

含在线处理的熔盐堆源项计算

张志宏^{1,2} 夏晓彬¹ 朱兴望¹ 蔡 军¹

1 (中国科学院上海应用物理研究所 嘉定园区 上海 201800)

2 (中国科学院大学 北京 100049)

摘要 熔盐堆是第四代国际核能论坛推荐的 6 种先进四代堆之一, 具有良好的中子经济性、固有安全性、可在线后处理等特点。基于熔盐燃料和冷却剂的流动性, 熔盐堆可对堆内产生的放射性气体进行在线移除, 周期性地从熔盐泵中除去 ^{135}Xe 和 ^{85}Kr 等中子毒物, 以提高燃料循环过程中的中子经济性。目前主要的源项计算软件并不完全适用于熔盐堆在线除气情况下的源项计算, 为了解熔盐堆在线处理情况下的源项分布, 为熔盐堆辐射防护设计提供参考依据, 并验证熔盐堆在线处理情况下源项计算方法的可行性和计算结果的可靠性, 采用实际运行过的美国橡树岭国家实验室熔盐实验堆(Molten Salt Reactor Experiment, MSRE)参数, 应用自主开发的 PostTRITON 程序计算了含在线处理情况下的源项, 分析了熔盐堆裂变产物产额及氙的产生情况, 并应用 SCALE5.1 软件包中 TRITON 模块计算了无在线处理情况下的源项, 分析了数据偏差的原因, 并与橡树岭国家实验室的计算数据进行了比较, 计算结果在 $\pm 8\%$ 的范围内符合一致。通过本研究, 验证了在线处理下熔盐堆源项计算方法的可行性和结果的可靠性, 可为熔盐堆的辐射防护设计提供重要的参考。

关键词 SCALE5.1, 熔盐实验堆(Molten Salt Reactor Experiment, MSRE), 源项计算, 在线处理

中图分类号 TL364

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2014.hjs.37.020603

熔盐堆(Molten Salt Reactor, MSR)是第四代国际核能论坛(GIF)推荐的 6 种先进四代堆候选堆型之一, 采用流动的熔盐作为燃料和冷却剂, 具有资源的可持续性、高度的安全性、良好的经济性和可靠的防扩散性等特点, 满足核能可持续发展的需要^[1]。熔盐实验堆 (Molten Salt Reactor Experiment, MSRE) 是美国橡树岭国家实验室 (Oak Ridge National Laboratory, ORNL) 为了验证熔盐堆的可行性而建立的实验堆。根据文献[2], MSRE 在运行过程中分别采用了 ^{235}U 和 ^{233}U 作为燃料并进行在线除气, 其运行历史为熔盐堆后续研究及相关数据库的建立提供了宝贵的经验。为保证乏燃料储存及处理的安全, Bell M J 曾对 ORIGEN 软件进行修改并计算了 MSRE 的源项, 发布了计算结果^[2]。

反应堆源项计算给出的核素浓度、裂变产物活度及衰变热等结果, 为反应堆屏蔽设计、辐射监测仪表量程设计以及事故后果分析等提供重要的数据依据。熔盐流动性和在线处理影响了熔盐堆的源项分布, 目前主流的源项计算软件并不具备熔盐堆液态燃料流动和在线处理情况下源项计算的功能, 为了解熔盐堆在线处理情况下的源项分布, 为熔盐堆

辐射防护设计提供参考依据, 本文应用自主开发编写的具有在线移除计算功能的扩展程序 PostTRITON 以实现含在线处理的熔盐堆源项计算, 并采用 MSRE 熔盐堆参数, 计算了 MSRE 熔盐堆在线处理情况下的裂变产物产额及氙的产生情况。同时应用 SCALE5.1 软件包中的 TRITON (Transport Rigor Implemented with Time-dependent Operation for Neutronic depletion)模块进行了无在线处理情况下的源项计算, 分析了数据偏差的原因, 并与橡树岭国家实验室的计算数据进行了比较。通过本研究, 可验证熔盐堆在线处理情况下源项计算方法的可行性和可靠性, 同时为熔盐堆的辐射防护设计提供参考依据。

