

中国先进研究堆事故源项分析

黄东兴,浦胜娣,李吉根

(中国原子能科学研究院 反应堆工程研究设计所,北京 102413)

摘要:研究建立了中国先进研究堆(CARR)在事故工况下放射性核素从燃料芯块向环境释放的数学模型。根据CARR初步事故分析结果,对可能导致放射性向外界释放的5种事故工况(小破口失水事故、换热器传热板破裂事故、重水回路管道破裂事故、燃料操作事故、冷却剂流道堵塞事故)以及假想的3盒组件燃料板熔化超设计基准事故进行了源项分析,分别给出了不同事故和释放途径下释放到环境的放射性核素的量,以防止事故情况下公众和环境遭受过量放射性损伤。

关键词:中国先进研究堆;数学模型;事故源项分析

中图分类号:TL732 **文献标识码:**A **文献编号:**1000-6931(2005)05-0438-04

Accident Source Term Analysis in China Advanced Research Reactor

HUANG Dong-xing, PU Sheng-di, LI Ji-gen

(China Institute of Atomic Energy, P. O. Box 275-120, Beijing 102413, China)

Abstract: The mathematics model in which radioactive nuclides are released from nuclear fuel to the environment during accident conditions in China Advanced Research Reactor(CARR) is established. The source terms in the following accidents are analyzed, including small loss of coolant accident, heat exchanger plate break, heavy water loop break, fuel handling accident, coolant channel blocking accident, and three fuel assemblies meltdown. The quantities of radioactive nuclides released to the environment through different paths during accidents are given to prevent undue radiological hazard to the public during accident conditions.

Key words: China Advanced Research Reactor; mathematics model; accident source term analysis

事故源项指事故时从反应堆释放到环境的放射性核素的活度。

中国先进研究堆(CARR)事故源项分析,根据CARR设计准则《CARR运行及事故工况分类》,应对、、、类工况中有代表性的典型事故进行放射性释放源项计算,其结果要

满足Q/ZYY031.03-2000《CARR事故分析准则》的要求。

根据CARR事故分析的结果,在CARR的各种事故工况中有可能导致向外界放射性释放的主要有5种事故^[1],对这5种事故及增加的一种最严重超设计基准的附加工况进行事故源项分析。

收稿日期:2004-02-09;修回日期:2004-03-15

作者简介:黄东兴(1974—),男,江西波阳人,副研究员,硕士,核能科学与工程专业

1 数学模型

假设事故时堆芯放射性瞬时从包壳中释放,先经过水池过滤后直接进入大厅,与大厅内气体均匀混合。由于大厅的泄漏,放射性物质经过门窗泄漏到环境中。

因核素的衰变和门窗泄漏,使得大厅中的放射性核素的浓度不断减小,对于每一种核素,其浓度均按式(1)的规律变化:

$$\frac{Vdc}{dt} = -Vc - V_3c \quad (1)$$

式中: λ 为核素的衰变常量, h^{-1} ; V 为大厅体积, m^3 ; c 为大厅放射性核素的浓度, Bq/m^3 ; t 为时间, h ; λ_3 为门窗泄漏率, d^{-1} ; Vc 为由于核素衰减单位时间内放射性核素减少量; V_3c 为由于门窗泄漏单位时间内放射性核素减少量。

通过门窗向环境排放的放射性核素的活度为:

$$A = \int_0^t V_3 c dt \quad (2)$$

其中: A 和 c 为时间的函数。

$$c(t) = c_0 e^{-(\lambda + \lambda_3)t} \quad (3)$$

$$A(t) = \frac{c_0 \lambda_3}{\lambda + \lambda_3} (1 - e^{-(\lambda + \lambda_3)t}) \quad (4)$$

事故时,破损或熔化元件中各放射性核素的活度(Bq)为:

$$A_0 = A_0 F \quad (5)$$

式中: A_0 为堆芯内放射性核素的贮量, Bq, 由 ORIGEN2 程序计算得到; F 为事故时破损或熔化元件数占总元件数的份额,不同事故下的 F 均不相同。

