

铀水系统核临界安全的蒙特卡罗计算

荆永宇, 陶丽娟, 林 华

(兰州铀浓缩厂, 甘肃 兰州 730065)

摘要: 本工作涉及应用蒙特卡罗程序 MCNP4B 对铀水系统核临界实验数据进行验证计算和对 740 L 容器取料时漏入 CaCl_2 盐水后形成的 $\text{UO}_2\text{F}_2\text{-CaCl}_2$ 水溶液系统的有效增值系数 k_{eff} 的模拟计算。计算结果表明, MCNP4B 程序对铀水系统核临界安全计算是有效的, 漏入盐水后形成的均匀 $\text{UO}_2\text{F}_2\text{-CaCl}_2$ 水溶液系统是核临界安全的。计算结果为实际生产中的核临界安全性提供了理论依据。

关键词: 铀水系统; 核临界安全; 蒙特卡罗模拟计算

中图分类号: TL211

文献标识码: A

文章编号: 1000-6931(2006)S0-0082-03

Monte-Carlo Calculation of Nuclear Criticality Safety of Uranium-Water System

JING Yong-yu, TAO Li-juan, LIN Hua

(Lanzhou Uranium Enrichment Plant, Lanzhou 730065, China)

Abstract: The research concerns in nuclear criticality experiments data verifying calculation with Monte-Carlo code for uranium-water system and the simulating calculation of effective multiplication factor, k_{eff} , in $\text{UO}_2\text{F}_2\text{-CaCl}_2$ water solution system formed by taking materials from 740 L materials container and leaking CaCl_2 salty water. The calculated results show that the MCNP4B code is effective in uranium-water system nuclear safety calculation and it is nuclear criticality safe for $\text{UO}_2\text{F}_2\text{-CaCl}_2$ water solution system. As a result, it can be a theoretical basis in nuclear criticality safety for reality production.

Key words: uranium-water system; nuclear criticality safety; verifying calculation with Monte-Carlo code

解决临界安全问题的基础是临界实验数据。核燃料循环中所遇到的系统种类繁多, 涉及铀和钚、溶液和固体、单体和多体, 系统的几何形状多样。此外, 有些系统难用实验模拟, 因而, 用理论计算方法解决临界安全问题成为常

用手段。所用理论计算方法和所选用的核参数需经过相应的临界实验数据验证, 以验证理论计算方法的适用性和偏差范围。临界安全不仅是为确保核安全, 而且是要为在留有适当安全裕量前提下扩大操作量, 以提高经济性。

1 蒙特卡罗程序 MCNP4B

MCNP 程序是由美国洛斯阿拉莫斯国家实验室的蒙特卡罗小组在一系列程序工作的基础上集中编制的 1 个具有当前最高水平的大型通用中子-光子输运程序。与其他程序相比,在功能、技巧、几何能力和取用数据方面有很大提高,被称为“超级蒙特卡罗程序”。

MCNP4B 程序有如下特点:1) 使用精细的点截面核数据库,任一中子能量的截面数据皆可用相邻两点截面值线性插值求得,因而也称连续截面;2) 几何描述功能强大,应用广泛,可应用于复杂的可裂变物质的临界计算,如双非均匀系统的临界计算;也可应用于复杂几何的临界计算。

2 MCNP4B 程序验证计算

按照核临界安全方面的国家标准 GB 15146.2—94“只要有合适的实验数据,就必须使次临界限值建立在由实验导出的数据之上”的规定,为确定 MCNP4B 程序的适用范围,用 MCNP4B 程序进行临界实验数据的验证计算。