1 计算方法

1.1 MSRE 堆芯结构

MSRE 堆芯由熔盐、石墨、哈氏合金组成, 直径为 140 cm, 高度为 163 cm^[3], 共有 513 根完整的石墨棒和 104 块的石墨块。石墨棒为 5.08 cm×5.08 cm×160 cm 的结构, 并四侧镂空, 两两拼接形

中国科学院战略性先导科技专项(XDA02005002、XDA02005004)资助

第一作者: 张志宏, 男, 1986 年出生, 2009 年毕业于山东大学, 现为中国科学院上海应用物理研究所博士研究生, 反应堆安全

通讯作者: 夏晓彬, E-mail: xi Xiaobin@sinap.ac.cn

收稿日期: 2013-10-18, 修回日期: 2013-12-19

成 3.048 cm×1.016 cm 的熔盐通道^[4], 总共拼出 1140 个熔盐通道、3 个控制棒通道和 1 个样品通道。石墨棒结构及布局如图 1 所示。

本文选取 MSRE 运行初期的 ^{235}U 燃料展源项计算, 熔盐燃料 $\text{LiF-BeF}_2\text{-TrF}_4\text{-UF}_4$ (65-29.2-5-0.8 mol%) 堆芯入口温度约 635 °C, 出口温度约 663 °C, 其中铀的原子浓度为 ^{235}U 35%、 ^{238}U 64.4%、 ^{234}U 0.3%、 ^{236}U 0.3%^[5]。

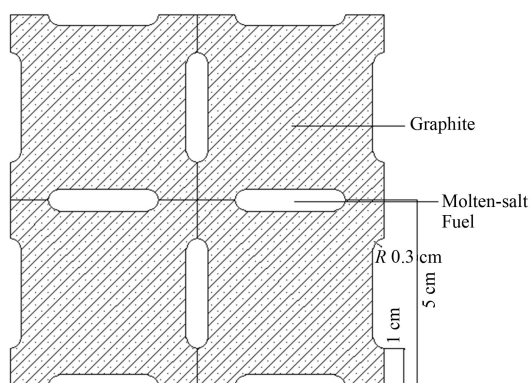


图 1 MSRE 石墨棒结构
Fig.1 Arrangement of MSRE graphite stringer.

1.2 计算方法

根据 MSRE 堆芯结构建立图 2 所示的计算模

型, 模型的建立需要考虑以不同的几何形状在石墨棒上拼接出 4 个燃料半通道, 并以阵列的方法排列 513 根石墨棒构建出 1140 个燃料通道, 堆芯围桶 (Core can) 和反应堆容器 (Vessel) 则采用哈氏合金材料^[3]。在计算模型的边界条件设置方面, 堆芯围桶设置为 White 边界, 该边界条件适用于圆柱等非直角几何^[6]; 反应堆容器则应设置为镜面反射边界, 以保证堆内中子不损失。整个计算过程中假定熔盐燃料在堆芯内均匀分布, 采用 238 群中子截面库。计算过程中所需要的辐照时间、辐照功率参考 MSRE 的实际运行时间功率^[2], 见表 1。

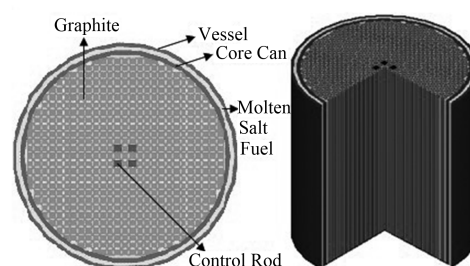


图 2 TRITON 建立的 MSRE 堆芯模型
Fig.2 Model of MSRE core in TRITON.

表 1 MSRE 运行时间及对应功率^[2]
Table 1 Approximate power history of MSRE fuel salt^[2].