事故发生初始时刻大厅内各放射性核素的活度(Bq)为:

$$A_1 = A_0 K_r P_1 P_2 \quad (6)$$

式中: K_r 为径向通量不均匀因子; P_1 为燃料中该核素的释放份额; P_2 为经过池水滞留后核素的释放因子。

大厅初始放射性浓度(Bq/m^3)为:

$$c_0 = \frac{A_1}{V} \quad (7)$$

2 事故源项分析

2.1 堆芯放射性核素贮量

利用 ORIGEN2 程序计算 CARR 在核功率为 60 MW、运行 50 d 时的堆芯放射

性核素活度(表 1)。表中同时给出了停堆后 2 h、8 h、24 h、3 d 和 7 d 时核素的放射性活度。

2.2 小破口失水事故

失水事故指主回路管道发生破裂而造成的冷却剂丧失事故。事故发生后,水池水位缓慢下降,由于堆芯采用不裸露设计,事故过程中堆芯不会裸露。采用 RELAP5 程序分析结果表明,在小破口失水事故中,分析结果满足安全准则的要求,不会发生燃料元件烧毁。但出于保守考虑,在源项分析中考虑以下假设:

1) 根据事故分析结果,事故后燃料元件无破损,但保守假设包壳破损率为 1%^[2];

2) 考虑破口发生在水池内和工艺间两种情况;

3) 运行模式:事故后停止正常通风,关闭所有大厅与外界通风,进行厂房密闭,放射性核素经过门窗间隙漏到外界的大气,厂房每天的泄漏率为 2.5%。

2.3 燃料操作事故

燃料操作事故是指在进行燃料元件操作时燃料组件意外掉落事故。在燃料操作事故中,乏燃料操作事故最为严重。为保守考虑,给出以下主要分析假设:

1) 反应堆核功率为 60 MW,持续运行 50 d,并假定停堆后经过 7 d 冷却进行换料,乏燃料从堆芯运到暂存水池;

2) 假设 1 盒燃料组件在操作时不慎跌落,导致盒内全部燃料板破损。

2.4 冷却剂流道堵塞事故

冷却剂流道阻塞事故是指由于某种原因引起异物或杂质进入主回路从而造成一个燃料元件冷却剂通道流通面积变小的事件。

采用 RELAP5 程序分析得出,在流道阻塞后,阻塞通道流量快速下降,阻塞份额越大,流量下降越多,堆芯总流量也略有下降。对阻塞份额小于 50% 的情况,不触发反应堆保护停堆,主回路和二回路系统基本处于稳定状态;当堵塞份额大于 50% 后,可能导致两侧燃料板烧毁。

根据上述分析结果,作出以下假设条件:

1) 反应堆按最大设计核功率(60 MW)连续运行 50 d 发生流道堵塞事故;

