



·蒙特卡罗方法及其应用·

基于 VHTRC 的棱柱式高温气冷堆核设计程序验证

袁 媛¹, 张成龙¹, 刘国明¹, 堵树宏¹, 霍小东¹, 冯致远², 杜夏楠³

(1. 中国核电工程有限公司, 北京 100840; 2. 清华大学 工程物理系, 北京 100084; 3. 西安交通大学 核科学与技术学院, 西安 710049)

摘 要: 高温气冷堆是国际公认的固有安全性高的反应堆堆型。针对高温气冷堆包覆颗粒燃料引入的燃料组件的双重非均匀性以及棱柱式堆芯布置的非均匀性和强空间耦合效应, 提出基于蒙特卡罗均匀化-确定论运输方法的 RMC-SaraGR 程序系统作为棱柱式高温气冷堆的核设计程序。基于日本棱柱式高温气冷堆临界实验装置 VHTRC 基准题, 针对此套核设计程序系统开展了均匀化模型研究和初步验证。研究结果表明, 基于蒙特卡罗均匀化方法, 采用全堆模型、合适的能群结构和分区方式产生组件群常数, 并经过超级等效均匀化方法进行等效均匀化修正, 可以保证堆芯多群均匀计算具有较高的计算精度。

关键词: 棱柱式高温气冷堆; 蒙特卡罗均匀化; 超级均匀化; 全堆均匀化; 堆芯运输

中图分类号: TL329 文献标志码: A doi: 10.11884/HPLPB202234.210362

Validation of a nuclear code system for prismatic high temperature gas-cooled reactors based on the Very High Temperature Reactor Critical Assembly benchmark

Yuan Yuan¹, Zhang Chenglong¹, Liu Guoming¹, Du Shuhong¹, Huo Xiaodong¹, Feng Zhiyuan², Du Xia'nan³

(1. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd, Beijing 100840, China;

2. Department of Engineering Physics, Tsinghua University, Beijing 100084, China;

3. School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China)

Abstract: The inherent safety characteristic of high temperature gas-cooled reactor (HTGR) is universally acknowledged. On account of the double-heterogeneity of the coated fuel and the irregular core pattern of the prismatic HTGR, a code system based on Monte-Carlo homogenization and deterministic transport concept was used as a nuclear design code system for prismatic HTGR. An investigation on homogenization model and preliminary validation of this code system is conducted based on VHTRC benchmark which is a prismatic HTGR criticality assembly. The validation results indicate that group constants generation based on Monte-Carlo homogenization and appropriate energy group, then modified by super homogenization (SPH) method further, ensures high precision of homogeneous core calculation.

Key words: prismatic high temperature gas-cooled reactor; Monte-Carlo homogenization; super homogenization; full-core homogenization; core transport

高温气冷堆是国际公认的固有安全性高的反应堆堆型。根据燃料元件几何形状, 高温气冷堆通常可分为球床式高温气冷堆和棱柱式高温气冷堆。反应堆发展历史上, 联邦德国高温气冷实验堆 AVR、钍高温反应堆 THTR-300 和南非球床模块高温气冷堆 PBMR 属于球床式高温气冷堆; 美国的桃花谷实验堆、圣符伦堡核电厂、日本高温工程实验堆 HTTR 属于棱柱式高温气冷堆^[1]。

高温气冷堆采用石墨慢化和包覆颗粒燃料, 堆芯具有双重非均匀性, 传统的轻水堆核设计程序对高温气冷堆不再适用。清华大学核研院采用德国于利希研究中心开发的 VSOP 程序作为球床模块式高温气冷堆 HTR-PM 的核设计程序^[2]。但是, 由于棱柱式高温气冷堆与球床堆的燃料元件形式不同, 并且棱柱式高温气冷堆燃料组件、石

* 收稿日期: 2021-08-23; 修订日期: 2021-10-09

联系方式: 袁 媛, yuan yuan@cnpe.cc。

通信作者: 刘国明, liu guo ming@cnpe.cc。

墨组件、控制棒组件在活性区内相间排布,空间耦合效应和各向异性更加显著,因此球床堆芯的设计工具也不适用于棱柱式堆芯。针对包覆颗粒燃料引入的双重非均匀性和棱柱式高温气冷堆堆芯布置的非均匀性,本文提出基于蒙特卡罗均匀化-确定论运输的程序系统作为棱柱式高温气冷核设计程序,并基于 VHTRC 基准题对此套核设计程序开展初步验证。