起止时间 Period ending	累积时间 Time elapsed / day	平均功率 Average power / MW	累积燃耗 Cumulative burn up / MWhr
1966-04-11	0	0	0
1966-10-13	185	1.76	7 823
1966-11-17	220	4.51	11 611
1966-12-14	247	0	11 611
1967-01-14	278	7.81	17 420
1967-01-28	292	0	17 420
1967-05-08	392	7.49	35 385
1967-06-22	437	0	35 385
1967-09-18	494	6.56	44 362
1967-10-21	528	0	44 362
1968-03-25	714	6.10	71 580
1968-09-29	871	0	71 580
1969-01-14	1 009	0	71 580

选用 SCALE5.1 中的 TRITON 控制模块^[7]进行无在线处理情况下的熔盐堆源项分析。SCALE5.1 程序的全称是 Standardized Computer Analyses for

Licensing Evaluation, 由美国橡树岭国家实验室开发并维护, 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, 并可以对核设施的设

计进行安全评估。TRITON 控制模块主要提供一种集成自动化的多群共振截面处理、中子输运计算和源项计算功能。TRITON 主要集成 BONAMI、NITAWL 和 CENTRM 模块进行核素的共振处理,其中 BONAMI 利用 Bondarenko 方法计算不可分辨共振区的共振自屏蔽截面, 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, CENTRM 通过利用离散纵标(SN)方法求解一维或均匀问题的连续能量方程,对可分辨共振能区截面进行处理。中子输运方面,可采用一维离散纵标法 XSDRNP 模块、二维离散纵标法 NEWT 模块,以及三维蒙特卡洛方法 KENO V.a 和 KENO-VI 模块^[8-9];源项计算方面,主要采用 ORIGIN-S 程序^[10]进行源项计算。

图 3 是典型的 TRITON 计算流程图^[11]。由图 3, TRITON 程序的计算流程为: (1) 运行 TRITON/KENO 输入文件,程序 BONAMI、NITAWL 和 CENTRM 模块对核素进行共振截面处理; (2) 共振处理后的数据传递给三维输运计算 KENO 进行输运计算; (3) KMART 程序对注量率进行再处理; (4) COUPLE 程序将 KENO 输运计算的多群截面数据以及注量率数据传递给 ORIGIN-S 进行计算; (5) ORIGIN-S 计算规定时间步长内生成或消失的核素量; (6) 如未完成所有的时间步长,计算的材料组份再传递给共振处理模块,依次循环计算;如果完成所有时间步长,OPUS 功能模块将源项计算的结果输出^[12]。

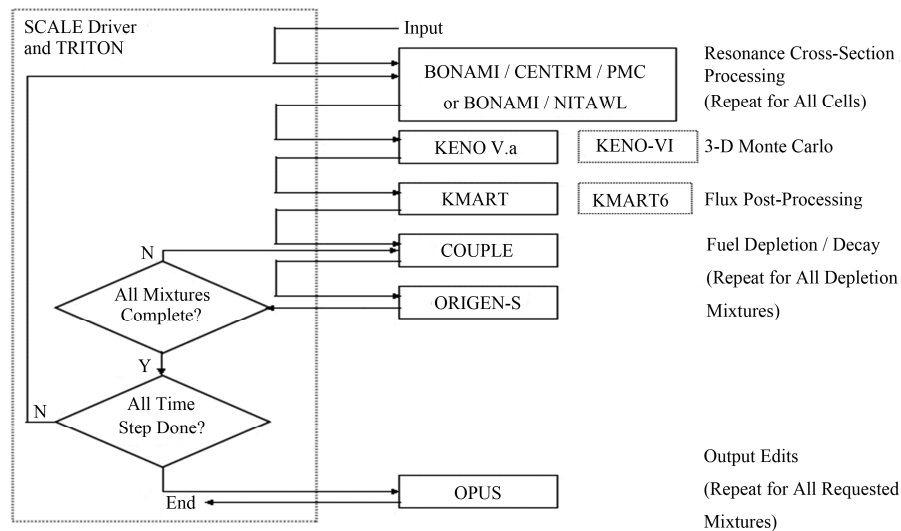


图 3 TRITON 源项计算流程图^[11]
Fig.3 Flowchart of TRITON^[11].

