

CN9201053

CNIC-00556

TSHUNE-0024

中国核科技报告

核电厂事故源项与应急计划关系的研究

RELATION BETWEEN SOURCE TERM AND
EMERGENCY PLANNING FOR NUCLEAR POWER PLANTS

(In Chinese)



原子能出版社

中国核情报中心
China Nuclear Information Centre



施仲齐:清华大学核能技术设计研究院副教授, 1963年毕业于清华大学工程物理系实验核物理专业。

Shi Zhongqi: Associate professor of the Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University. Graduated from the Department of Engineering Physics of Tsinghua University in 1963, majoring in experimental nuclear physics.

CNIC-00556

TSHUNE-0024

核电厂事故源项与应急计划关系的研究

施仲齐 杨 玲

(清华大学核能技术设计研究院,北京)

摘 要

介绍了与应急计划有关的源项的背景材料,列出了几个国家在制定应急计划政策时所考虑事故源项,扼要地提出了最近严重事故及其源项研究的主要结果和可能对应急计划的影响。提出了我国在制定应急计划政策时考虑事故源项的原则和我国用源项建立应急计划区大小方法的意见,根据我国在建核电厂应急计划区大小的研究以及选用的源项和核电厂功率对应急计划区大小的影响的研究结果,说明提出的原则和意见在我国是否可行。研究结果表明,确定我国核电厂(压水堆型)的应急计划区大小时考虑设计基准事故(DBA)和概率安全评价(PSA)得出的事故谱,将它们的厂外预期剂量,与相宜的干预水平作比较,作为确定应急计划区大小的技术依据是适宜的,可行的。

RELATION BETWEEN SOURCE TERM AND EMERGENCY PLANNING FOR NUCLEAR POWER PLANTS

(In Chinese)

Shi Zhongqi Yang Ling

(INSTITUTE OF NUCLEAR ENERGY TECHNOLOGY,
TSINGHUA UNIVERSITY, BEIJING)

ABSTRACT

The some background information of the severe accidents and source terms related to the nuclear power plant emergency planning are presented. The new source term information in NUREG-0956 and NUREG-1150, and possible changes in emergency planning requirements in U. S. A . are briefly provided. It is suggested that a principle is used in selecting source terms for establishing the emergency planning policy and a method is used in determining the Emergency Planning Zone (EPZ) size in China. Based on the reseach results of (1) EPZ size of PWR nuclear power plants being built in China, and (2) impact of reactor size and selected source terms on the EPZ size, it is concluded that the suggested principle and the method are suitable and feasible for PWR nuclear power plants in China.

1. 引言

事故及其源项,是核安全研究的重要内容,是核电厂事故管理和应急计划的基础。根据核电厂事故源项和应急计划相互关系的调查研究,试图初步弄清和提出确定核电厂应急计划所依据的事故及其源项的原则,为我国制订有关核电厂应急计划的标准提供技术参考资料。

1.1 源项和事故的定义

在不同的文献中,源项往往有不同的定义,常用的两个定义是:

(1)源项是在反应堆堆芯中各个放射性核素的总量;(2)指释入环境的放射性^[1-5]。为了避免混淆,报告采用了国际原子能机构(IAEA)安全丛书中的定义,该定义和目前有关核电厂严重事故源项的主要文献中使用的定义含义一致,即源项是表示从一给定的源中放射性物质实际的或潜在的释放情况,包括该释放的成分,数量,释放率和释放方式。

事故(或事故状态)被定义为:符合事故工况或严重事故定义的状态^[6,7]。

按文献[6,7]的定义,设计基准事故(DBA)是:核电厂按确定的设计准则在设计中要采取针对性措施的那些事故工况。

设计基准事故有很多类型,对轻水堆,事故场外后果最严重的设计基准事故通常是指在反应堆的一次回路中最大的堆冷却剂管道突然地双端截断(即 DBA-LOCA)^[8]。

比设计基准事故后果还要严重的事故,称为超设计基准事故。

严重事故定义为:严重性超过事故工况的核电厂状态,包括造成堆芯严重损坏的状态^[6,7]。

在美国的安全分析报告、有关选址和应急计划等管理文件中,对 DBA-LOCA 的事故后果假定实际上把 DBA-LOCA 已包括在严重事故的范围內。

1.2 历史上发生的反应堆事故源项

在历史上实际发生的较为严重的核反应堆事故有 3 次,英国温茨凯尔(Windscale)反应堆、美国三哩岛核电厂和苏联切尔诺贝利核电厂事故。它们的事故源项列于表 1.1^[9-11]。

表 1.1 中温茨凯尔事故的源项有两个值,第一个是 1974 年用计算机程序模拟堆内放射性总量估计的结果,第二个是在事故后按环境实际测量估计的^[1]。

1.3 各国应急计划考虑的事故(源项)汇总

表 1.2 列出了一些国家在制定应急计划,确定应急计划区(EPZ)时考虑的事故源项^[11]。

表中 PWR₁~PWR₂ 和 BWR₁~BWR₂ 分别是美国商用核电厂概率风险评价(PRA)报告“反应堆安全研究”(RSS)中压水堆和沸水堆的事故类别^[12]。表 1.2 中法国严重事故源项(S₁~S₂)在下面将进一步讨论。表中 PWR₁ 和 S₁ 均对应于堆芯熔化和安全壳因底部熔穿而失效的事故,实际上 PWR₁ 的源项比 S₁ 小。

表 1.1 历史上反应堆事故释放源项⁽¹⁻¹⁾

核素	美国福岛核岛		美国三哩岛		苏联切尔诺贝利	
	总量(EBq)	释放百分比	总量(EBq)	释放百分比	总量(EBq)	释放百分比
Kr-85	5.9E-5	~100		0.1	0.033	~100
Xe-133	1.2E-2	~100	5.7	0.1	1.7	~100
I-131	6.0E-3	10.0/12.3	2.4	2.0E-7	1.3	20
Te-132	6.0E-3	10.1/7.4			0.32	15
Cs-137	4.55E-4	10.1/4.8		0	0.29	13
Cs-134				0	0.19	10
Sr-89	1.02E-2				2.6	4
Sr-90	4.26E-4	0.05/0.02	0.29	0	0.2	4
Zr-95					4.4	3
Mo-99					4.8	2
Ru-103					4.1	3
Ru-106	1.18E-3	0.5/0.3			2.1	3
Rb-140			5.2	0	2.9	6
Ce-141					4.4	2
Ce-144	8.07E-3	0.05/0.04			3.2	3
Np-239					0.14	3
Pu-238					0.001	3
Pu-239					0.0008	3
Pu-240					0.001	3
Pu-241					0.17	3
Cm-242					0.026	3

