在入堆前要经过燃料气氛切换系统的抽真空操作环节, 表面所吸附的空气杂质质量较小。单个燃料元件内携带的 ^{14}N 原子数为 1.29×10^{20} ^[5], 约为 0.003 g, 这部分 N 杂质在燃料元件活化成 ^{14}C 后将随着燃料的磨蚀进入冷却剂中。

2.2 石墨反射层

在石墨反射层中, 产生 ^{14}C 的途径主要是石墨成分 ^{13}C 的活化, 以及初装堆时因结构材料残留的 N 杂质活化, 不过这部分产生的 ^{14}C 很难释放到一回路冷却剂。

2.3 冷却剂

根据 TMSR-SF1 设计^[2], 初装堆使用的核级 FLiBe 熔盐中, 杂质 O、N 和 C 的含量分别控制在 0.000 2%、0.000 1% 及 0.000 2%, 熔盐里的杂质随熔盐在一回路中不停循环流动, 在堆芯活性区接受中子辐照, 然而由于反应堆一回路熔盐管道中子通量较小, 在管道中产生的 ^{14}C 可忽略, 计算时仅计入堆芯活性区受中子辐照的熔盐杂质, 杂质 ^{17}O 、 ^{14}N 和 ^{13}C 的质量分别为 0.057 g、149.4 g 和 1.65 g。

3 TMSR-SF1 一回路中 ^{14}C 的产生来源

最终冷却剂中放射性核素 ^{14}C 来源主要有两类, 即堆芯内石墨构件向熔盐带入的杂质和初装堆 FLiBe 熔盐带来的杂质。堆内石墨构件(包括石墨反射层)向一回路释放 ^{14}C 的方式有两种: 一种是

^{14}C 先在石墨构件内部活化产生而后随同石墨粉进入冷却剂；另一种则是因石墨构件被磨蚀后，产生的石墨粉进入一回路后流经堆芯活性区被活化产生。鉴于上述两种方式产生的 ^{14}C 之间很难有定量的区分，本文统一认为 ^{14}C 是在石墨粉流经堆芯活性区时产生，估算石墨粉量是计算 ^{14}C 放射性活度的前提。

根据高温气冷堆(High Temperature Reactor-10, HTR-10)堆芯石墨粉的研究，石墨粉的产生具有诸多的诱导因素，但绝大多数是在燃料元件循环过程中因发生磨损而产生，其他因素所产生的石墨粉尘量相对都非常小，在分析中可以忽略不计^[6]。德国高温气冷堆和中国的 HTR-10 分别对燃料元件的磨蚀速率进行了研究，德国高温气冷堆在 10.3 万个燃料元件装料情况下的每年磨蚀的石墨粉量为 5 kg，

而 HTR-10 在装载 2.7 万多个燃料球情况下，保守估计在正常运行工况中石墨粉的磨蚀量为 2.74 kg，TMSR-SF1 在满装堆情况下共 14 650 个燃料球，通过类推，TMSR-SF1 中石墨球在反应堆正常运行过程中的磨蚀速率约为 $1.47 \text{ kg} \cdot \text{a}^{-1}$ 。此外，美国橡树岭国家实验室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)的研究表明，石墨与氟盐具有较好的化学相容性，不易被熔盐腐蚀^[7]，与高温气冷堆相比，作为冷却剂的 FLiBe 并不会导致石墨粉的增加。从而可预计反应堆运行 250 个满功率天后将产生 1 kg 石墨粉，其中 ^{13}C 的量为 11 g。但鉴于磨蚀下来的石墨粉由于存在体积上的差异，加之在熔盐循环过程中的沉积行为尚不清楚，作为保守估计，本文假设在循环过程中石墨粉不发生沉积。

表 2 TMSR-SF1 冷却剂中 ^{14}C 的母核来源及分布
Table 2 Distribution of parent nucleus of ^{14}C in the coolant of TMSR-SF1.