1.3 在线除气下的源项计算

SCALE5.1 中 TRITON 模块在耦合 ORIGIN-S 的时候只简单地调用了其源项计算功能,并未调用相应的在线移除计算功能^[7],因此不具备在线除气下的源项计算能力。在线除气对熔盐堆源项的影响分析主要应用自主开发的具有在线处理情况下源项计算能力的 PostTRITON 程序开展。

在 TRITON 模块中输运计算和截面处理过程通常占了较大的时间比例,一次输运计算平均耗时 7 min 多。根据 ORNL 的技术报告^[2],MSRE 运行期间每 487 s 移除 38%的惰性气体 Kr 和 Xe。按照 TRITON 的计算流程,若单纯只进行在线除气计算功能的添加,则每进行 487 s 的源项计算就需要进行一次输运计算和截面处理。考虑到移除周期与反

应堆运行时间的差别,为了节省计算成本,并不需要在每个移除周期都进行输运计算,可以选择性地完成这一过程。

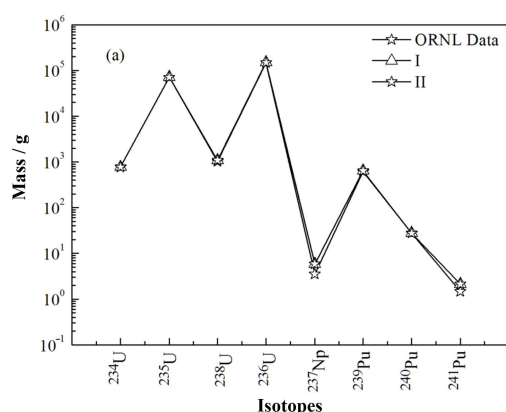
根据这一思路开发建立 PostTRITON 程序以实现含在线处理情况下的熔盐堆源项计算。PostTRITON 程序是以 TRITON 为基础进行扩展的计算程序,扩展的内容主要是重新组织计算序列,在 TRITON 进行截面处理后调用 ORIGIN-S 源项计算和在线移除功能^[10]。计算流程与 TRITON 大致相同,在图 3 所示的步骤(5)中添加了 ORIGIN-S 的在线除气功能进行在线除气下的源项计算,并在步骤(5)完成的时候对反应堆功率进行判断:若反应堆运行功率发生改变,则先进行步骤(1)~(4);若反应堆稳功率运行,则程序按照用户设定的频率在一段特定时间后进行步骤(1)~(4),其余时间段只进行步骤

(5)。例如反应堆功率为 1.76 MW 运行 185 d, 若设定该时间段内更新截面库的次数为 5 次, 则在程序运行中的第 0 d、37 d、74 d、111 d、148 d 进行截面更新, 其余时间则只进行源项计算。

2 计算结果与分析

2.1 核素浓度

ORNL 依据表 1 中的 MSRE 运行历史数据计算



了 MSRE 运行 714 d 后停堆时的核素产额, 并发布了相关的计算结果^[2]。为分析在线处理对于源项的影响并验证计算结果的可靠性, 本工作开展了两类计算: (I) 应用 SCALE5.1 软件包中 TRITON 模块开展的无在线除气情况下的源项; (II) 应用 PostTRITON 进行的在线移除 Kr、Xe 情况下的源项。计算结果见图 4。