1 VHTRC 临界实验装置

VHTRC 是一个采用棒状包覆颗粒燃料和石墨慢化的临界装置,用于验证与 HTTR 中子设计相关的计算精度^[1]。它位于日本原子能研发中心,于 1985 年 5 月 13 日首次实现临界。VHTRC 堆芯由六棱柱组件构成,在轴向上分为固定和可移动的两段。燃料芯块由弥散在石墨基质中的 BISO 型包覆颗粒组成,燃料核芯分别为质量分数 2% 和 4% 低富集度的二氧化铀。HP 堆芯装载方案包含 12 个 B-4 类型燃料组件和 1 个 B-2 类型燃料组件,其中 B-4 组件内布置有 12 根燃料棒,B-2 组件内非均匀地布置有 6 根燃料棒,其径向、轴向截面如图 1 所示。

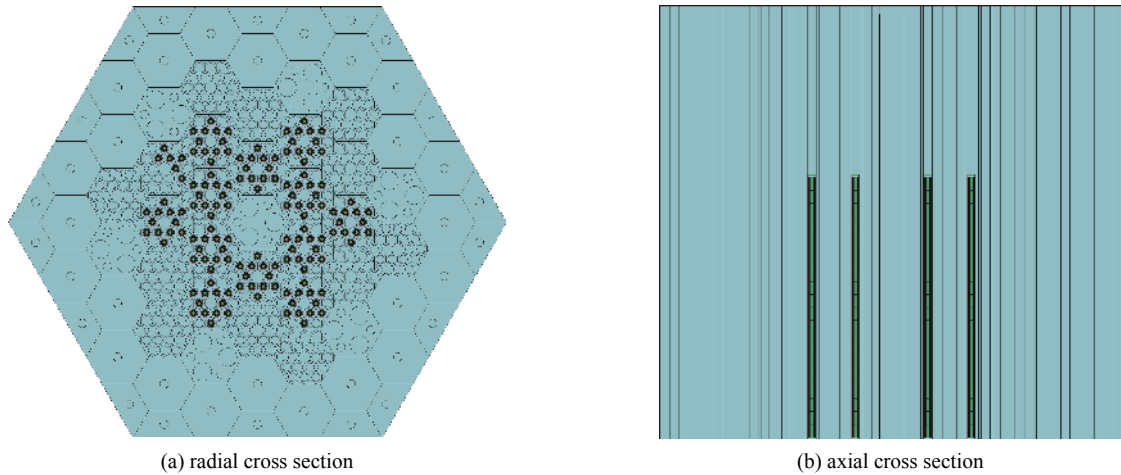


Fig. 1 VHTRC HP core cross sections

图 1 VHTRC HP 堆芯截面图

2 计算程序

针对棱柱式高温气冷堆,中国核电工程有限公司联合清华大学工程物理系反应堆工程计算分析(REAL)实验室、西安交通大学核工程计算物理实验室研制开发了核设计程序系统。该系统由组件程序、组件堆芯接口程序、堆芯程序三部分组成。其中,组件堆芯接口程序通过 Python 脚本调用组件程序进行多种堆芯状态下组件群常数计算,形成关于温度和燃耗深度等变量的多参数截面库和精细网格重构数据库。

2.1 组件程序 RMC

组件程序采用基于连续能量蒙特卡罗方法的反应堆蒙特卡罗程序(RMC)^[4],替代传统的确定论组件程序来产生均匀化群常数。RMC 采用连续能量点截面基于精细几何直接进行粒子追踪,使用体积通量权重法产生均匀化群常数^[5-6],避免了确定论中复杂的共振近似处理,具有能谱普适性。RMC 具有随机介质输运计算功能^[7],可以显式模拟包覆颗粒在基质中随机排布。另外,利用 RMC 几何建模的灵活性,还可以方便地构建单组件模型、多组件模型或全堆模型进行群常数统计,减少边界条件的近似。