来源 Source	^{13}C / g	^{14}N / g	^{17}O / g
新鲜冷却剂 Coolant	5.13	232.23	0.18
石墨粉 Graphite power	11	43.95	0.005 1
总和 Total	16.13	276.18	0.19

4 ^{14}C 产量计算

4.1 计算方法

^{14}C 在各区域的放射性活度采用输运燃耗耦合方法进行计算。反应堆的输运燃耗耦合包括输运计算和燃耗计算两部分，在进行燃耗计算的过程中，不断模拟反应堆堆芯的中子通量水平，通过输运计算求解不同燃耗节点的中子通量，并近似为当前燃耗步长内的中子通量水平，根据输运计算结果将燃耗库中的主要核素截面进行更新；此外将当前燃耗节点模拟计算出的中子通量提供给燃耗计算，求解燃耗方程，以确定核素份额的变化。通过反复迭代，完成燃耗分析。

4.2 计算软件简介

本文采用美国橡树岭国家实验室开发并维护的 SCALE6.1 (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation)中的 TRITON (Transport Rigor Implemented with Time-dependent Operation for Neutronic depletion)控制模块进行输运燃耗耦合计算。SCALE6.1 主要用于核反应堆物理分析、临界安全分析、辐射屏蔽计算等方面^[8]。TRITON 是 SCALE6.1 软件包中的控制模块之一，通过集成 BONAMI、NITAWL 和 CENTRM 等模块以进行核

素的共振处理，最终提供一种集成自动化的多群共振截面处理、中子输运计算和燃耗计算功能^[9]。图 2 是典型的 TRITON 计算流程。

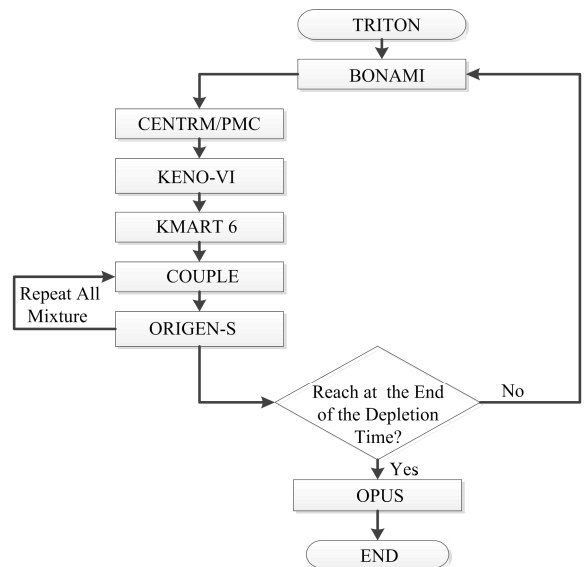


图 2 TRITON 计算流程
Fig.2 Flow chart of TRITON.

在 TRITON 集成的模块中，BONAMI 利用 Bondarenko 方法计算不可分辨共振区的共振自屏蔽面^[10]，NITAWL 通过利用 Nordheim 积分方法求解燃料-慢化剂两区中子慢化方程对分辨共振能区截面进

行处理^[11], CENTRM 通过利用离散纵标法(Discrete Ordinates method, SN)求解一维或均匀问题的连续能量方程,对可分辨共振区截面进行处理^[12],中子输运方面,可采用一维离散纵标法 XSDRNPM 模块^[13]、二维离散纵标法 NEWT 模块,以及三维 MC 方法 KENO V.a 和 KENO-VI 模块^[14];最后 TRITON 采用 ORIGEN-S 程序进行燃耗计算。

4.3 计算结果及分析

通过计算, TMSR-SF1 平衡堆芯中 ^{14}C 的年产生量为 3.39×10^{11} Bq, 具体分布如表 3 所示。从表 3 中可看出, 80%以上的贡献来自于冷却剂杂质中的 N, 而 ^{13}C 和 ^{14}O 产生的量较少。

表 3 熔盐堆平衡堆芯中 ^{14}C 的产生分布
Table 3 Production of ^{14}C in TMSR-SF1.