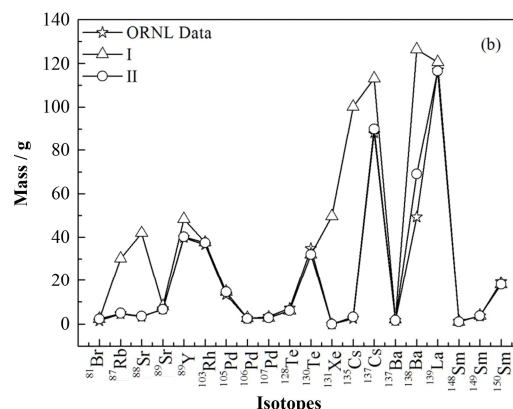


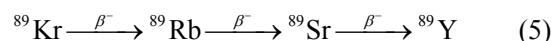
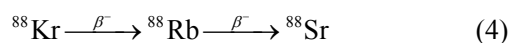
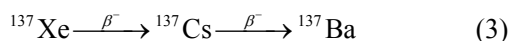
图 4 MSRE 停堆后燃料中的源项情况

(a) 锕系核素, (b) 裂变产物

Fig.4 Inventory of MSRE fuel salt after shutdown.

(a) Actinides, (b) Fission products

从图 4(a)中可以看出, 无论是计算 I 的结果还是计算 II 的结果, 主要的锕系核素产额均与 ORNL 的计算数据^[2]符合得较好。图 4(b)显示, 计算 II 中主要的裂变产物产额与 ORNL 的计算数据有较好的符合度; 而计算 I 中部分核素如 ^{87}Rb 、 ^{88}Sr 、 ^{89}Y 、 ^{131}Xe 、 ^{135}Cs 、 ^{137}Cs 和 ^{137}Ba 等, 则与 ORNL 计算数据存在一定的差异, 最大差异在两个数量级左右。导致这一差异的原因, 主要是这些核素都是 Kr 和 Xe 的衰变相关的核素, 这些核素与 Kr 和 Xe 存在如下关系:



在线移除惰性气体改变了这些衰变链的平衡关系, 这部分核素在两种计算中产额的变化即是在线移除 Kr 和 Xe 对于反应堆内源项影响的体现。

2.2 裂变产物比活度及衰变热

确定反应堆运行期间的裂变产物化学组分及其放射性可为事故情况下放射性物质释放和分布的分析提供参考依据。反应堆中的裂变产物包括近 40 种不同元素的 200 余种不同核素, 其中多数带有放射性, 并通过发射 α 粒子或 β 、 γ 射线而衰变, 衰变子体往往也是放射性的。裂变产物所具有的放射性以及衰变过程中产生的热量是反应堆辐射防护设计的重要参考, 也是燃料离堆后处理过程中的重要参数。核能行业标准指出, 乏燃料离堆后需经五年以上的冷却方能进行贮存^[13]。应用 TRITON 和 PostTRITON 分别计算得到了无在线处理和有在线处理两种情况下停堆冷却 295 d 后 (总第 1009 d) 裂变产物的比活度和衰变热情况, 如表 2 所示。

表 2 MSRE 裂变产物比活度及核释热情况
Table 2 Specific activity and nuclear heat release of fission products of MSRE fuel salt.

