

# 核电站严重事故工况放射性废液源项简化估算

马若霞, 王棋赞

国家电投集团远达环保工程有限公司, 重庆  
Email: 124555005@qq.com

收稿日期: 2020年7月26日; 录用日期: 2020年8月13日; 发布日期: 2020年8月20日

---

## 摘 要

本文介绍了核电站严重事故的概况, 以及目前已经发生的核电站严重事故中放射性废液的实际源项。采用简化的估算方法, 针对AP1000核电站, 计算严重事故工况下放射性废液中各核素的放射性浓度。本文采用的估算方法计算简便, 不需要采用专业软件, 因此对有类似源项计算需求的工程, 具有较高的参考价值。

## 关键词

核电站, 严重事故, 放射性废液, 源项

---

## Simplified Estimation on Source Term of Radioactive Waste Liquid in Severe Accident Condition of Nuclear Power Plant

Ruoxia Ma, Qiyun Wang

SPIC Yuanda Environmental Protection Co., Ltd., Chongqing  
Email: 124555005@qq.com

Received: Jul. 26<sup>th</sup>, 2020; accepted: Aug. 13<sup>th</sup>, 2020; published: Aug. 20<sup>th</sup>, 2020

---

## Abstract

This paper introduces the overview of serious accident in nuclear power plant and the actual source term of radioactive waste water in serious accident in nuclear power plant. A simplified estimation method is used to calculate the radioactive concentration of nuclides in the radioactive waste liquid under severe accident conditions of AP1000 nuclear power plant. The estimation

method used in this paper is simple and does not need professional software, so it has a high reference value for similar projects.

## Keywords

Nuclear Power Plant, Serious Accident, Radioactive Waste Water, Source Term

Copyright © 2020 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY 4.0).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

## 1. 核电站严重事故概述

一般而言, 核电站反应堆的严重事故可以分为两大类: 一类为堆芯融化事故, 另一类为堆芯解体事故。堆芯融化事故的主要原因是堆芯失水而导致冷却不充分, 引起堆芯裸露、升温 and 熔化的过程, 其发展较为缓慢, 时间尺度为小时量级。而堆芯解体事故, 是由于快速引入巨大的正反应性, 引起功率陡增和燃料破裂的过程, 其发展非常迅速, 时间尺度为秒量级。由于固有的反应性负温度反馈特性和专设的安全设施, 堆芯解体事故发生在轻水反应堆中的可能性极小[1]。

1979 年美国三哩岛事故、1986 年前苏联切尔诺贝利核电厂事故和 2011 年日本福岛事故是目前核反应堆严重事故仅有的实例。

## 2. 严重事故放射性废液的现实源项

### 2.1. 三哩岛事故

发生事故的反应堆是三哩岛核电厂的 2 号机组, 此机组堆型为压水反应堆。这次事故由给水丧失引起瞬变开始, 经过一系列事件造成了堆芯部分熔化, 大量裂变产物释放到安全壳内。堆芯上部有 30%~40% 的燃料熔化[1]。估计事故中大约有 70% 惰性气体(主要是  $^{133}\text{Xe}$ ), 30% 的碘和 50% 的铯以及少量其他裂变产物释放进入了主冷却剂系统[2]。

### 2.2. 切尔诺贝利事故

事故发生在切尔诺贝利核电站的 4 号机组, 堆型为石墨慢化轻水冷却的压力管式反应堆。此事故属于堆芯解体事故[1], 收集的资料中未见有关于反应堆冷却剂源项的描述。

### 2.3. 福岛事故[3] [4]

2011 年日本 9 级特大地震加上超设计基准的海啸引起的福岛核电事故, 其 1 号机组堆芯熔毁比例为 55%, 2 号机组堆芯熔毁比例为 35%, 3 号机组堆芯熔毁比例为 30%。产生的放射性废液的放射性浓度为  $10^{10}\text{Bq/L}$ , 主要放射性核素为  $^{131}\text{I}$ 、 $^{134}\text{Cs}$ 、 $^{137}\text{Cs}$  等。

## 3. AP1000 机组严重事故废液放射性源项估算

对核电厂严重事故时产生的废液进行放射性源项估算的目的, 是为了基本掌握放射性废液中可能存在的放射性核素的种类和浓度, 进而为分析确定处理工艺的重点关注核素, 研究选取放射性废液处理工艺, 提供基本的设计输入条件。由于 AP1000 作为第三代核电技术的代表堆型, 目前尚无其严重事故工况下现实源项数据可资借鉴, 因此本文根据核电运行史上业已发生的核电站严重事故的资料, 参考

《AP1000 设计控制手册》中关于严重事故的相关描述, 对 AP1000 核电机组发生严重事故时废液的放射性源项进行估算。为安全余量考虑, 估算过程中相关参数的选取进行保险处理, 因此该估算的放射性源项数据是相对保守的。