产生区域	反应机制	年产生量
Region	Reaction mechanism	Annual yield / Bq
反射层	^{13}C	2.12×10^9
Reflector layer		
燃料元件	^{235}U	6.44×10^6
Fuel element	^{13}C	1.23×10^9
	^{14}N	2.53×10^9
	^{17}O	2.38×10^7
冷却剂	^{13}C	1.58×10^7
Coolant	^{14}N	3.33×10^{11}
	^{17}O	2.31×10^7

实际上, TMSR-SF1 生成的 ^{14}C 大部分仍滞留在堆内, 不会在反应堆正常运行时释放到环境中。包覆燃料颗粒包覆层对裂变产物就有较强的滞留作用(包括 ^{14}C), 在正常运行工况下, 绝大部分燃料元件中的 ^{14}C 仍会滞留在包覆颗粒中, 除少量 ^{14}C 进入冷却剂外, 大部分均将随乏燃料进入后处理过程, 并不会在反应堆正常运行时释放到环境中; 而反射层和其它石墨构件中的 ^{14}C 也将留在反射层等石墨构件中, 不会在反应堆正常运行时释放进入环境; 可排放到环境中的 ^{14}C 是冷却剂中的 ^{14}C , 在正常运行过程中的年产生量为 0.33 TBq, 排放的途径主要是反应堆覆盖气系统泄漏、一回路熔盐管道的泄漏和熔盐净化系统释放。一回路熔盐中的 ^{14}C 放射性活度与反应堆的燃耗关系如图 3 所示。当反应堆在 10 MW 下辐照 250 个满功率天后 ^{14}C 放射性总量将达到 0.23 TBq。

对于不同的反应堆, ^{14}C 的排放形式不尽相同: 重水堆、沸水堆和气冷堆中排放的 ^{14}C 主要以 $^{14}\text{CO}_2$ 形态存在, 压水堆中主要以碳氢化合物存在。熔盐中产生的 ^{14}C , 并不都以单一方式(如气态)存在,

其存在形式与所处的化学环境相关。在强氧化性环境下 ^{14}C 主要以 $^{14}\text{CO}_2$ 、 $\text{H}^{14}\text{CO}_3^-$ 和 $^{14}\text{CO}_3^{2-}$ 等无机碳的形式存在, 在强还原性环境下 ^{14}C 主要以 ^{14}CO 、 $^{14}\text{CH}_4$ 等可吹扫有机碳的形式存在。因此 TMSR-SF1 中 ^{14}C 的具体排放形式需要结合所处的化学环境来考虑。

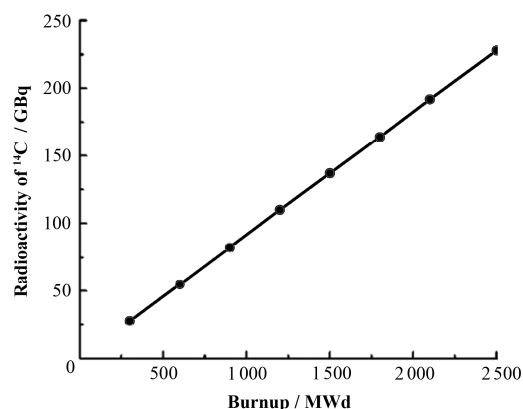


图 3 堆芯 ^{14}C 放射性活度与反应堆燃耗深度的关系
Fig.3 Radioactivity of ^{14}C vs. burnup.

5 讨论

图 4 给出世界不同类型反应堆(轻水堆(Light Water Reactor, LWR)、重水堆(Heavy Water Reactor, HWR)和石墨型气冷堆(Gas cooled Reactor, GCR))的 ^{14}C 年产生量^[15], 固态钍基熔盐堆在单位热功率下的年产额比 LWR 要高, 但与石墨型气冷堆相当。

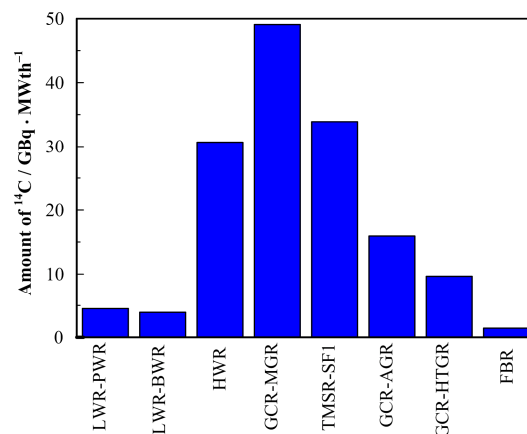


图 4 各种堆型产生的 ^{14}C 情况
Fig.4 Amount of ^{14}C in each type of reactor.