通过组件堆芯接口程序,可以采用超级均匀化(SPH)方法进一步修正直接统计的各区群常数。SPH 方法的思路是保证均匀化前后各区的反应率守恒,即

$$\Sigma_{k,g} \phi_{k,g} = \tilde{\Sigma}_{k,g} \tilde{\phi}_{k,g} \quad (1)$$

$$\mu_{k,g}^{(n)} = \frac{\phi_{k,g}}{\tilde{\phi}_{k,g}^{(n-1)}} \quad (2)$$

式中: $\Sigma_{k,g}$ 和 $\phi_{k,g}$ 是非均匀计算统计的第 k 区 g 群宏观截面和通量; $\tilde{\Sigma}_{k,g}$ 和 $\tilde{\phi}_{k,g}$ 是均匀计算统计的第 k 区 g 群的宏观截面和通量; $\mu_{k,g}^{(n)}$ 是第 $n-1$ 次均匀计算后得到的第 k 区 g 群的 SPH 因子。

根据均匀化前后系统的各群体通量之和相等的原则,对通量进行归一化处理。由非均匀计算的中子通量和均匀计算的中子通量之比,即可得到 SPH 因子。然后用此 SPH 因子修正对应群常数,进行下一次均匀计算。以此迭

代,直至 SPH 因子收敛。

2.2 堆芯程序 SaraGR

堆芯程序采用三维中子输运确定论程序 SaraGR,进行堆芯详细核设计计算。SaraGR 采用离散纵标节块方法进行输运计算^[8],适用于三角形、方形和六棱柱几何;采用节块平衡有限差分 NEFD 方法,建立稳定且有效的迭代方案,减少系数存储,提高计算效率;采用线性子链方法求解点燃耗方程。

3 计算结果

3.1 计算模型调整

在 VHTRC 反射层外边界上,部分六边形石墨组件被截断一半,不是一个完整的六边形网格。为了满足堆芯程序六边形网格建模的要求,先将边界上截断的石墨组件扩充为完整六边形组件,如图 2(a)所示。为了保持调整后模型与原始模型的 k_{eff} 一致,调整该扩充组件的石墨密度。原模型及密度调整过程中 k_{eff} 变化结果如表 1 所示。当扩充组件的石墨密度调整为原密度的 0.6 倍时,调整前后模型的 k_{eff} 基本一致。同时比较模型调整前后的径向功率分布,最大功率分布偏差小于 0.5%。因此,调整后模型的 k_{eff} 和功率分布与原模型十分接近,模型调整对堆芯的中子物理学特性影响极小,下面将基于此调整模型开展计算分析。

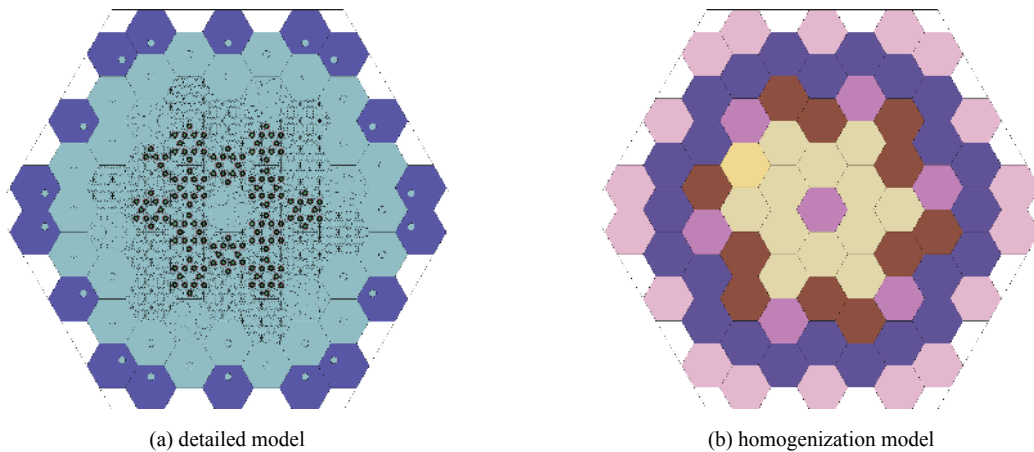


Fig. 2 VHTRC HP core cross sections after modification

图 2 VHTRC HP 堆芯调整后截面图

表 1 调整截断石墨组件密度下的 k_{eff} 结果

Table 1 k_{eff} results of different density adjustment cases

density adjustment factor	k_{eff}	standard deviation	$\Delta k_{\text{eff}}/10^{-5}$
original	1.008 71	0.000 26	0
0.5	1.007 65	0.000 27	-106
0.6	1.008 77	0.000 24	6
0.65	1.010 31	0.000 24	160