• EBq = 1×10^{10} Bq

表 1.2 作为应急计划基础考虑的事故⁽¹¹⁾

国家或地区	事故
美国	DBA, PWR ₁ ~PWR ₂ , BWR ₁ ~BWR ₂
加拿大	重大计划事故(MPC), 最坏的可信放射性释放(WCRE)
法国	~PWR ₂ (~S ₂)
荷兰	PWR ₂
南非	PWR ₂
英国	最严重的 DBA (3.7×10^{10} Bq I-131)
捷克和斯洛伐克	LOCA+ECCS 失效, 压力壳破损事故
比利时	与事故序列无关
芬兰	严重事故(但不根据 PRA 的结果)

2 严重事故及其源项研究的新结果和对应急计划政策可能的影响

从表 1.1 可以看出, 很多国家的应急计划是根据 1975 年发表的 RSS 的结果。从 RSS 发表以来, 核电厂发生了两起严重事故, 又开展了大量的概率安全评价(PSA)和源项研究。那末这些新的研究结果对应急计划有什么影响呢? 下面扼要地介绍美国 PSA 和源项研究的最新进展, 这些新结果与 RSS 的比较, 以及它们可能对应急计划的影响。与应急计划有关的是堆芯损坏频率、源项和核电厂风险估计值。

2.1 新的研究结果

2.1.1 堆芯损坏频率

表 2.1 列出了轻水堆核电站堆芯严重损坏频率值。前 5 个电厂的值取自 NUREG-1150^[13]。该报告提供了美国 5 个不同核电站(3 个压水堆:Surry,Zion,Sequoyah;2 个沸水堆:Peach Bottom, Grand Gulf)风险分析的结果,使用了代表当前新水平的方法。所谓“堆芯严重损坏”包括了由熔化或化学反应造成的燃料包壳整体性破坏的所有反应堆燃料元件的状态,有时就用“堆芯熔化”这个词,表 2.1 中的其它电厂值取自参考文献[14],文献[14]给出的是堆芯熔化的频率,为了比较,同时列出了 RSS 和我国广东核电站 PSA 小组得出的结果,文献[13]的结果比 RSS 有所减小,这是由于这 2 个厂设备的变化和训练、规程及试验的改进, PRA 方法改进的结果。新的研究表明,全厂停电和反应堆冷却剂小泵密封失水事故经常是堆芯严重损坏的主要原因。广东核电站堆芯熔化频率值与 RSS 的值相差不大,只是导致堆芯事故的初因事件所占比例不同^[15]。

这些估计值表明,美国的电厂都还达不到法国提出的每个电厂堆芯熔化的总的频率不超过每堆年 10^{-6} 的目标要求。

2.1.2 严重事故源项

2.1.2.1 NUREG-0965 的主要结论

美国核管理委员会 NRC 工作人员在 NUREG-0965(“再评价源项估计的技术基础”)的最后报告中^[2],得出的主要结论摘要如下:

(1) 与 WASH-1400 相比,现已开发的源项程序包在严重事故的基本数据和模型等技术上,都有了很大的进步。

(2) NRC 的源项程序包(STCP)在某些领域得到了证实,在某些方面还缺乏依据,还需要有实验的结果与计算机程序作进一步的比较。

(3) 现有的源项程序包是试图提供源项的真实估计,而不带任何有意偏保守的安全系数,这与 60 年代早期的 TID-14844^[16]不同。

表 2.1 堆芯熔化频率^[13-15]

电 厂	堆芯熔化频率(堆·a) ⁻¹	RSS 估计值
Surry	2.6×10^{-5}	6.0×10^{-5}
Peach Bottom	8.2×10^{-5}	3.0×10^{-5}
Sequoyah	1.0×10^{-4}	
Zion	1.5×10^{-4}	
Grand Gulf	2.8×10^{-5}	
Crystal River	4×10^{-4}	
Oconee	8×10^{-5}	
ANO-1	5×10^{-5}	
Browns Ferry	2×10^{-4}	
Big Rock	1×10^{-5}	
Limerick	2×10^{-5}	
Indian point 2	4×10^{-4}	
Indian point 3	9×10^{-5}	
Bible B(西德)	4×10^{-5}	
广东核电站	4.9×10^{-5}	

(4) 源项是随电厂的设计和构造物的细节变化的,在制定简化源项时需要考虑这些变化。

(5) 安全壳的性能(免于损坏,失效,还是旁路)是影响大多数事故序列和源项的主要因素。

安全壳失效的方式和失效的时间,在确定许多事故序列的源项中起重要作用。如果安全壳在事故序列中早期失效,气流量很大,气载裂变产物将被载出安全壳,释入环境。如果安全壳失效延迟,许多自然过程能减少气载裂变产物的浓度,减少源项。

(6) 至今为止用 STCP 程序完成的分析表明,在其它研究中所报道的源项有比较大的减小的结论是不恰当的,因为不是在所有分析的事故序列中都发现有这种大的减小。

美国核学会在它有关源项的技术总结报告中认为现在有充分的理由,能将 RSS 源项估计值至少减小一个量级到几个量级(除了惰性气体外)^[1]。但美国 NRC 的这个报告(NUREG-0956)认为还不能证实这个结论,某些事故序列的源项没有发现有减少,有的比 RSS 低,有的比 RSS 高。

(7) NRC 的源项程序包和支持性材料已经接受了广泛的同行专家的审评,尽管不是在每一细节都已经完成,也不是所有的不确定性已经解决(也不可能都解决),但这些程序和材料能够在管理决策上使用。

(8) NRC 的工作人员和审评人员都认为在源项技术的许多领域需要进一步开展研究。

2.1.2.2 NUREG-1150 的主要结果

由 NUREG-1150 典型的源项结果和与 RSS 的比较(对 Surry 电厂)可以看出,对于安全壳早期失效情况的全厂停电事故序列(它占 Surry 堆芯严重损坏初因事件的 38%,是 Surry 堆熔化的主要原因),源项不确定范围的高值部分与以往的估计没有明显的区别,但低值部分明显比早期的估计低。在没有安全壳失效的情况下,向环境释放的份额是大大减少了,这些情况在重新评价 DBA-LOCA 源项的假定中可能是有用的。

2.1.3 风险估计

这里风险定义为事故后果和事故发生频率的乘积。

Surry 堆早期死亡,晚发癌症死亡风险新的估计值(有一定范围)与 RSS 结果的比较表明,早期死亡的风险不确定性较大,RSS 的研究结果接近风险范围的上限,这是由于 RSS 对安全壳早期失效的可能性和源项估计偏高。