从年产生量上看, TMSR-SF1 比现有的压水堆、重水堆的管理限值要小。考虑到反应堆内系统对 ^{14}C 的“阻滞”作用, 实际上 ^{14}C 的年排放量要远小于该值, 换言之, 即使不对 ^{14}C 做处理, 也能满足年排放要求。

TMSR-SF1 产生的 ^{14}C 中, 80%以上的放射性来自于回路冷却剂杂质 N 的活化, 冷却剂中由 ^{14}N 活化产生的量显然要比核素 ^{13}C 和 ^{17}O 至少高出 4 个数量级。通过控制堆芯熔盐及燃料元件基体石墨中的 N 杂质含量可降低反应堆 ^{14}C 的产量。

此外, 反应堆产生的 ^{14}C 放射性总活度与燃耗深度及冷却剂装量相关。燃耗越深, 或冷却剂装量越大, 最终活化产生的 ^{14}C 放射性活度必然高, 因此, 反应堆的相关设计(如燃耗深度、FLiBe 装载量)就需要与 ^{14}C 的产生/排放结合考虑, 关注系统的设计能否使 ^{14}C 的处理达到参考的年排放要求。

由于 TMSR-SF1 尚处于实验堆研发阶段, 若发展到大功率堆时, 堆内需要使用比试验堆更多的石墨结构材料和冷却剂, 加之堆内的中子通量大, 每年所产生的 ^{14}C 量必然比实验堆大。如果不对 ^{14}C 进行处理, 根据年排放标准的要求, 反应堆的运行功率将会受限, 同时也必然影响反应堆的负荷因子, 从而影响经济性。

6 结语

10 MW TMSR-SF1 在正常运行工况下堆内年产生的 ^{14}C 放射性活度约为 0.34 TBq。若参考压水堆、重水堆的 ^{14}C 年排放限值, 固态钍基熔盐堆在现有小功率下, 即使不进行处理, 也仍然满足排放要求。

通过限制受辐照母体的质量(如通过减少冷却剂中 N 含量), 可以控制 ^{14}C 的产生量。不过这将对堆芯所使用材料的生产、存储、运输等技术工艺提出更高要求, 同时反应堆的建设成本必然增加, 最终如何选择合适的 N 杂质的材料, 就需要在经济性、技术可达性、排放达标三者间做出平衡。

由于 10 MW TMSR-SF1 是小功率实验堆, 一旦这种堆型向大型堆发展时, ^{14}C 的产生量/排放量将增大, 最后如何从技术上实现 ^{14}C 的达标排放也将是一个需要在设计时密切关注的问题。