3.2 能群结构选择

本文基于全堆模型同时统计不同类型组件的均匀化群常数,真实地还原了组件在堆芯中的实际边界条件。为了选择出适用于该棱柱式高温气冷堆的能群结构,下面将基于传统热堆组件程序 CASMO^[9] 内置的不同能群结构,分别统计群常数并代入蒙特卡罗多群堆芯计算,研究能群结构对均匀化计算的影响。均匀化后的多群计算模型如图 2(b)所示,不同能群结构下的 k_{eff} 计算结果如表 2 所示。随着能群结构逐渐加细,多群均匀计算的结果越接近精细模型下连续能量截面的参考解。当能群结构加细到 25 群后, k_{eff} 偏差随能群增加的下趋势逐渐减缓。

即使采用较细能群结构,多群均匀计算的 k_{eff} 偏差仍高达约 900×10^{-5} ,需要采用等效均匀化方法对群常数进行修正。因此,选择 8 群和 25 群能群结构进一步开展 SPH 计算分析,研究采用 SPH 因子修正群常数对 k_{eff} 计算精度的改善效果。SPH 迭代计算过程中 k_{eff} 变化如图 3 所示,当迭代次数超过 20 次后, k_{eff} 逐渐稳定。采用 8 群能群结构,SPH 修正可将多群均匀计算的 k_{eff} 偏差从略超 1500×10^{-5} 降低到约 500×10^{-5} ;采用 25 群能群结果,SPH 修正可将

表 2 不同能群结构下的 k_{eff}
Table 2 k_{eff} of different energy group structure cases

case	k_{eff}	standard deviation	$\Delta k_{\text{eff}}/10^{-5}$
CE	1.00927	0.00011	
MG-4g	1.02818	0.00009	1891
MG-8g	1.02476	0.00011	1549
MG-16g	1.02391	0.00011	1464
MG-25g	1.01844	0.00010	917
MG-40g	1.01786	0.00011	859
MG-70g	1.01661	0.00009	734

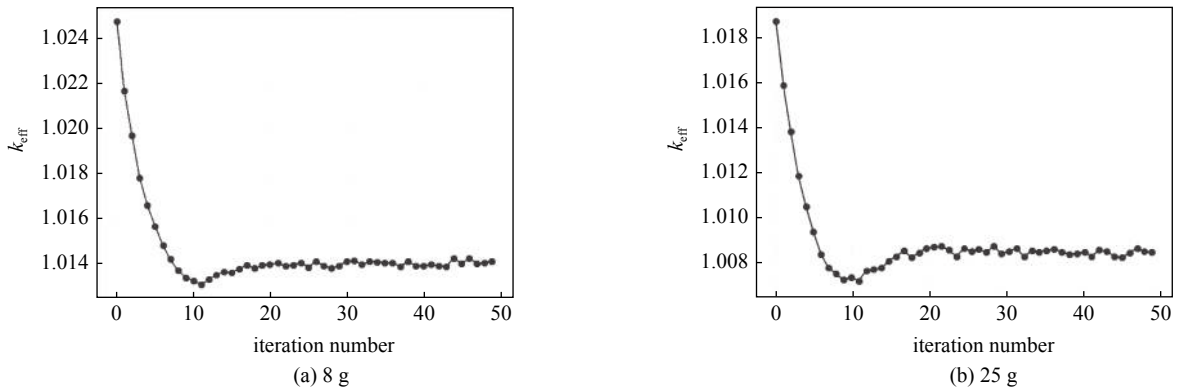


Fig. 3 k_{eff} in SPH iteration process

图 3 SPH 迭代计算中 k_{eff} 变化

多群均匀计算的 k_{eff} 偏差从略超 900×10^{-5} 降低到约 100×10^{-5} , 计算精度改善效果明显。

3.3 不同分区方式比较

前面根据组件类型对群常数统计区域进行了划分, 采用 25 群能群结构和 SPH 修正后, 均匀化后 k_{eff} 偏差降低到 100×10^{-5} 以内, 但 B-2 组件附近的 B-4 燃料组件的功率分布呈现出了明显误差, 如表 3 中第 3 号组件。为了体现出 B-2 组件燃料棒非均匀化布置对附近 B-4 组件的影响, 将 B-4 组件按周围组件类型进一步细分成 3 类, 即内环 6 个组件一类, 外环靠近 B-2 燃料棒的 B-4 组件单独为一类, 其他外环 B-4 组件为一类。同时, 将控制棒组件按所