2.2 新的研究结果对应急计划政策可能的影响

2.2.1 应急计划新的技术基础

根据新的研究结果,堆芯损坏事故的频率很小(每运行堆年 $10^{-4} \sim 10^{-5}$),由严重事故产生的风险和潜在后果显然没有象 RSS 所预计的那么高,事实上可能大大地降低了。然而,源项和后果还存在着大的不确定性。这些结果对应急计划的影响的研究还在继续。下面给出的场外后果随距离的变化资料,都是美国应急计划政策所考虑的几个重要方面,也有助于我们进行这种影响的分析。

从美国 4 个核电厂在严重事故条件下安全壳早期失效的场外后果和安全壳晚期失效的场外后果(都是在假定发生事故后不立即采取防护活动,继续日常的活动,但在放射性从反

应堆释放出去后 6 小时,人们从受污染的地区迁离)可以看出:

(1) 安全壳失效的时间对释放产生的后果有明显的影晌。在同一距离上,安全壳早期失效的后果明显高于晚期失效的后果。

(2) 尽管在不同电厂之间计算的剂量存在着差别,但与在安全壳早期,晚期之间的差别相比是次要的。

(3) 对于安全壳早期失效和没有采取立即防护活动的情况,其场外后果是:(a)在 8~16 km 以外的个人,受到超过 2 Sv 全身剂量的概率很低;(b)在大约 16 km 外的个人,受到超过 0.5 Sv 的概率很低;(c)在 16 km 处的平均个人全身剂量在 0.02~0.25 Sv 之间。

(4) 对于安全壳晚期失效和没有采取立即的防护活动情况,其场外后果是:(a)在 1.6~3.2 km 以外的个人,受到超过 2 Sv 全身剂量的概率很低;(b)在大约 8 km 外的个人,受到超过 0.5 Sv 的概率很低;(c)在 16 km 处的平均个人全身剂量在 0.004~0.1 Sv 之间。

2.2.2 应急防护行动的有效性

NUREG-1150 还给出了对 Surry 电厂应急防护行动有效性的研究结果,对其它的电厂还没有普遍适用的结论。对 Surry 的初步结果是:

(1) 隐蔽或撤离等防护活动,可以减小个人受照剂量。

(2) 在离电厂的几英里之内,撤离明显比隐蔽对减小剂量更有效。但在 8 km 外,这些区别就不大了。

(3) 对于安全壳晚期失效,不论采取隐蔽还是撤离的防护活动,对在 1.6 km 外个人超过 2 Sv、在 3.2 km 外个人超过 0.5 Sv 的概率几乎是零。

2.2.3 源项的减少对应急计划区大小的影响

一种粗略的估计方法是:源项减小 10 倍,须实施应急响应的距离减小 4 倍^[17]。如果我们按美国核学会源项减小 10 倍来估计(仅仅是一种假定),那末美国烟云 EPZ 半径应降为 4 km,食入 EPZ 降为 20 km。前面已经说明,虽然新的源项比 RSS 的估计有所减少,但普遍减小 10 倍的结论没有得到证实。

在说明源项的减少对应急计划区大小的影响前,先介绍一下美国确定烟羽应急计划区大小的安全准则^[18]:

(1) 在该区域外,由各种设计基准事故产生的预期剂量不超过防护行动指南值 PAG;

(2) 在该区域外,大多数堆芯熔化序列的预期剂量不超过 PAG;

(3) 在该区域外,最严重的堆芯熔化序列一般不出现立即造成威胁生命的剂量;

(4) 在该区域内(原文指在 16 km 半径范围内)详尽的计划,将为在证明需要扩大响应范围的事故中提供一个很好的基础。

G. D. Kaiser 研究了源项减小按 NRC 提出的准则对应急计划区大小的影响^[19]。下面是他研究的部分结果。

新的源项研究普遍认为在最严重的堆芯熔化事故条件下(如安全壳早期失效事故),裂变气体(Xe, Kr)释放份额与 RSS 的结果差不多,几乎是 100%的释放出来(参见 NUREG-1150),法国的 3 个源项($S_1 \sim S_3$)也是这种估计。如果假定 100%裂变气体释入环境,其它的裂变产物的释放忽略不计,得到超过全身剂量 0.01 Sv, 0.05 Sv(美国 PAG)的条件概率随距离的变化^[19],在 16 km 处超过 0.01 Sv 的频率为 0.11,在 8 km 处超过 0.01 Sv 的频率为

0.3。因此对于仅仅 100% 裂变气体释放,限制烟羽应急计划区半径减少最严格的条件是上述的第(2)条 PAG 的准则。这就是说,如果 PAG 不变,其它裂变产物均忽略的情况下,也需要 8 km 的烟云 EPZ。按上述第(3)条准则,Kaiser 得出如下结果:如果早期死亡阈值为 3.20 Sv,当 Cs, I 和 Te 的释放份额为 0.66 时,EPZ 半径要求到 16 km,如释放份额在 0.1~0.2 之间,最大 EPZ 半径为 4.8 km,如释放份额刚刚在 0.1 以下,则 EPZ 半径不到 1.6 km。

2.2.4 美国应急计划可能的变化

2.2.4.1 两项可能的变化

使用新的源项资料,美国 NRC 提出应急计划要求的可能变化包括^[21]:

- (1) 应急计划区大小;
- (2) 执行分阶段或分级响应计划。

但 NRC 还未提出具体的正式建议。

美国还认为,在应急计划管理要求上应用新的源项,还需要考虑苏联切尔诺贝利事故提供的信息^[21]。

自然,在作出管理决策时除了上述技术问题外,还涉及法律、程序和政治问题。

2.2.4.2 分级响应^[22,23]

分级响应的概念是基于在 16 km 应急计划区内的风险随距离有很大的变化,在接近反应堆的距离内,特别是离堆 3.2 km 内,早期死亡和早期损伤的可能性较大,需要采取防护活动的紧迫性也大。新的源项研究获得的结果支持和证实了这个概念^[21]。在 3.2 km 外,很多堆芯熔化释放(如 NRC 选址源项 SST₁,参见本报告 4.4 节),预期剂量不会超过 PAG;大多数堆芯熔化释放(NRC 选址源项 SST₁ 和 SST₂)不大可能超过早期损伤剂量阈值^[21]。因此,认为 3.2 km 为最高风险区,在堆芯熔化或损坏的条件下,或一旦宣布处于总体应急状态下,采取以下所谓的分级应急响应战略^[22]:

(1) 建议在大约 3.2 km 内的任何个人立即撤离,要求在大约 2 h 或更少的时间内完成撤离工作,除非因局地气象条件或其它原因使撤离无法执行;在 16 km 内的其余的人应当采取隐蔽的办法或等待进一步的指令。

(2) 继续进行事故评价,监测厂内和厂外的辐射状况,如果需要的话在应急计划区内的其余的人也应当采取撤离或隐蔽的行动。

美国 NRC 沸水堆审批处主任 R. M. Bernero 在现有的 EPZ 大小上提出类似的意见^[23]:

(1) 快速行动区(例如以 3.2 km 为半径)。在此范围内要求充分的应急计划和演习。一旦宣布总体应急等级的情况下,这个区域迅速撤离。

(2) 烟云淹没照射途径应急计划区,半径 16 km。由于在该区域内风险比内区 3.2 km 内小得多,在这个区域内明确要求计划、演习的程序和通知公众的能力比内区明显减小。

(3) 外部应急计划区,大约 80 km 半径,是作为计划食物照射途径控制,提供后续服务的区域。

2.2.4.3 Seabrook 电厂烟云照射 EPZ 大小^[24]

Seabrook 电厂利用本厂址的实际资料(气象、人口等),CRACIT 可变轨迹后果估计计算机程序和本厂全规模的 PRA 研究结果,按照 NRC 规定的建立烟云 EPZ 的 4 条准则(参见 2.2.3 节),提出 1.6 km 或更小的半径作为烟云照射 EPZ。表 2.2 列出了该电厂在离堆 1.6

km 处的场外后果与 NUREG-0396^[26]在 16 km 处后果的比较。

目前我们还未见到 NRC 是否同意这个要求。

表 2.2 Sasebrook 电厂超过全身剂量值的条件概率^[26]

全身剂量值(Sv)	Sasebrook 电厂在 1.6 km 处	NUREG-0396 在 16 km 处
2	0.02	0.03
0.50	0.03	0.12
0.01	0.06	0.30

3 我国制定应急计划政策时考虑事故源项的原则的讨论和建议

3.1 在理论上应选择什么事故作为应急计划基础

在引言中列出了几个国家制定应急计划政策时所考虑的事故及其源项,归纳起来,考虑的事故大体是以下几种:

(1) 确定论的设计基准事故和概率论的严重事故谱一并考虑,如美国。

(2) 有选择地考虑某些严重事故。法国不考虑概率很低的安全壳早期失效事故,所考虑的事故也不是根据 PRA 得出的结果。南非则仅考虑美国 PRA 中某一类严重事故 (PWR₁)。

(3) 把最严重的设计基准事故(参考事故)作为应急计划基础然后加以扩展,如美国。

在这里顺便提一下,美国试验和研究堆的应急计划区大小就是根据可信事故的结果不超过 PAG 低值来建立的,然后根据反应堆不同的功率水平提出 EPZ 半径的参考值^[27]。

(4) 应急计划不与预先确定的严重事故情况相关,如比利时。

那末在理论上作为应急计划的基础,应该选择什么类型的事故比较合理呢?

有人认为选择设计基准事故或参考事故的正确性是值得怀疑的,理由是^[28]:

(1) 最严重的设计基准事故源项的假定在不同国家差别很大,可以相差几个数量级,如有的假定 100% 裂变气体、100% 的碘从燃料中释放出来(但不是 100% 的碘都释入环境);有的则假定 10% 的燃料包壳损坏,这些燃料间隙中的放射性释放出来,裂变气体大约是破损燃料中总量的 10%,碘是百分之几。

(2) 如果对设计基准事故源项作最佳估计,那末它的后果并不需要场外有大规模的应急响应(如撤离)。

(3) 在源项假定中,堆芯整个熔化了,但场外的后果很小,这种假定是不真实的,因此不能作为应急计划的基础。

这位作者还认为用不确定的事故更糟,按此作的分阶段响应计划可能与真实情况完全不同。由于新的源项研究得出的源项有所减小,在人口稠密的国家考虑 PRA 分析的事故作为应急计划还是可行的。他的结论是:为使保护公众优化,应急计划应该以真实的事故作为基础(即使特定的事故序列发生概率很小);应急计划最好考虑 PSA 研究所得出的事故。

那末是不是既需要考虑 DBA,又要考虑 PSA 的事故呢?理论上,应急计划要考虑设计基准事故,也要考虑超过设计基准事故。因为无论是 LAEA、美国,还是我国,都把应急等级分成

4个^{[18][29,30]},这4个等级对应于大小不同的事故,因此只考虑超设计基准事故显然是不全面的。如果我们检查一下美国福云照射应急计划区如何建立的情况就可以看出:在16 km处,超过PAG的频率对DBA-LOCA是30%,对RSS事故谱也是30%。即用PAG准则,对DBA-LOCA和PSA的大多数堆芯熔化事故是一样的,同样得出EPZ半径16km的结论。从实用的角度上,用保守的DBA源项和PSA源项在确定应急计划区时可能都是合理的,可能是等效的。这也许就是同是美国,对核电厂应急计划要求满足包括PSA事故的考虑,而对试验和研究反应堆可以可信事故的保守假定的理由,因为不是所有反应堆都完成完整的PSA研究工作。应急计划的基础还包括释放的时间特征和释放的放射性核素的成分及其它辐射特征,这些在DBA和PSA的两种情况下有明显的不同。

我们认为,在理论上作为应急计划的基础,应当考虑各种真实的事故,特别是用PSA(或PRA)研究得到的事故谱。事故应当尽可能真实,但由于目前的知识和认识所限,还不能很好地了解事故的各种现象,估计源项和后果的模式及参数还有许多不确定性,导致作偏保守的(即比实际偏严重)的事故假定也是必要的。在应急计划中需要考虑这种偏保守的事故情况,但需要尽可能作出不确定性分析,和在代价、利益的分析基础上作出权衡。

对于后果严重但发生概率很低的事故在应急计划中要不要考虑?美国和加拿大是都考虑,但考虑的方式不同:对概率较大后果较轻的事故,用干预水平去比较;对概率低后果严重的事故,用威胁生命的剂量去比较。但法国认为安全壳早期失效的概率很低,在应急计划中不予考虑。我们设想,应该有一个标准,在某概率以下的事故就可以不考虑。德国W. Kroger提出定量的标准是:小于每堆年 10^{-8} 的事件不在考虑的范围^[31]。

3.2 在应急计划政策中要不要考虑核电厂的功率

3.2.1 前言

源项实际上包含有核反应堆内各核素的总量及其释放份额两项。在释放份额相同的条件下,不同功率水平的反应堆堆内放射性总量不同,源项也不同。而总量跟堆功率直接相关。一般说来,短寿命放射性核素的总量正比于反应堆的热功率,而长寿命核素的总量正比于能耗,两者都与堆芯燃料管理计划有关。