核素 Nuclides	计算 I Calculation I		计算 II Calculation II	
	比活度 / TBq·g ⁻¹ Specific activity	衰变热 / watts Decay heat	比活度 / TBq·g ⁻¹ Specific activity	衰变热 / watts Decay heat
¹⁰⁶ Rh	1.322×10 ⁸	7.670×10 ¹	1.322×10 ⁸	7.666×10 ¹
^{137m} Ba	1.991×10 ⁷	3.580×10 ¹	1.990×10 ⁷	2.840×10 ¹
¹²⁹ Te	7.754×10 ⁵	2.734×10 ⁻²	7.751×10 ⁵	2.736×10 ⁻²
¹⁴⁰ La	2.058×10 ⁴	6.764×10 ⁻⁴	2.058×10 ⁴	6.707×10 ⁻⁴
⁹⁰ Y	2.011×10 ⁴	5.234×10 ¹	2.010×10 ⁴	5.078×10 ¹
^{95m} Nb	1.410×10 ⁴	2.166×10 ⁻¹	1.410×10 ⁴	2.167×10 ⁻¹
¹³² Te	1.124×10 ⁴	2.464×10 ⁻²⁵	1.124×10 ⁴	2.466×10 ⁻²⁵
¹²⁷ Sb	9.884×10 ³	4.381×10 ⁻²²	9.884×10 ³	4.381×10 ⁻²²
¹³³ Xe	6.930×10 ³	5.155×10 ⁻¹⁵	6.932×10 ³	9.212×10 ⁻¹⁶
¹⁴⁸ Pm	6.082×10 ³	5.481×10 ⁻³	6.082×10 ³	5.470×10 ⁻³
¹¹¹ Ag	5.845×10 ³	3.569×10 ⁻¹²	5.845×10 ³	3.562×10 ⁻¹²
¹³¹ I	4.589×10 ³	4.761×10 ⁻⁹	4.589×10 ³	4.763×10 ⁻⁹
^{131m} Xe	3.100×10 ³	1.710×10 ⁻⁷	3.100×10 ³	1.163×10 ⁻⁷
¹⁴⁰ Ba	2.708×10 ³	1.023×10 ⁻⁴	2.708×10 ³	1.014×10 ⁻⁴
¹³⁶ Cs	2.700×10 ³	2.266×10 ⁻⁶	2.701×10 ³	9.639×10 ⁻⁷
⁸⁹ Sr	1.074×10 ³	1.413×10 ¹	1.074×10 ³	1.172×10 ¹
⁹¹ Y	9.076×10 ²	3.128×10 ¹	9.078×10 ²	3.112×10 ¹
⁹⁵ Zr	7.946×10 ²	6.561×10 ¹	7.948×10 ²	6.566×10 ¹
¹³⁴ Cs	4.790×10 ¹	5.519×10 ⁰	4.790×10 ¹	8.525×10 ⁻²
⁸⁵ Kr	1.452×10 ¹	1.782×10 ⁰	1.453×10 ¹	6.642×10 ⁻⁵
⁹⁰ Sr	5.224×10 ⁰	1.098×10 ¹	5.223×10 ⁰	1.065×10 ¹
¹³⁷ Cs	3.220×10 ⁰	1.072×10 ¹	3.220×10 ⁰	8.510×10 ⁰
⁸¹ Kr	7.670×10 ⁻⁴	1.422×10 ⁻¹³	7.671×10 ⁻⁴	6.993×10 ⁻¹⁸

可见在线除气对于乏燃料中裂变产物的比活度基本不会产生影响，但是在个别核素的衰变热方面则会存在量级上的差别，计算结果可为后续乏燃料储存和处理过程的辐射安全设计提供参考。

2.3 氙的产量

MSRE 使用 FLiBe 作为燃料载体，其中 Li 和 F 等主要成分通过中子反应产生相当数量的氙，并以具有强腐蚀性、强扩散能力的气态氙 HT 和氟化氙 TF 等形式存在。熔盐堆运行过程中氙的产生途径主要为^[14]：(1) 快中子与 ⁷Li 反应产生，阈能为 2.82 MeV；(2) 热中子与 ⁶Li 反应产生，反应截面比快中子与 ⁷Li 的反应截面大四个数量级^[15]；(3) 通过三分核裂变反应产生。

氙具有较长的半衰期(12.43 a)，随着高温熔盐的流动 HT 和 TF 会进入熔盐回路，导致管道的腐蚀和损伤，影响材料的力学性能和使用寿命，并经管道设备渗透而向环境释放。氙释放到自然环境后，会通过吸入和摄入等途径进入人体。因此，计算堆内氙的产量可为氙的防护设计提供必要的依据。