表 3 不同分区下功率分布偏差

Table 3 Power discrepancy of different zoning cases

No.	relative error/%	
	case 1	case 2
1	0.09	0.10
2	-0.53	-0.54
3	1.40	0.08
4	0.09	0.47
5	-0.20	-0.04
6	0.52	0.38
7	-0.34	-0.05
8	-0.34	-0.12
9	0.18	0.07
10	-0.38	-0.18
11	-0.48	-0.33
12	0.20	0.12
13	0.19	0.16

处径向位置分为两类,即中心控制棒组件为 1 类,燃料组件外围的控制棒组件为一类。比较两种分区下统计的群常数所对应的多群均匀计算的 k_{eff} 和功率分布,结果如表 3、4 所示。以连续能量精细模型计算结果为参考解,第二种分区方式下的 k_{eff} 偏差和功率分布偏差更小,群常数统计分区细化后的多群均匀计算精度更高。

表 4 不同分区下的 k_{eff}
Table 4 k_{eff} of different zoning cases

	k_{eff}	standard deviation
case 1	1.00843	0.00010
case 2	1.00951	0.00008

3.4 组件堆芯程序耦合计算

基于组件程序 RMC,初步确定了群常数产生的能群结构和分区方式。最终,将产生的 25 群群常数代入确定论堆芯程序 SaraGR 中进行堆芯计算。基于上述均匀化模型和计算流程,针对 VHTRC 基准题给出的五个温度点,依次进行群常数产生计算和堆芯计算,计算结果如表 5 所示。将 SaraGR 计算结果与基准题文档中给出的基准解、MVP-II 程序计算结果以及 RMC 连续能量截面计算结果进行比较,四者 k_{eff} 随温度变化趋势符合良好。以基准解作为参考,RMC 连续能量截面计算和 SaraGR 堆芯计算的 k_{eff} 均在基准解的 1 倍标准偏差内。以 RMC 连续能量截面计算值为参考解,SaraGR 堆芯计算 k_{eff} 偏差在 200×10^{-5} 以内。

表 5 不同温度下 k_{eff}
Table 5 k_{eff} of different temperature cases

T/K	k_{eff}			
	benchmark	MVP-II	RMC-CE	SaraGR
298.65	1.0115±0.0032	1.00706±0.00006	1.00927±0.00011	1.00981
344.35	1.0046±0.0033	0.99998±0.00006	1.00263±0.00010	1.00219
374.05	0.9994±0.0035	0.99527±0.00006	0.99778±0.00011	0.99713
423.65	0.9906±0.0035	0.98700±0.00006	0.98925±0.00010	0.98823
472.75	0.9820±0.0037	0.97893±0.00006	0.98140±0.00011	0.97957

为了验证堆芯程序的截面插值功能,利用组件程序 RMC 产生了 298.65, 400, 500 K 三个温度点的截面库,堆芯程序 SaraGR 基于生成的三个温度点截面库,对基准题文档中的五个温度点开展堆芯计算。针对非参考温度点的截面,程序内部采用分段线性插值方法进行截面计算,最终 k_{eff} 的计算结果如表 6 所示。

表 6 截面插值计算结果
Table 6 Results with interpolation of cross sections

T/K	k_{eff}		$\Delta k_{\text{eff}}/(10^{-5})$
	RMC-CE	SaraGR-Interp	
298.65	1.00927±0.00011	1.00982	55
344.35	1.00263±0.00010	1.00138	-125
374.05	0.99778±0.00011	0.99642	-136
400.00	0.99321±0.00011	0.99234	-87
423.65	0.98925±0.00010	0.98787	-138
472.75	0.98140±0.00011	0.97930	-210
500.00	0.97677±0.00011	0.97491	-186