我国正在建设的核电厂,有900 MW(电)的广东大亚湾核电站,也有300 MW(电)的秦山(一期)核电站,还拟建600 MW机组的电厂。因此,需要研究在应急计划中,要不要考虑核电厂功率水平问题。

3.2.2 堆功率对事故后果的影响

反应堆放射性总量对事故后果影响的研究表明^[32],功率为3412和1518 MW(热)压水堆核电厂,用SST₁源项(见表3.1)的比较结果是,后果减少的倍数比功率减少的倍数大。大堆功率是小堆功率的2.25倍,而平均早期死亡的风险(人数),大堆是小堆的5.3倍;平均早期损伤的人数大堆是小堆的3.75倍。

对1000 MW(电)功率的核电厂和含两个500 MW(电)的核电厂也进行过比较^[33]。计算表明,对于离某以色列核电厂1 km处,在没有防护活动的情况下,2个小的核电厂引起的早期死亡总和是大的核电厂的74%;而在防护活动的情况下(隐蔽因子对烟羽为0.5,对地面为0.08),2个小的核电厂引起的早期死亡总和是大的2.4%。

因此,早期后果有如此大的差别,在应急计划中考虑堆功率大小可能是必要的。

3.2.3 美国核电厂及研究堆应急计划区大小与堆功率的关系

美国轻水堆核电厂 EPZ 大小与堆功率的关系不是十分相关,只分两档。当核电厂的热功率小于 250 MW 时,才减半,可以用 8 km 的烟羽 EPZ 和 48 km 的食入 EPZ。另外,报警和通知系统将具体地逐个确定。这个结论是根据来自这些设施较小的潜在危害——较低的放射性总量,以及对于许多事故情况要释放足够量的放射性需要较长的时间决定的^[10]。与此相反,美国研究堆 EPZ 大小是由堆功率决定的^[27]。

表 3.2 列有美国核电厂和研究堆 EPZ 大小与功率的数值关系。

表 3.1 NRC 选址分析用源项(SST)^[20]

释放类型	发生概率 (堆·a) ⁻¹	事故发生到开始释放的时间 (h)	释放持续时间 (h)	预计堆芯熔化的时间 (h)	释放高度 (m)	释放热量 (BTU/h)	释放量占堆芯总量的份额						
							Xe-Kr	I	Cs-Rb	Te-Sb	Ba-Sr	Ru	La
SST ₁	1×10 ⁻⁶	1.5	2	0.5	10	0	1.0	0.45	0.67	0.64	0.07	0.05	9×10 ⁻³
SST ₂	2×10 ⁻⁵	3	2	1	10	0	0.9	3×10 ⁻³	9×10 ⁻³	3×10 ⁻²	1×10 ⁻²	2×10 ⁻³	3×10 ⁻⁴
SST ₃	1×10 ⁻⁴	1	4	0.5	10	0	6×10 ⁻³	2×10 ⁻⁴	1×10 ⁻⁵	1×10 ⁻⁵	2×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁶	3×10 ⁻⁶
SST ₄		0.5	1	—	10	0	3×10 ⁻⁶	1×10 ⁻⁷	6×10 ⁻⁷	6×10 ⁻⁹	1×10 ⁻¹¹	0	0
SST ₅		0.5	1	—	10	0	3×10 ⁻⁷	1×10 ⁻⁸	6×10 ⁻⁸	6×10 ⁻¹⁰	1×10 ⁻¹²	0	0

表 3.2 美国核电厂和研究堆 EPZ 大小与功率的关系

热功率, P (MW)	烟羽 EPZ (km)	食入 EPZ (km)
核电厂		
P ≥ 250	16	80
P < 250	8	48
研究堆		
P ≤ 2	运行边界	
2 < P ≤ 10	0.1	
10 < P ≤ 20	0.4	
20 < P ≤ 50	0.8	
P > 50	视情况具体确定	

3.2.4 荷兰核电厂按功率大小确定应急计划范围^[11]

荷兰将核电厂功率分成 3 档(≤100, ≤500 和 ≤1000 MW(t)), 采用不同的应急计划范围;对撤离分别是 0, 5, 5 km;对碘片发放区分别为 4, 10, 15 km, 隐蔽区分别是 7, 20 和 30 km。

功率对核电厂 EPZ 大小的影响,下面还将进一步讨论。

3.3 对我国的应急计划考虑事故源项的原则的建议

我们提出以下几个初步原则,作为我国制定核电厂应急计划政策时选择事故源项的参考。

(1) 按 IAEA 提出的原则,应急计划应当考虑包括大小事故在内的事故谱,而不是单个事故序列。具体地说,我国核电厂应急计划既要考虑设计基准事故,也要考虑概率安全评价(PSA)的事故谱及其源项,而且应当以 PSA 事故源项作为基础。

(2) 制定应急计划时既要充分利用国际上 PSA 事故源项的成果,包括通用的简化源项,也要充分利用我国核电厂 PSA 的研究结果。

我国在建的两座核电厂,都在进行 PSA,有可能提供这些电厂的事故谱及其源项和场外后果的估计值。自然,秦山核电站是我国自行设计、制造的(部分关键设备是从外国进口的),PSA 的工作需要考虑我国设备、部件可靠性数据、运行水平与西方发达国家之间的差别。同时,在使用我国的 PSA 源项时还需考虑到我国源项研究的历史还比较短这一情况。

(3) 核电厂应急计划要适当考虑反应堆功率的大小。

(4) 对于发生概率很小的事故(例如发生概率小于每堆年 $10^{-6} \sim 10^{-9}$ 的事故),在应急计划中可不予考虑。

(5) 苏联切尔诺贝利事故源项不能作为我国轻水堆核电厂应急计划的基础。

4 用源项导出 EPZ 大小的研究

4.1 前言

国外的经验和我国在建核电厂编制应急计划的初步实践表明,核电厂应急计划的政策,特别是划定应急计划区的大小,涉及技术、经济、政治、社会影响和国际影响等诸多因素。我们着重从技术上在以下两个方面开展了研究工作,为我国主管部门的决策提供依据:

(1) 调查和研究各国核电厂应急计划所考虑的事故源项,特别是事故源项与应急计划区大小的关系,其中包括调查核电厂事故源项研究的最新进展和可能对应急计划的影响。

(2) 用偏保守的 WASH-1400 源项和其它通用的源项,研究我国在建核电厂用源项导出 EPZ 大小的可行性,对我国的核电厂 EPZ 大小提出建议。下面是这部分工作的主要结果。