### 3.1. 《AP1000 设计控制手册》中关于严重事故堆芯放射性源项的相关描述[5]

根据 NUREG-1465 中的描述, 堆芯内核燃料的放射性释放可分为: 间隙释放、压力容器内早期释放、压力容器外释放和压力容器内晚期释放等四个阶段, 各阶段的持续时间、释放核素和释放份额等如表 1 所示。

**Table 1.** Table of radioactive release of nuclear fuel

**表 1.** 核燃料的放射性释放情况表

核数	释放阶段	释放份额			
		间隙释放(0.5 h)	压力容器内早期释放(1.3 h)	压力容器外释放(2.0 h)	压力容器内晚期释放(10 h)
惰性气体		5%	95%	0	0
碘(I)		5%	35%	25%	10%
碱金属		5%	25%	35%	10%
碲(Te)		0	5%	25%	0.5%
贵金属		0	0.25%	10%	0
钡(Ba)、锶(Sr)		0	2%	0.25%	0
铯(Ce)		0	0.05%	0.5%	0
镧系元素		0	0.02%	0.5%	0

根据《AP1000 设计控制手册》的描述, 假设在事故发生的 10 分钟内, 堆芯内无放射性核素释放; 30 分钟的间隙释放; 持续 1.3 小时的压力容器内早期释放。这之后假设堆芯不再释放放射性核素。则反应堆堆芯核燃料释放的所有放射性源项数据如表 2 所示。

**Table 2.** Table of radionuclide releases of nuclear fuel

**表 2.** 核燃料的放射性核素释放情况表

反应堆堆芯放射性源项					
核素	放射性活度(Ci)	核素	放射性活度(Ci)	核素	放射性活度(Ci)
I-130	3.66E+06	Ru-106	4.77E+07	Sr-89	9.66E+07
I-131	9.63E+07	Rh-105	9.00E+07	Sr-90	8.31E+06
I-132	1.40E+08	Mo-99	1.84E+08	Sr-91	1.20E+08
I-133	1.99E+08	Tc-99 m	1.61E+08	Sr-92	1.29E+08
I-134	2.18E+08	Y-90	8.66E+06	Ba-139	1.78E+08
I-135	1.86E+08	Y-91	1.24E+08	Ba-140	1.71E+08
Cs-134	1.94E+07	Y-92	1.30E+08	Ce-141	1.63E+08
Cs-136	5.53E+06	Y-93	1.49E+08	Ce-143	1.52E+08
Cs-137	1.13E+07	Nb-95	1.67E+08	Ce-144	1.23E+08
Cs-138	1.82E+08	Zr-95	1.66E+08	Pu-238	3.83E+05

## Continued

Rb-86	2.29E+05	Zr-97	1.64E+08	Pu-239	3.37E+04
Te-127 m	1.32E+06	Kr-85 m	2.63E+07	Pu-240	4.94E+04
Te-127	1.02E+07	Kr-85	1.06E+06	Pu-241	1.11E+07
Te-129 m	4.50E+06	Kr-87	5.07E+07	Np-239	1.93E+09
Te-129	3.04E+07	Kr-88	7.14E+07	La-140	1.82E+08
Te-131 m	1.40E+07	Xe-131 m	1.06E+06	La-141	1.62E+08
Te-132	1.38E+08	Xe-133 m	5.84E+06	La-142	1.57E+08
Sb-127	1.03E+07	Xe-133	1.90E+08	Pr-143	1.46E+08
Sb-129	3.10E+07	Xe-135 m	3.87E+07	Nd-147	6.48E+07
Ru-103	1.45E+08	Xe-135	4.84E+07	Am-241	1.25E+04
Ru-105	9.83E+07	Xe-138	1.65E+08	Cm-242	2.95E+06

注: 该数据表假设条件: 1、堆芯热功率为 3468 MWt (比堆芯设计功率 3400 MWt 高 2%)。主给水流量测量有 1% 的功率不确定度, 应用 2% 的假设是偏保守的。2、堆芯燃料分三区布置, 寿期末。

### 3.2. 废液中放射性源项估算

在严重事故发生后, 大量的放射性核素不可能在同一时间全部释放, 为更好的与实际情况相符, 假设这些放射性核素在 30 天内均匀释放[3]。当冷却剂通过破口流入堆坑时, 大部分碘和惰性气体将释放到安全壳大气内[5]。根据《EJ/T 317-1998 压水堆核电厂辐射屏蔽设计准则》中关于严重事故放射性源项的描述, 以及三哩岛和福岛的资料, 假设 30% 的碘和 50% 的铯释放后进入事故废液, 其他核素按照 1% 的比例进入考虑, 并考虑核素的衰变。根据 AP1000 的设计, 事故后 7 天, 不需要人为干预, 堆芯可处于安全状态, 因此考虑事故后废液在安全壳内循环 7 天, 由此计算出事故后第 7 天进入废液中的各放射性核素情况见表 3, 则总放射性最高达  $1.87 \times 10^7 \text{Ci}$ 。