与表 5 中采用精确温度库的 SaraGR 堆芯计算结果相比,采用分段线性插值引入的 k_{eff} 偏差小于 100×10^{-5} ,其与 RMC 连续能量截面计算的 k_{eff} 偏差也在 210×10^{-5} 以内。根据 298.65 K 和 472.75 K 温度点对应的 k_{eff} ,计算得到的该温度范围内的等温温度系数 α_T ,如表 7 所示。以 RMC 连续能量截面计算值为参考解,采用精确温度库或线性插值的堆芯程序 SaraGR 计算结果的相对误差均在 10% 以内。

表 7 等温温度系数

Table 7 Isothermal reactivity coefficient

case	$\alpha_T/(10^{-5} \cdot K^{-1})$
benchmark	-17.1
MVP-II	-16.4
RMC-CE	-16.2
SaraGR	-17.6
SaraGR-Interp	-17.7

4 结 论

针对棱柱式高温气冷堆系统的双重非均匀性和强空间耦合效应等特性,本文提出了基于蒙特卡罗均匀化-确定论输运的核设计程序框架。基于日本棱柱式高温气冷堆临界实验装置 VHTRC 基准题,本文针对 RMC-SaraGR 核设计程序系统开展了均匀化模型研究和初步耦合验证,得到以下结论:(1)基于蒙特卡罗均匀化方法的组件程序,可以处理随机排布的包覆颗粒燃料的双重非均匀性,具备很高的准确性和普适性;(2)SPH 方法通过调整各区截面而保持各区反应率守恒,可以有效降低均匀化过程中引入误差,提高均匀系统的 k_{eff} 和功率分布计算精度;(3)基于 RMC-SaraGR 的组件堆芯程序系统,可以满足棱柱式高温气冷堆中子输运计算需求。未来将针对核设计程序的其他堆芯分析功能,如燃耗计算、临界搜索、核热耦合等功能,开展进一步计算验证。

致 谢 感谢清华大学 REAL 实验室和西安交通大学 NECP 实验室给予的指导和帮助。

参考文献:

- [1] 吴宗鑫,张作义. 先进核能系统和高温气冷堆[M]. 北京: 清华大学出版社, 2004. (Wu Zongxin, Zhang Zuoyi. The advanced nuclear energy system and high temperature gas-cooled reactor. Beijing: Tsinghua University Press, 2004)
- [2] 张竞宇,李富,孙玉良. 球床高温气冷堆初装堆芯的物理计算方法及验证[J]. 清华大学学报(自然科学版), 2017, 57(4): 405-409. (Zhang Jingyu, Li Fu, Sun Yuliang. Neutronics calculation methods for the first core of the pebble bed high temperature gas cooled reactor[J]. Journal of Tsinghua University (Science and Technology), 2017, 57(4): 405-409)
- [3] Tsuyoshi Y, Yasunori K, Yuta E. Temperature effect on reactivity in VHTRC-1 core[R]. VHTRC-GCR-EXP-001, 2006.
- [4] Wang K, Li Z G, She D, et al. RMC – A Monte Carlo code for reactor core analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 82: 121-129.
- [5] 吴高晨. 基于RMC的连续能量蒙特卡罗均匀化与群常数产生[D]. 北京: 清华大学, 2018. (Wu Gaochen. Research on continuous energy Monte Carlo homogenization and group constant generation based on RMC[D]. Beijing: Tsinghua University, 2018)
- [6] Yuan Y, Xing J, Huo X D, et al. Research on the on-the-fly homogenization method based on RMC code for criticality calculations[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 135: 106985.
- [7] Liu S, She D, Liang J G, et al. Development of random geometry capability in RMC code for stochastic media analysis[J]. *Annals of Nuclear Energy*, 2015, 85: 903-908.
- [8] 卢皓亮,吴宏春,曹良志,等. 中子输运方程的三角形节块SN方法研究[J]. *核动力工程*, 2006, 27(5): 6-11. (Lu Haoliang, Wu Hongchun, Cao Liangzhi, et al. Nodal SN method for neutron transport equation in triangular geometry[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2006, 27(5): 6-11)
- [9] Joel D R. CASMO-5: a fuel assembly burnup program user's manual[R]. SSP-07/431 Rev 9, 2015.