在研究 EPZ 大小时,我们遵循 IAEA 提出的决定 EPZ 大小的一般原则:对应急计划所考虑的事故进行分析,估计其场外的预期剂量(即在不采取应急防护措施条件下居民个人可能受到的剂量),与干预水平相比较,使得计划区外的预期剂量不超过相应的干预水平^[34]。

4.2 用 WASH-1400 源项的研究结果

根据广东核电站 PSA 第 3 级预定的任务和风险评价的输入参数要求,同时为了审评秦山核电站应急计划的需要,在还没有获得这两个电站 PSA 源项的情况下,我们首先用偏保守的 WASH-1400 的源项研究了这两个在建核电厂 EPZ 的大小。同时根据各国核电厂应急计划区的规定和我国的实际情况,提出了我国(压水堆型)核电厂 EPZ 大小的建议^[35]。图 4.1 是用广东大亚湾厂址气象资料,计算得到的超过全身剂量 25,250 和 2000 mSv 的条件概率随距离的变化。25,250 mSv 分别是隐蔽和撤离干预水平中间的剂量值,是作为决定烟羽 EPZ 半径、计划撤离范围选用的干预水平。根据大量的这些预期剂量的计算和比较研究,得出的主要结果是:

(1) 我国在建核电厂采用 10 km 作为烟羽 EPZ 半径,符合国际安全标准,可以达到类似美国核电厂应急计划区所要满足的安全准则。

(2) 在烟羽 EPZ 内,设一个半径为 5 km 的计算撤离的区域较为适宜。在该区域内,计划的主要防护活动为撤离、隐蔽和服用碘片。在 5~10 km 的环形区域内,计划的主要防护活动是隐蔽和服用碘片,一般不作撤离的计划。

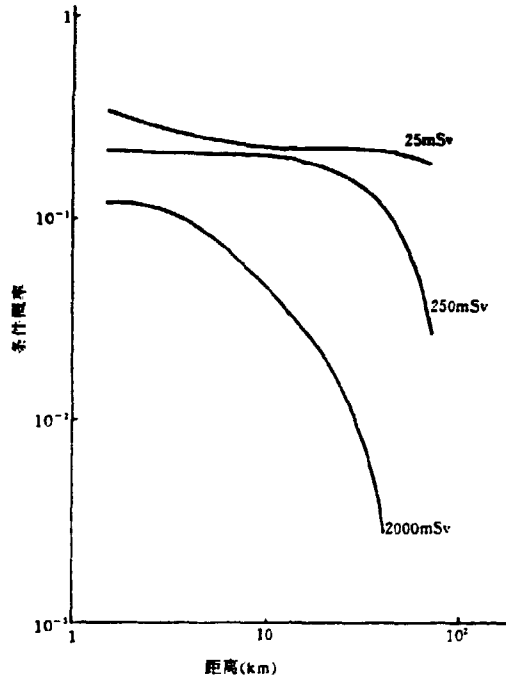


图 4.1 广东核电站用 RSS 源项 $PWR, \sim PWR$, 超过全身剂量的条件概率随距离的变化

秦山核电站的功率较小,可以根据厂址的实际情况,适当减少 EPZ 的大小。

(3) 考虑到所用源项偏于保守,估计的场外预期剂量按 EPZ 安全准则的要求还留有大的裕度,因此建议我国核电厂(压水堆型)EPZ 大小可以根据核电厂的功率水平和厂址实际条件采用:

烟羽 EPZ 半径: ≤ 10 km

内区: ≤ 5 km 计划撤离、隐蔽、服用碘片

外区: 5~10 km 计划隐蔽、服用碘片

EPZ 不要求是圆形,可根据具体的行政边界、核电厂周围人口分布和厂址地形等条件决定。

(4) 上述建议值适用于广东核电站装有砂堆过滤器的情况。如果不装设砂堆过滤器,则需论证核电站或采取措施使核电站达到与 WASH-1400 所分析的 Surry 核电厂同等安全水平(用严重事故源项及事故发生频率来表征)。

4.3 反应堆功率对 EPZ 大小的影响

用广东核电站的厂址气象资料,采用 RSS 中压水堆的堆芯熔化事故源项,按比例改变反应堆堆芯各核素的总量,在其它参数均不变更的条件下,计算了预期全身剂量,来研究反应堆功率对烟羽 EPZ 大小的影响。不同堆芯总量在烟羽 EPZ 边界要求达到同一的安全标准,超过全身剂量 25 mSv 的条件概率为 $\sim 22\%$ 。表 4.1 列出了计算结果。

表 4.1 不同功率水平的烟羽 EPZ 大小理论值

电功率(MW)	烟羽 EPZ 半径(km)
900	10
600	7
300	4
100	1.5

用秦山核电厂(1035 MW 热功率)的堆芯核素总量,计算烟羽 EPZ 大小,与按比例由 2905 MW(热功率)降到 1035 MW 时的堆芯核素总量计算烟羽 EPZ 大小的值十分接近。因此,可以认为,按比例改变堆总量实际上能代表反应堆的不同功率水平。美国的研究有类似的结果^[22]。

前面已经说明,划定 EPZ 大小,不纯粹是用源项推导 EPZ 半径的问题。因此,核电厂 EPZ 大小与反应堆功率水平(这不同于研究堆)关系在实际工作中不能单用数学关系去描述或者按表 4.1 那样去实行。我们主张象 600 MW(电)的核电厂还是采用同 900 MW,1000 MW(电)核电厂一样的 EPZ 大小;对 300 MW(电)的核电厂可以根据厂址具体条件适当减小。

4.4 用美国选址通用源项 SST 导出 EPZ 大小

用美国选址的通用源项 SST₁~SST₃(见表 3.1),在其它参数都不改变的条件下,计算了场外后果的条件概率。图 4.2 是大亚湾核电站用 SST 源项计算的全身剂量超过 5 mSv(隐蔽干预水平下限)和 50 mSv(隐蔽干预水平上限,撤离干预水平下限)和 1000 mSv,2000 mSv(可能造成早期损伤的剂量值)的条件概率。计算研究表明,采用与 4.2 节中所要求的烟羽 EPZ 的安全准则和干预水平,用 SST 源项同样可以得出烟羽 EPZ 半径为 10 km,计划撤离半径为 5 km 等结果。与 RSS 源项的差别是:用 SST 源项在 EPZ 边界上超过预定的干预水平值的条件概率较大,但可以满足<30%的美国要求。