应用 TRITON 建立的图 2 模型，分别计算了经同位素分离后 ⁷Li 富集度为 99.90%依次递增到 99.99%、99.993%依次递增到 99.997%情况下氙的产量情况，计算结果如图 5 所示。由图 5 可知，经同位素分离到 ⁷Li 富集度 99.90%之后氙产量依然高于 1 TBq·(day·MW)⁻¹；分离到 ⁷Li 富集度 99.96%以上时氙的产量可控制在 1 TBq·(day·MW)⁻¹ 以下；⁷Li 富集度为 99.99%时氙的产量已可控制在

$0.1 \text{ TBq} \cdot (\text{day} \cdot \text{MW})^{-1}$ 左右。ORNL 在源项计算时采用的 LiF 中 Li 的同位素比为 99.997% 的 ^7Li 、0.003% 的 ^6Li [3], 由此计算而得氚的产量为 $0.0616 \text{ TBq} \cdot (\text{day} \cdot \text{MW})^{-1}$ [16]。本计算中, 当 ^7Li 富集度为 99.997% 时, 计算所得的氚产量为 $0.0619 \text{ TBq} \cdot (\text{day} \cdot \text{MW})^{-1}$, 与 ORNL 计算结果在误差 $\pm 0.4\%$ 内符合。

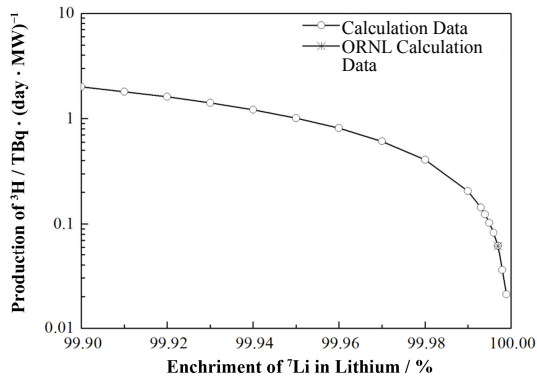


图5 氚产率随锂富集度的变化
Fig.5 Dependence of tritium production on the enrichment of lithium.

3 结语

本文应用自主开发的在线处理计算扩展程序 PostTRITON 综合控制 TRITON 的截面处理功能和 ORIGEN-S 在线处理下的源项计算功能, 实现了含在线除气过程的熔盐堆源项计算; 同时应用 Scale5.1 软件包中的 TRITON 进行了熔盐堆无在线处理情况下的源项计算, 并与橡树岭国家实验室的计算数据进行了比较。计算结果表明:

(1) 无在线处理的计算中 Kr 和 Xe 及其衰变子体的产额数据与 ORNL 计算数据 [2] 相比差异较大, 最大差异在两个数量级左右; 而含在线处理的计算中这些核素的数据与 ORNL 的计算数据 [2] 相比在 $\pm 8\%$ 误差范围内相符, 这些结果表明本研究提供的在线除气下熔盐堆源项计算方法是可行的。