2) 保守假设流道堵塞的那组燃料元件全部燃料板烧毁。

表 1 堆芯主要核素的放射性活度

Table 1 Radioactivity of main nuclides in core

核素	停堆后不同冷却时间(h)下的 A/Bq					
	0	2	8	24	72	168
^3H	1.603×10^{12}	1.603×10^{12}	1.602×10^{12}	1.602×10^{12}	1.602×10^{12}	1.601×10^{12}
$^{83}\text{Kr}^m$	9.109×10^{15}	4.323×10^{15}	4.621×10^{14}	5.280×10^{12}	2.026×10^4	5.884×10^{-12}
^{85}Kr	5.202×10^{13}	5.202×10^{13}	5.202×10^{13}	5.201×10^{13}	5.199×10^{13}	5.196×10^{13}
$^{85}\text{Kr}^m$	2.130×10^{16}	1.563×10^{16}	6.177×10^{15}	9.648×10^{14}	3.093×10^{11}	1.096×10^5
^{87}Kr	4.281×10^{16}	1.439×10^{16}	5.470×10^{14}	7.902×10^{11}	0.388 9	0.0
^{88}Kr	6.057×10^{16}	3.730×10^{16}	8.714×10^{15}	4.755×10^{14}	1.599×10^9	0.125 7
^{89}Kr	7.655×10^{16}	2.834×10^5	0.0	0.0	0.0	0.0
^{131}I	5.321×10^{16}	5.282×10^{16}	5.170×10^{16}	4.951×10^{16}	4.107×10^{16}	2.908×10^{16}
^{132}I	7.874×10^{16}	4.287×10^{16}	6.917×10^{15}	5.339×10^{13}	2.455×10^7	5.188×10^{-6}
^{133}I	1.174×10^{17}	1.099×10^{17}	9.013×10^{16}	5.315×10^{16}	1.090×10^{16}	4.585×10^{14}
^{134}I	1.320×10^{17}	2.764×10^{16}	2.538×10^{14}	9.385×10^8	4.743×10^{-8}	0.0
^{135}I	1.094×10^{17}	8.896×10^{16}	4.782×10^{16}	9.136×10^{15}	6.369×10^{13}	3.096×10^9
$^{131}\text{Xe}^m$	5.550×10^{14}	5.523×10^{14}	5.443×10^{14}	5.287×10^{14}	4.660×10^{14}	3.692×10^{14}
$^{133}\text{Xe}^m$	1.140×10^{17}	1.128×10^{17}	1.091×10^{17}	1.022×10^{17}	7.694×10^{16}	4.556×10^{16}
$^{133}\text{Xe}^m$	3.298×10^{15}	3.212×10^{15}	2.968×10^{15}	2.534×10^{15}	1.277×10^{15}	3.601×10^{14}
$^{135}\text{Xe}^m$	4.803×10^{15}	4.129×10^{15}	2.623×10^{15}	1.059×10^{15}	2.079×10^{13}	1.467×10^{10}
$^{135}\text{Xe}^m$	2.026×10^{16}	9.794×10^{13}	1.107×10^7	1.414×10^{-7}	0.0	0.0
$^{137}\text{Xe}^m$	1.039×10^{17}	3.846×10^7	0.0	0.0	0.0	0.0
$^{138}\text{Xe}^m$	1.070×10^{17}	8.028×10^{14}	3.388×10^8	6.031×10^{-5}	0.0	0.0
^{89}Sr	4.321×10^{16}	4.316×10^{16}	4.301×10^{16}	4.262×10^{16}	4.146×10^{16}	3.925×10^{16}
^{90}Sr	3.395×10^{14}	3.395×10^{14}	3.395×10^{14}	3.395×10^{14}	3.394×10^{14}	3.393×10^{14}
^{103}Ru	3.533×10^{16}	3.528×10^{16}	3.513×10^{16}	3.472×10^{16}	3.351×10^{16}	3.123×10^{16}
^{106}Ru	8.794×10^{14}	8.792×10^{14}	8.788×10^{14}	8.777×10^{14}	8.744×10^{14}	8.679×10^{14}
^{137}Cs	3.590×10^{14}	3.590×10^{14}	3.590×10^{14}	3.589×10^{14}	3.589×10^{14}	3.588×10^{14}

2.5 换热器传热板破裂事故

换热器传热板破裂事故是指破口位置处于换热器传热板上的一种特殊的冷却剂丧失事故。典型情况是某台换热器的一片传热管破裂。

传热板破裂后,主回路冷却剂将通过破口进入二回路,因而将导致放射性进入环境。采用 RELAP5 程序分析结果表明,传热板破裂瞬间,破口流量很快稳定至 52.5 kg/s。20 min 内未触发停堆保护,反应堆基本处于稳定运行状态。假定在 30 min 时,操纵员手动停堆,主循环泵随之停止,主回路压力很快下降,破口流量很快中止。

主要分析假设如下:

1) 换热器一片传热板开裂,事故时无元件破损;

2) 事故前一回路水中的初始放射性浓度由计算得到(表 2)。

表 2 换热器传热板破裂事故分析结果

Table 2 Results of heat exchanger plate break accident analysis

核素	一回路初始放射性浓度/(Bq·cm ⁻³)	排放到环境的放射性核素活度/Bq
^{131}I	0.411 2	3.887×10^4
^{132}I	36.01	3.403×10^6
^{133}I	7.970	7.530×10^5
^{134}I	105.5	9.970×10^6
^{135}I	21.26	2.009×10^6
^{103}Ru	0.094 69	894.7
^{106}Ru	1.695×10^{-3}	16.02
^{89}Sr	0.105 2	994.0
^{90}Sr	5.992×10^{-4}	5.663
^{137}Cs	4.667×10^{-4}	4.41
	(171.4)	(1.618×10^7)