4.5 用全部裂变气体释入环境的研究

图 4.3 是源项采用 100%的裂变气体释入环境,其它核素的释放率等于零的情况下,超过全身剂量 10,25,250 mSv 的条件概率(核电厂热功率 2905 MW,大亚湾厂址气象资料)。按 4.2 节同样的安全准则和安全水平(烟羽 EPZ 外边界上>25 mSv 的条件概率为 22%,计划撤离范围的外边界处>250 mSv 的条件概率为~21%),则烟羽 EPZ 半径为 8.0 km,计划撤离半径为 0.8 km。烟羽 EPZ 半径和前面沿用的结果^[19]相当,但应当指出它们所要求的条件概率不同,同时气象资料等也不相同。对 100%裂变气体释入环境(其余为零)也不可忽视。场外的主要防护活动是隐蔽,而不用撤离。

4.6 法国严重事故源项的场外后果

广东核电站核岛是从法国进口的。广东核电站的应急计划必须充分考虑法国核安全和应急计划的原则。法国不采用美国用概率评价将严重事故分类的办法,因为法国认为这些评价缺乏足够的科学依据。对法国设计的压水堆研究得出 3 个参考源项,分别对应于涉及堆芯完全熔化的 3 个主要事故类别。表 4.2 列出了法国这 3 个严重事故源项的值。

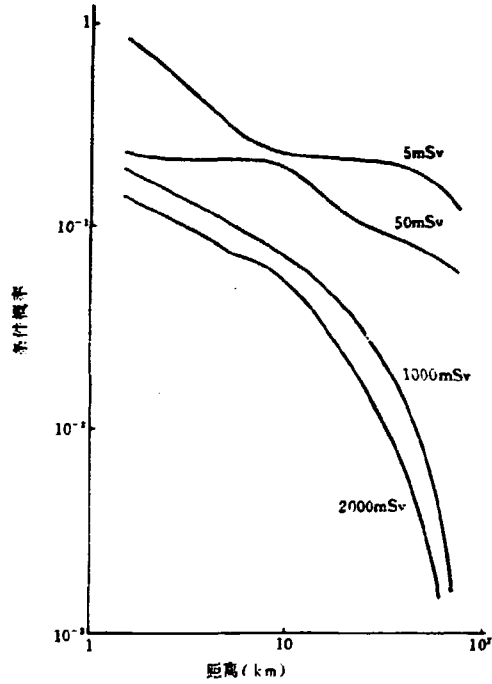


图 4.2 广东核电站用 $SST_1 \sim SST_5$ 源项超过全身剂量的条件概率随距离的变化

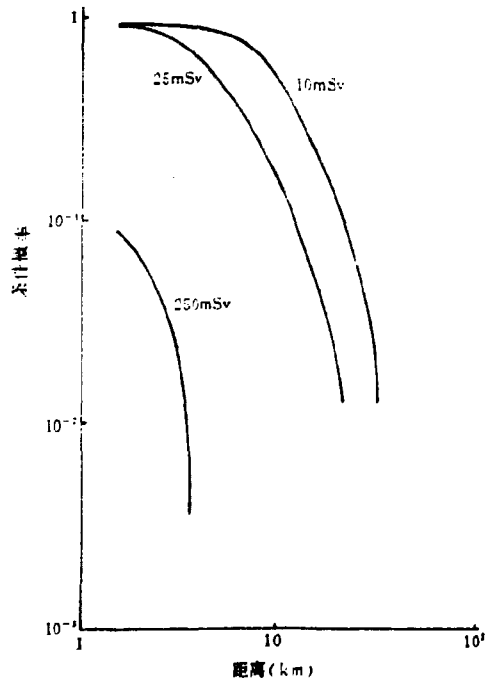


图 4.3 广东核电站假定 100% 裂变气体释入环境超过全身剂量的条件概率随距离的变化

表 4.2 法国严重事故源项值

源 项	S ₁	S ₂	S ₃
安全失效方式	早 期, %	延 迟, %	晚 期, %
惰性气体	80	75	75
有 机	0.6	0.55	0.55
碘 I			
非有机	60	2.7	0.30
铯 Cs	40	5.5	0.35
锶 Sr	8	6	0.06
钡 Ba	5	0.6	0.04

法国核电厂应急计划主要依据 S₁ 源项,对 S₂ 是采取事故缓解措施。我们用 S₂,S₃ 分别计算了广东核电站的场外后果。图 4.4 是 S₂ 和 S₃ 造成的全身剂量大于 25,250 mSv 的条件概率(假定 S₂,S₃ 发生的概率均为 1)。用本报告 4.2 节对 WASH-1400 源项的安全标准,对 S₁,S₂ 则分别要求烟羽 EPZ 半径约为 60 和 9 km,撤离范围分别为 ~20 和 1.6 km。S₃ 基本上符合法国应急计划 10 km 内隐蔽、5 km 内撤离的要求。对 S₂ 即使干预水平取最大值,安全水平要求放宽(如 EPZ 边界超过干预水平的条件概率为 30%),隐蔽和撤离的距离仍很大——分别是 ~39 km 和 ~10 km。因此,不能用 S₂ 源项来导出 EPZ 的大小,法国也没有这一计划。

最后,需要强调的是,报告讨论的都是核电厂的应急计划中要考虑的源项,是在未发生事故前做计划(如在核电厂投料前编制应急计划)时所考虑的,并不涉及在真正发生事故时如何确定事故源项的问题。万一在核电厂运行时发生严重事故出现 S₂ 源项,而砂堆过滤器又失效的情况下,自然应急措施必需针对 S₂ 源项,或者根据事故发生时确定的实际源项执行应急响应。

5 初步结论

根据上述核电厂事故源项和应急计划的背景材料,以及用各事故源项导出应急计划区大小的研究结果,可以得出如下结论:

- (1) 我国核电厂的应急计划宜考虑各类设计基准事故和概率安全评价得出的事故谱源项。
- (2) 确定我国核电厂应急计划的大小要考虑到世界各国核电厂应急计划区的规定、IAEA提出的用事故源项决定 EPZ 大小的一般原则和我国的实际情况。
- (3) 在用事故源项导出我国核电厂 EPZ 大小时,源项用上述的 DBA 和 PSA 事故谱源项,干预水平选用我国已颁发的各相应的干预水平值,EPZ 要求达到的安全准则,可以参照美国 EPZ 的安全准则,适当加以修改。
- (4) 考虑到我国的源项研究正在进行,在没有可以利用的我国核电厂源项的情况下,目前可以参考 WASH-1400 或美国选址源项 SST 堆芯熔化事故源项,但需考虑我国压水堆核电厂与 WASH-1400 所参照的 Surry 核电厂设计(或严重事故源项及其事故频率)的差别。
- (5) 广东核电站应充分考虑法国核安全和应急计划的基本原则,在安装砂堆过滤器的