此外需要指出的是, 现阶段尚无熔盐堆的 ^{14}C 排放标准, 在制定相关管理限值时, 不能简单依赖实验堆, 而需要进一步与国外相关法规标准结合起来考虑。

参考文献

- 1 Forsberg C W, Hu L W, Peterson P F, *et al.* Fluoride-salt-cooled high-temperature reactors (FHRs) for base-load and peak electricity, grid stabilization and process heat[R]. MIT-ANP-TR-147, January 2013
- 2 TMSR-SF1 反应堆物理部. 10 MW 固态钍基熔盐实验堆概念设计报告[R]. 上海: 中国科学院上海应用物理研究所, 2014
- 3 TMSR-SF1 Reactor Physics Department. Conceptual design report of 10 MW solid thorium molten salt reactor experiment[R]. Shanghai: Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, 2014
- 4 卢希庭, 陈志才, 陈进贵. 核数据手册[M]. 北京: 原子能出版社, 1981
- 5 LU Xiting, CHEN Zhicai, CHEN Jingui. Radionuclide data handbook[M]. Beijing: Atomic Energy Press, 1981
- 6 曲静原, 曹建主, 李红, 等. 中国高温气冷堆核电示范工程环境辐射影响初步分析[J]. 核动力工程, 2006, 27(6): 109-112
- 7 QU Jingyuan, CAO Jianzhu, LI Hong, *et al.* Preliminary radiological consequence assessment of China pilot HTR power plant[J]. Nuclear Power Engineering, 2006, 27(6): 109-112
- 8 陈晓, 李红, 曹建主. HTR-PM 中 ^{14}C 的产生与释放行为研究[J]. 原子能科学技术, 2009, 43(增刊): 375-378
- 9 CHEN Xiao, LI Hong, CAO Jianzhu. ^{14}C production and release behavior in HTR-PM[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2009, 43(Suppl): 375-378
- 10 锥晓卫, 于溯源, 张振声, 等. HTR-10 产生石墨粉量的估算及其尺寸分布[J]. 核动力工程, 2005, 26(2): 203-207
- 11 LUO Xiaowei, YU Suyuan, ZHANG Zhesheng, *et al.* Estimation of graphite dust quantity and size distribution of graphite particle in HTR-10[J]. Nuclear Power Engineering, 2005, 26(2): 203-207
- 12 Haubenreich P N, Engel J R. Experience with the molten-salt reactor experiment[J]. Nuclear Applications and Technology, 1970, 8: 127-141
- 13 Bowman S M. Overview of the scale code system[M]. USA: ORNL/TM-2005
- 14 Jessee M A, DeHart M D. Triton: a multipurpose transport, depletion, and sensitivity and uncertainty analysis module[M]. USA: ORNL/TM-2005/39
- 15 Greene N M. Bonami: resonance self-shielding by the bondarenko method[M]. USA: ORNL/TM-2005/39
- 16 Greene N M, Petrie L M, Westfall R M. Nitawl: scale system module for performing resonance shielding and working library production[M]. USA: ORNL/TM-2005/39
- 17 Williams M L, Hollenbach D F. Centrm: a one-dimensional neutron transport code for computing pointwise energy spectra[M]. USA: ORNL/TM-2005/39

- 13 Greene N M, Petrie L M, Williams M L. Xsdrnrm: a one-dimensional discrete-ordinates code for transport analysis[M]. USA: ORNL/TM-2005/39
- 14 Hollenbach D F, Petrie L M, Goluoglu S, *et al.* Keno-VI: a general quadratic version of the keno program[M]. USA: ORNL/TM-2005/39
- 15 顾忠茂. 核废物处理技术[M]. 北京: 原子能出版社, 2009
- GU Zhongmao. Technology of nuclear waste treatment[M]. Beijing: Atomic Energy Press, 2009

Production and release of ^{14}C in TMSR-SF1

ZHU Xingwang WANG Shuai PENG Chao HE Zhaozhong CHEN Kun

(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Jiading Campus, Shanghai 201800, China)

Abstract Background: As one of the six candidates recommended by the fourth generation reactor forum, Molten Salt Reactor (MSR) owns many features such as high outlet temperature, high energy density, and anhydrous cooling. In the core of the first Thorium Molten Salt Reactor with Solid Fuel (TMSR-SF1), most of the structure materials are graphite. ^{13}C in graphite and the impurities N and O in coolant can be activated to produce ^{14}C . ^{14}C has long half-life, it can be involved in various complex biological cycle with other stable nuclides ^{12}C and ^{13}C . In TMSR-SF1, ^{14}C is widely distributed in the coolant, the active core and the structure materials. **Purpose:** The aim is to study the production and release of ^{14}C in TMSR-SF1. **Methods:** According to the design parameters of TMSR-SF1, TRITON (Transport Rigor Implemented with Time-dependent Operation for Neutronic depletion) of SCALE6.1 (Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation) was applied for the transport burnup coupled calculation. **Results:** Computational results show that the radioactivity of ^{14}C in main loop mainly comes from the activation of N, and the total amount of radioactivity of ^{14}C in the main loop is 0.34 TBq each year. **Conclusion:** TMSR-SF1 could meet the current emissions standards of ^{14}C according to current design parameters.

Key words Thorium Molten Salt Reactor with Solid Fuel (TMSR-SF1), ^{14}C , Production, Release

CLC TL364