2.1 实验数据的调研和查询

在原有实验数据基础上,为满足验证计算需要,从中国核情报中心、国家图书馆等处调研、查询和收集到美国、英国和法国的一些实验数据,并对所收集到的数据进行了考证。

2.2 验证计算

分别对约 5%、约 30%、约 44.6%、约 93% UO_2F_2 水溶液、不同简单几何形状和反射层条件下的系统,共 172 个方案,分 4 批进行了验证计算:1) 第 1 批,涉及约 5% UO_2F_2 水溶液实验数据验证计算,计算了 60 个方案;2) 第 2 批,涉及 4.89%~93% UO_2F_2 水溶液实验数据验证计算,计算了 73 个方案;3) 第 3 批,涉及约 5% UO_2F_2 水溶液多体系统实验数据验证计算,计算了 11 个方案;4) 第 4 批,为 UF_4 -石蜡长方体系统,计算了 28 个方案。

第 1 批验证计算的总平均 Δk ($\Delta k = |k_{\text{eff}} - 1|$) = 0.008 5;第 2 批验证计算的中浓实验的总平均 Δk = 0.019,高浓实验的总平均 Δk = 0.002,中浓转换数据的总平均 Δk = 0.011,低浓转换数据的总平均 Δk = 0.013;第 3 批验证计算的总平均 Δk = 0.006 3;第 4 批验证计算

的总平均 Δk = 0.006 5。

从以上验证计算结果可看出,就 MCNP4B 程序在铀氢慢化系统核临界安全计算中的应用而言,对于不同²³⁵U 富集度、不同几何形状的 UO_2F_2 水溶液系统,特别是约 5% UO_2F_2 水溶液系统,MCNP4B 程序是十分适用的;对低 H 与²³⁵U 原子数比系统(以下称作 H/5 系统)也是适合的。

总体来说,以上 MCNP4B 程序的验证计算方案的 UO_2F_2 水溶液浓度、H/²³⁵U 原子数比(以下称作 H/5 比)和几何形状等基本上覆盖了某容器取料时漏入盐水条件下的核临界安全问题的范围,验证计算的结果又表明 MCNP4B 程序在该范围内有效。所以,可用 MCNP4B 程序对某容器取料漏入盐水的系统进行核临界安全计算。

3 某取料容器漏入盐水的核临界安全计算

3.1 计算范围和计算方案

3.1.1 计算范围 UF_6 水解过程是一复杂动态过程,本文设定某容器漏入 CaCl_2 盐水后全部 UF_6 被水解,且尚有多余 H_2O ,从而形成 UO_2F_2 - CaCl_2 均匀水溶液系统(如果漏入的盐水不足以水解全部 UF_6 ,则形成 UO_2F_2 - UF_6 非慢化系统,该系统是临界安全的)。计算范围如下:在漏入的 1 cm^3 CaCl_2 盐水中, H_2O 的质量 0.926 2 g,相当于纯水体积份额为 0.926 2,于是有 $m_a = 0.926 2 V_a$, $V_2 = (1 - 0.926 2) V_a$ 。 CaCl_2 盐水漏入量 V_a 选取 3 种,相应的水(H_2O)量 m_a 和 CaCl_2 所占容积 V_2 列于表 1。H/5 比的范围定为 20~1 000,选用 20、40、60、80、100、200、400、600、800 和 1 000。考虑两种几何形状:1 种是在半椭圆旋转体上加一段圆柱(系统活性区体积 V 小于半椭圆旋转体体积时,免除这种计算);另 1 种是球形。

表 1 CaCl_2 盐水的漏入量

Table 1 Quality of leaked CaCl_2 salty water

选取条件	CaCl_2 盐水漏量 V_a/L	水(H_2O)量 m_a/kg	CaCl_2 体积 V_2/L
保护杯内最大容盐水量	74	68.54	5.46
垫橡胶块时盐水量	57.36 L	53.72	4.28
下焊缝以上盐水量	37.4 L	37.05	2.95