条件下,采用法国严重事故源项 S_1 源项作为应急计划的技术基础是可以接受的。

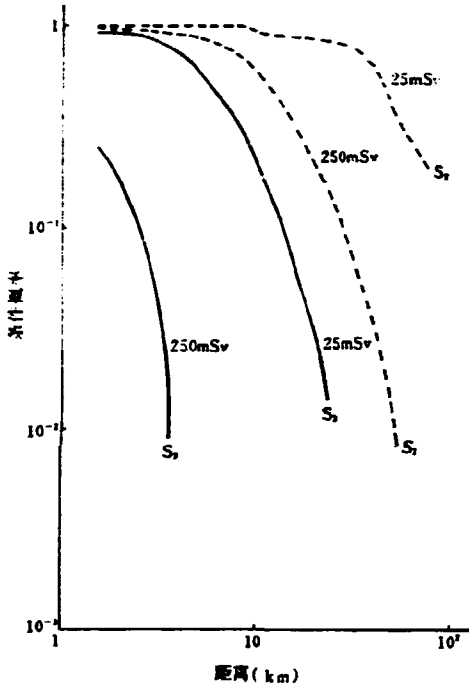


图 4.4 广东核电站用法国源项 S_1 和 S_2 超过全身剂量的条件概率随距离的变化

参 考 文 献

- [1] Kalber C. Nuclear Safety. 1986, 27(1), 36~57
- [2] Eckerd Th. The technical basis for emergency planning and Preparedness in EC countries (1985)
- [3] Siberberg M., et al., NUREG-0956, 1986
- [4] 美国核学会“关于源项专门委员会的报告”的技术总结. 核能安全参考资料, 第 12 期, 1~12
- [5] IAEA Safety Series No. 76, Vienna, 1986
- [6] IAEA Safety Series No. 50-C-D (Rev. 1), Vienna, 1988
- [7] 核安全法规 HAF0200(89). 核电厂设计安全规定(1989 年修订)
- [8] APS study Group on Severe Accidents at Nuclear Power Plants. Rev. Mod. phy, 1985, 57 (3)
- [9] 魏仁杰. 核动力工程, 1987, 8 (4), 1~6
- [10] United Nations, Sources, Effects and Risk of Ionizing Radiation. UNSCERA 1988 Report, 1988
- [11] Dai A. H. et al. Environmental contamination following a Major Nuclear Accidents. 319-334, IAEA, Vienna, 1990
- [12] USNRC. WASH-1400, 1975
- [13] USNRC. NUREG-1150, Vol. 1, draft, 1987
- [14] Solomon K. A. et al. Risk Analysis, 1985, 5 (3), 209~216
- [15] 核安全专题报告 NNSA-0008, 1989
- [16] Dinunne J. J. et al. TID-14844, 1962
- [17] Neal A. P., Davies M. C. Contingency Planning, Printed by the Government Printer, Hong Kong, 1987 (12)
- [18] USNRC, NUREG-0654, Rev. 1, 1980

- [19] Kaiser G. D. *Nuclear Safety*, 1986, 27 (3), 369~384
- [20] USNRC. SECY-86-76
- [21] USNRC. SECY-86-228
- [22] Soffer L. et al.. *International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety*. 128-1-128-10, 1985
- [23] Bernero R. M. *Proceedings of the International ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety*. W. 7-1-W. 7-11, 1986
- [24] PLG-0432, 1985
- [25] US. NRC. USEPA, NUREG-0396, 1978
- [26] Seabrook station FSA, 1986 (9)
- [27] ANS/ANS-15.7-1977, 1977
- [28] Van Dantselaar J. in: *Proc. of Emergency Planning and Preparedness for Nuclear Facilities*, IAEA Vienna, 1986, 399~406
- [29] IAEA Safety Series No. 50-SG-06, Vienna, 1982
- [30] 核安全法规 HAF0701. 安全导则. 核动力厂营运单位的应急准备. 国家核安全局批准发布. 1989年8月3日
- [31] Kroger W. Non-Catastrophic release requirements for the next generation of nuclear power plants, in: *Proc. of Post-SMIRT Seminar on small and Medium Sized NPP*, Lausanne, Switzerland, 1987
- [32] Aldrich D. C. et al. NUREG/CR-2239, 1982
- [33] Tadmor J, Koch J. *Nuclear Safety*, 1985, 26 (3), 345~348
- [34] IAEA Safety Series No. 72, Vienna, 1985
- [35] 施仲齐. 广东核电站概率事故后果评价工作的进展. 清华大学核能技术研究所. 1990年5月

目 录

1. 引言
2. 严重事故及其源项研究的新结果和对应急计划政策可能的影响
3. 我国制定应急计划政策时考虑事故源项的原则的讨论和建议
4. 用源项导出 EPZ 大小的研究
5. 初步结论

CONTENTS

1. INTRODUCTION
2. NEW SOURCE TERM INFORMATION AND ITS IMPACT ON EMERGENCY PLANNING REQUIREMENTS
3. DISCUSSIONS AND RECOMMENDATIONS FOR SOURCE TERMS SELECTED IN ESTABLISHING EMERGENCY PLANNING POLICY IN CHINA
4. STUDIES OF THE EMERGENCY PLANNING ZONE SIZE DERIVED FROM SOURCE TERMS
5. CONCLUSIONS

核电厂事故源项与应急计划关系的研究

原子能出版社出版

(北京 2108 信箱)

原子能出版社激光照排中心排版

北京市海淀区三环快速印刷厂印刷

☆

开本 787×1092 1/16 · 印张 1 · 字数 27 千字

1992 年 1 月北京第一版 · 1992 年 1 月北京第一次印刷

ISBN7-5022-0623-X

TL · 367

CHINA NUCLEAR SCIENCE & TECHNOLOGY REPORT

This report is subject to copyright. All rights are reserved. Submission of a report for publication implies the transfer of the exclusive publication right from the author(s) to the publisher. No part of this publication, except abstract, may be reproduced, stored in data banks or transmitted in any form or by any means, electronic, mechanical, photocopying, recording or otherwise, without the prior written permission of the publisher, China Nuclear Information Centre, and/or Atomic Energy Press. Violations fall under the prosecution act of the Copyright Law of China. The China Nuclear Information Centre and Atomic Energy Press do not accept any responsibility for loss or damage arising from the use of information contained in any of its reports or in any communication about its test or investigations.

ISBN7-5022-0623-X
TL • 367

China Nuclear Information Centre