(2) 明确了熔盐堆中氚的产量与 ^7Li 富集度的定量关系, 可为燃料制备过程中锂的纯化和熔盐堆辐射安全设计提供重要的数据参考。

参考文献

- GIF-002-00. A technology roadmap for Generation IV nuclear energy systems[R]. USA: DOE, 2002
- Bell M J. Calculated radioactivity of MSRE fuel salt[R]. ORNL-TM-2970, USA: ORNL, 1970
- Robertson R C. MSRE design and operations report Part I: Description of reactor design[R]. ORNL-TM-0728, USA: ORNL, 1965
- McCoy H E, McNabb M E. Post-irradiation examination of materials from the MSRE[R]. ORNL-TM-4174, USA: ORNL, 1977
- Haubenreich P N, Engle J R, Prince B E. MSRE design and operations report Part III: Nuclear Analysis[R]. ORNL-TM-0730, USA: ORNL, 1964
- O'Dell R D, Alcouffe R E. Transport calculations for nuclear analyses: theory and guidelines for effective use of transport codes[M]. LA-10983, USA: Los Alamos National Laboratory, 1987
- DeHart M D. TRITON: A two-dimensional transport and depletion module for characterization of spent nuclear fuel[M]. ORNL/TM-2005/39, Revision 5.1, Vol. I, Book 3, Sect. T1, USA: ORNL, 2006
- Petrie L M, Landers N F, Hollenbach D F, *et al.* KENO V. a: AN improved Monte Carlo criticality program[M]. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1, Vol. II, Book 2, Sect. F11, USA: ORNL, 2006
- Hollenbach D F, Petrie L M, Landers N F. KENO-VI: A general quadratic version of the KENO program[M]. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1, Vol. II, Book 3, Sect. F17, USA: ORNL, 2006
- Gauld I C, Hermann O W, Westfall R M. ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation[M]. ORNL/TM-2005/39, Version 5.1, Vol. II, Book 1, Sect. F7, USA: ORNL, 2006
- DeHart M D, Bowman S M. Reactor physics methods and analysis capabilities in SCALE[J]. Nuclear Technology, 2011, 174(2): 196–213
- 熊文纲. 热堆中钍铀燃料循环耗分析[D]. 上海: 中国科学院上海应用物理研究所, 2012
- XIONG Wengang. Thorium-uranium fuel cycle burnup analysis for thermal reactor[D]. Shanghai: Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, 2012
- EJ/T 878-2011. 乏燃料离堆贮存水池安全设计准则[S]. 中国核工业总公司, 2011
- EJ/T 878-2011. Guidelines for the safety design of the storage of spent fuel pit[S]. China National Nuclear Corporation, 2011
- 黄豫, 刘卫, 肖德涛, 等. 熔盐堆中氚的控制和监测[J]. 核技术, 2011, 34(8): 632–636
- HUANG Yu, LIU Wei, XIAO Detao, *et al.* Control and monitoring of tritium in molten salt reactor[J]. Nuclear

- Techniques, 2011, **34**(8): 632–636
- 15 蒋国强, 罗德礼, 陆光达, 等. 氚与氦的工程技术[M]. 北京: 国防工业出版社, 2007: 130–133
- JIANG Guoqiang, LUO Deli, LU Guangda, *et al.* Tritium and industry techniques of tritium[M]. Beijing: National Defense Industry Press, 2007: 130–133
- 16 Mays G T, Smith A N, Engle J R. Distribution and behavior of tritium in the coolant-salt technology facility[R]. ORNL/TM-5759, USA: ORNL, 1977

Source terms calculation for the MSRE with on-line removing radioactive gases

ZHANG Zhihong^{1,2} XIA Xiaobin¹ ZHU Xingwang¹ CAI Jun¹

¹(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Jiading Campus, Shanghai 201800, China)

²(University of Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China)

Abstract Background: Molten salt reactor (MSR), a candidate of the Generation IV reactors, has the advantages of inherent safety, on-line refueling and good neutron economy. Neutrons absorption of the poisons such as ¹³⁵Xe and ⁸⁵Kr would affect the reactivity of the reactor. As a result, on-line processing is required to remove gases when the reactor is run. Most of the computation codes that are available for calculation of the source terms have not taken liquid fuel flow and online reprocessing into account. **Purpose:** This paper attempts to analyze the impacts of on-line removing radioactive gases on the source terms and provide reliable source terms for the radiation protection of MSR. **Methods:** Source terms of the Molten Salt Reactor Experiment (MSRE), - originally developed at the Oak Ridge National Laboratory (ORNL) of USA, with/without on-line processing are calculated by using self-developed code PostTRITON and the TRITON module of the SCALE5.1 package. **Results:** The productions of the radioactivity of fission products and tritium were calculated for MSRE, and compared with the data given by ORNL. The results were consistent within the error of $\pm 8\%$. **Conclusion:** The calculation method of the source terms for the MSRE with on-line removing radioactive gases is feasible and reliable to provide important data for the radiation protection of MSRs.

Key words SCALE5.1, Molten Salt Reactor Experiment (MSRE), Source terms, Online processing
CLC TL364