注:括号内的数字为总计

2.6 重水回路管道破裂事故

在重水回路管道破裂事故分析中做以下分析假设:

- 1) 重水回路管道破裂发生在堆寿期末(30 a),每年堆运行和停堆维修时间各占一半,保守考虑为连续运行 30 a;
- 2) 不考虑重水的更新;
- 3) 重水箱及重水回路中共有 12 t 重水,不考虑重水管道的大破裂事故,重水流失量约为 100 kg,并假设只有 10%的重水蒸发进入环境。

分析结果为:

- 1) 利用 ORIGEN2 程序计算重水箱内重

水的活度为 3.767×10^{15} Bq;

- 2) 事故时重水箱内氙的浓度为 3.139×10^8 Bq/cm³,排到环境的氙活度为 3.139×10^{12} Bq。

2.7 3 盒组件燃料板熔化事故

这是一种假想的 CARR 附加工况,保守地考虑 CARR 事故源项。假设反应堆核功率为 60 MW、持续运行 50 d、发生 3 盒燃料组件燃料板全部熔化。

表 3、4 列出了不同事故下大厅内事故后的放射性核素浓度及事故后大厅排到环境的放射性核素活度。

表 3 大厅内的放射性核素浓度
Table 3 Radioactive concentration in hall

事故类别	停堆后不同时间下核素的放射性浓度/(Bq·m ⁻³)				
	2 h	8 h	1 d	3 d	30 d
小破口(池内)	1.846×10^9	1.251×10^9	9.806×10^8	7.036×10^8	1.378×10^7
小破口(工艺间)	4.528×10^9	3.022×10^9	2.121×10^9	1.388×10^9	1.426×10^8
燃料操作事故	9.127×10^9	6.183×10^9	4.847×10^9	3.477×10^9	6.810×10^7
流道堵塞事故	4.544×10^{11}	3.073×10^{11}	2.406×10^{11}	1.722×10^{11}	2.592×10^9
3 盒燃料板烧毁	1.363×10^{12}	9.218×10^{11}	7.218×10^{11}	5.166×10^{11}	7.776×10^9

表 4 大厅释放到环境内的放射性活度

Table 4 Radioactivity of radioactive nuclides released from hall to environment

事故类别	停堆后不同时间下释放的 A/Bq				
	0~2 h	2~8 h	8 h~1 d	1~3 d	3~30 d
小破口(池内)	1.149×10^{11}	2.112×10^{11}	4.133×10^{11}	9.552×10^{11}	2.581×10^{12} (4.275×10^{12})
小破口(工艺间)	2.673×10^{11}	5.151×10^{11}	9.463×10^{11}	1.935×10^{12}	7.194×10^{12} (1.086×10^{13})
燃料操作事故	5.680×10^{11}	1.044×10^{12}	2.043×10^{12}	4.721×10^{12}	1.275×10^{13} (2.113×10^{13})
流道堵塞事故	2.830×10^{13}	5.194×10^{13}	1.014×10^{14}	2.341×10^{14}	6.195×10^{14} (1.035×10^{15})
3 盒燃料板烧毁	8.490×10^{13}	1.558×10^{14}	3.043×10^{14}	7.023×10^{14}	1.859×10^{15} (3.106×10^{15})

注:括号中的数字为该行各列的总计

3 结论

这几类事故采用的排放模式均属于高架释放。从上述分析结果可以看出,以 3 盒燃料组件燃料板烧毁事故最为严重,30 d 内向环境释放的总量为 3.106×10^{15} Bq。

参考文献:

- [1] RCC-P 法国 900 MWe 压水堆核电站系统设计和建造规则(第 4 版,1988 年 11 月)[S].
- [2] 浦胜娣,李吉根,黄东兴. CARR 事故放射性后果分析规则[R]. 北京:中国原子能科学研究院,2000.