3.1.2 计算方案 按表1所列3种盐水漏量计算3组方案,每组计算10种不同的H/5比,共计30个方案。方案号由4位数字组成:前两位数字表示漏入盐水量(L),如74、58、40;后两位数字表示H/5比值由小到大的序号,从01到10分别对应H/5比为20、40、60、80、100、200、400、600、800和1000。第3组漏入盐水40L用全水反射球计算。第1、2组(漏入盐水74、58L)也作按全水反射球的计算,相应方案号后多加一字符“P”。这样,共50个计算方案。

3.2 计算结果

对全部50个计算方案,按要求编写输入文

件,用MCNP4B程序计算740L容器取料时漏入CaCl₂盐水后形成的UO₂F₂-CaCl₂水溶液系统的 k_{eff} ,计算结果列于表2。表中 k_{eff} 的计算误差除方案4003为±0.002外,其余方案均为±0.001。由表2可知,对于740L容器取料时漏入盐水后生成的UO₂F₂-CaCl₂水溶液系统,在3种不同的漏水量条件下,无论按容器底部形状(即半椭圆旋转体上加一段圆柱)或球形计算,系统的有效增殖系数 k_{eff} 计算值均在H/5比约80时达到最大值。以全水反射球为例,H/5比约80时的有效增殖系数最大值 $k_{\text{eff,max}}$ 和相应的UF₆取料量列于表3。

表2 740L容器取料时漏入盐水的核临界计算结果

Table 2 Nuclear criticality calculation result of taking materials from 740 L container leaked salty water

盐水漏量/L	系统几何类型 ¹⁾	不同计算方案号的 k_{eff} ²⁾									
		0.575	0.641	0.664	0.623	0.683	0.641	0.511	0.434	0.370	0.322
74	A	(7401)	(7402)	(7403)	(7404)	(7405)	(7406)	(7407)	(7408)	(7409)	(7410)
	B	(7401P)	(7402P)	(7403P)	(7404P)	(7405P)	(7406P)	(7407P)	(7408P)	(7409P)	(7410P)
58	A	(5801)	(5802)	(5803)	(5804)	(5805)	(5806)	(5807)	(5808)	(5809)	(5810)
	B	(5801P)	(5802P)	(5803P)	(5804P)	(5805P)	(5806P)	(5807P)	(5808P)	(5809P)	(5810P)
40	A	(4001)	(4002)	(4003)	(4004)	(4005)	(4006)	(4007)	(4008)	(4009)	(4010)

注:1)系统几何类型A表示全水反射球系统;B表示系统为半椭圆旋转体上加一段圆柱,侧底为水反射,顶部为HF反射

2) k_{eff} 数值下面括号内为该值所对应的计算方案号

作为比较,应用KENOIV程序的计算结果同列于表3。比较可知, $k_{\text{eff,max}}$ 的本文计算值高于KENOIV程序计算值。从表3可看出,对740L容器在UF₆取料量为200~400kg、漏入盐水量为40~74L条件下,系统的 k_{eff} 值最大仅为0.772,系统是核临界安全的。

表3 H/5≈80时的球形 $k_{\text{eff,max}}$

Table 3 $k_{\text{eff,max}}$ of sphere at ratio of H/5 ≈80

盐水漏量/L	UF ₆ 取料量/kg	$k_{\text{eff,max}}$	
		MCNP4B	KENOIV
74	约380	0.772	0.65
58	约300	0.749	0.63
40	约205	0.707	0.60

4 结论

1)用MCNP4B程序计算得到740L容器取料时漏入盐水不超过74L后生成的UO₂F₂-CaCl₂均匀水溶液系统的最大 k_{eff} 值为0.772,远低于建议限制的 k_{eff} 值(0.90),说明740L系统是临界安全的。

2)740L容器漏入盐水的系统尚有以下3个方面附加的安全裕度:偏大地认为保护杯中全部盐水均漏入容器;偏大地使用了除Ca和Cl以外的核密度(在考虑CaCl₂所占体积时未按体积比缩小这些核密度);偏安全地用侧面和底部全水反射,或直接按全水反射球计算。