Table 3. Radionuclide into the waste water on the 7th day after the accident

表 3. 事故后第 7 天进入废液中的各放射性核素情况

核素	释放总量(Ci)	半衰期	核素溶于水比例	事故后第 7 天进入废液的核素放射性活度(Ci)
I-130	3.66E+06	12.36 h	30%	3.66E+04
I-131	9.63E+07	8.0207 d	30%	9.63E+05
I-132	1.40E+08	2.2838 h	30%	1.40E+06
I-133	1.99E+08	20.85 h	30%	1.99E+06
I-134	2.18E+08	52.5 m	30%	2.18E+06
I-135	1.86E+08	6.568 h	30%	1.86E+06
Cs-134	1.94E+07	2.0652 a	50%	3.23E+05
Cs-136	5.53E+06	12.980 d	50%	9.22E+04
Cs-137	1.13E+07	30.05 a	50%	1.88E+05
Cs-138	1.82E+08	33.41 m	50%	3.03E+06
Rb-86	2.29E+05	18.642 d	50%	3.82E+03

## Continued

Te-127 m	1.32E+06	109 d	1%	4.40E+02
Te-127	1.02E+07	9.35 h	1%	3.40E+03
Te-129 m	4.50E+06	33.6 d	1%	1.50E+03
Te-129	3.04E+07	69.6 m	1%	1.01E+04
Te-131 m	1.40E+07	30 h	1%	4.67E+03
Te-132	1.38E+08	3.204 d	1%	4.60E+04
Sb-127	1.03E+07	3.85 d	1%	3.43E+03
Sb-129	3.10E+07	4.41 h	1%	1.03E+04
Ru-103	1.45E+08	39.26 d	1%	4.83E+04
Ru-105	9.83E+07	4.44 h	1%	3.28E+04
Ru-106	4.77E+07	371.1 d	1%	1.59E+04
Rh-105	9.00E+07	35.36 h	1%	3.00E+04
Mo-99	1.84E+08	2.7479 d	1%	6.13E+04
Tc-99 m	1.61E+08	6.0067 h	1%	5.37E+04
Y-90	8.66E+06	2.6684 d	1%	2.89E+03
Y-91	1.24E+08	58.51 d	1%	4.13E+04
Y-92	1.30E+08	3.54 h	1%	4.33E+04
Y-93	1.49E+08	10.25 h	1%	4.97E+04
Nb-95	1.67E+08	34.991 d	1%	5.57E+04
Zr-95	1.66E+08	64.032 d	1%	5.53E+04
Zr-97	1.64E+08	16.83 h	1%	5.47E+04
La-140	1.82E+08	40.284 h	1%	6.07E+04
La-141	1.62E+08	3.92 h	1%	5.40E+04
La-142	1.57E+08	91.1 m	1%	5.23E+04
Pr-143	1.46E+08	13.57 d	1%	4.87E+04
Nd-147	6.48E+07	10.98 d	1%	2.16E+04
Am-241	1.25E+04	432.1 a	1%	4.16E+00
Cm-242	2.95E+06	162.86 d	1%	9.83E+02
Cm-244	3.62E+05	18.11 a	1%	1.21E+02
Sr-89	9.66E+07	50.57 d	1%	3.22E+04
Sr-90	8.31E+06	28.80 a	1%	2.77E+03
Sr-91	1.20E+08	9.48 h	1%	4.00E+04
Sr-92	1.29E+08	2.627 h	1%	4.30E+04
Ba-139	1.78E+08	83.06 m	1%	5.93E+04
Ba-140	1.71E+08	12.753 d	1%	5.70E+04
Ce-141	1.63E+08	32.508 d	1%	5.43E+04

## Continued

Ce-143	1.52E+08	33.039 h	1%	5.07E+04
Ce-144	1.23E+08	284.88 d	1%	4.10E+04
Pu-238	3.83E+05	87.73 a	1%	1.28E+02
Pu-239	3.37E+04	24131 a	1%	1.12E+01
Pu-240	4.94E+04	6561 a	1%	1.65E+01
Pu-241	1.11E+07	14.293 a	1%	3.70E+03
Np-239	1.93E+09	2.356 d	1%	6.43E+05
总放射性			1.40 × 10 <sup>7</sup> Ci	

## 3.3. 废液总量估算

AP1000 机组发生严重事故时, 进入堆坑的废液包括:

- 1) 一回路水: 299 m<sup>3</sup>;
- 2) 非能动堆芯冷却系统的堆芯补水箱(2 个), 容积(70.8 m<sup>3</sup>/个);
- 3) 非能动堆芯冷却系统的安注箱(2 个), 容积(48.1 m<sup>3</sup>/个);
- 4) 安全壳内换料水箱(1 个), 容积(2132 m<sup>3</sup>);

废液总体积:  $299 + 70.8 \times 2 + 48.1 \times 2 + 2132 = 2668.8 \text{ m}^3$ 。

## 3.4. 放射性浓度计算[6]

根据对事故后第 7 天进入废液的放射性活度数据以及对废液总量的估算情况分析, 事故后第 7 天进入废液的各核素的放射性活度浓度见表 4。根据计算, 此时废液中的总放射性活度浓度最高可达  $2.6 \times 10^{11}$  Bq/L 水平。

Table 4. Table of radioactive concentration of the waste water on the 7th day after the accident

表 4. 事故后第 7 天废液的放射性浓度数据表

核素	第 7 天废液中放射性活度浓度(Bq/L)	核素	第 7 天废液中放射性活度浓度 (Bq/L)
I-130	5.07E+08	Nb Nb-95	7.72E+08
I-131	1.34E+10	Zr Zr-95	7.67E+08
I-132	1.94E+10	Zr Zr-97	7.58E+08
I-133	2.76E+10	La La-140	8.41E+08
I-134	3.02E+10	La La-141	7.49E+08
I-135	2.58E+10	La La-142	7.26E+08
Cs-134	4.48E+09	Pr Pr-143	6.75E+08
Cs-136	1.28E+09	Nd Nd-147	2.99E+08
Cs-137	2.61E+09	Am Am-241	5.76E+04
Cs-138	4.21E+10	Cm Cm-242	1.36E+07
Rb Rb-86	5.29E+07	Cm Cm-244	1.67E+06
Te-127m	6.10E+06	Sr Sr-89	4.46E+08
Te-127	4.71E+07	Sr Sr-90	3.84E+07

## Continued

	Te-129m	2.08E+07	Sr-91	5.55E+08
Te	Te-129	1.40E+08	Sr-92	5.96E+08
	Te-131m	6.47E+07	Ba Ba-139	8.23E+08
	Te-132	6.38E+08	Ba Ba-140	7.90E+08
Sb	Sb-127	4.76E+07	Ce-141	7.53E+08
	Sb-129	1.43E+08	Ce Ce-143	7.02E+08
	Ru-103	6.70E+08	Ce-144	5.68E+08
Ru	Ru-105	4.54E+08	Pu-238	1.77E+06
	Ru-106	2.20E+08	Pu-239	1.56E+05
Rh	Rh-105	4.16E+08	Pu Pu-240	2.28E+05
Mo	Mo-99	8.50E+08	Pu-241	5.13E+07
Tc	Tc-99m	7.44E+08	Np Np-239	8.92E+09
	Y-90	4.00E+07		
Y	Y-91	5.73E+08		
	Y-92	6.01E+08		
	Y-93	6.89E+08	总放射性活度	1.94×10 <sup>11</sup> Bq/L

#### 4. 结束语

本文根据原子核的放射性基本原理, 结合《AP1000 设计控制手册》, 通过合理假设, 采用简化的人工计算的方法, 计算出 AP1000 核电站严重事故工况下放射性废液中核素种类和放射性浓度。由于本计算过程的假设条件较苛刻, 导致计算结果较保守, 相比于福岛事故的废液放射性浓度  $10^{10}$  Bq/L 而言, 多了一个数量级。但本文采用的估算方法计算简便, 不需要采用专业软件, 因此对有计算类似源项计算需求的工程, 具有较高的参考价值。

#### 基金项目

国家重点研发计划: 核电站放射性泄露区高浓度事故废液处理技术研究(课题编号: 2016YFC1402506)。

#### 参考文献

- [1] 阎昌琪, 曹夏昕. 核反应堆安全传热[M]. 哈尔滨: 哈尔滨工程大学出版社, 2010: 1-10.
- [2] 朱继洲. 核反应堆安全分析[M]. 西安: 西安交通大学出版社, 2000: 2, 75-103.
- [3] 王海洋, 王晓霞, 黄树明, 尤伟. 福岛第一核电厂事故源项估算及方法比较[J]. 核安全, 2011(2): 14-16.
- [4] 信萍萍. 福岛核事故放射性废液的处理与启示. 放射性废物管理与核设施退役. 2012年第2期, 26-38.
- [5] AP1000 Design Control Document, Revision 17, 15A-1-15A-18.
- [6] 李宗明, 梁士彪, 张志刚, 等. 核安全综合知识[M]. 北京: 经济管理出版社, 2013: 6-9.