

对低温核供热堆环境辐射防护标准的建议

刘原中

(清华大学核能技术设计研究院, 北京, 100084)

作者提出了低温核供热堆(简称供热堆)环境辐射防护标准的建议值,即:(1)热网水放射性比活度限值 0.37Bq/l ; (2)每座核供热站正常运行工况下向环境释放的放射性物质对公众任何个人造成的有效剂量,每年应小于 0.1mSv ; (3)每座核供热站正常运行工况下气载放射性年排放量控制值,惰性气体为 $1.7 \times 10^{14}\text{Bq}$, 碘为 $5.0 \times 10^9\text{Bq}$, 粒子(半衰期 $\geq 8\text{d}$)为 $1.2 \times 10^{10}\text{Bq}$, 液态放射性年排放量控制值, 氚为 $7.5 \times 10^{12}\text{Bq}$, 其余核素为 $3.7 \times 10^{10}\text{Bq}$; (4)每座核供热堆事故工况下,非居住区边界上的任何个人在整个事故期间所接受的有效剂量应不大于 5mSv , 甲状腺剂量应不大于 50mSv ; (5)限制发展区半径 2km ; (6)非居住区半径 250m 。

关键词 辐射防护 剂量 放射性 环境

5MW 低温核供热堆已在清华大学核能技术设计研究院建成,这标志着核能的另一用途——供热在中国即将变成现实。目前我国不少城市和企业已提出了建造低温核供热堆的要求。为了促进核供热事业的发展和保护环境,制定供热堆环境辐射防护标准已十分必要。本文根据低温核供热堆的安全特点以及必须建在用户附近,依据国标 GB8703 的基本原则提出了供热堆环境辐射防护标准的建议值。

1 热网水中放射性比活度限值

为保护用户的安全,必须严格限制热网水中放射性核素的浓度。根据下列理由建议热网水中放射性比活度限值为 0.37Bq/l 。

1. 用此比活度的水供暖,在十分保守的假设条件下计算,即:每年供暖 180d ,居民每天距离暖气 0.5m 处停留 10h (如靠近暖气睡觉),把暖气等效为 $80 \times 130\text{cm}^2$ 的面源,取 γ 射线的平均能量为 1MeV ,则可计算出居民每年受到的附加外照射剂量小于 10^{-5}mSv ,此剂量可忽略不计。

2. 此比活度的水若被居民饮用,每天 2.2l 则每年摄入的放射性活度为 297Bq 。此值比国标 GB8703 中规定的高毒元素 ^{90}Sr 对放射性工作人员的年摄入量限值 $1 \times 10^6\text{Bq}$ 低 3 个多量级。显然也是可忽略的。

3. 文献[8]给出了我国一些地区饮用水中的天然放射性核素浓度,其中铀的比活度在

$(0.52-246.4) \times 10^{-3} \text{Bq/l}$ 范围内;钍的比活度在 $(2.3-1330) \times 10^{-6} \text{Bq/l}$ 范围内, ^{226}Ra 的比活度在 $(0.13-36) \times 10^{-3} \text{Bq/l}$ 范围内; ^{40}K 的比活度在 $(19-180) \times 10^{-3} \text{Bq/l}$ 范围内。由此可知 0.37Bq/l 相当于饮用水中天然本底放射性比活度。

4. 原苏联关于《设置核供热站及核热电站的放射性安全要求》^[1]中规定热网水中放射性浓度不得超过下列两项限定数值:(1)辐射安全标准《HPБ-76》中规定的饮用水中允许放射性浓度的 $1/10$ 。(2)天然水中本底放射性浓度的 10 倍。由此可知本文建议的 0.37Bq/l 限值严于原苏联的规定。

根据文献[2]的分析表明供热堆无论是正常运行工况,还是事故工况下热网水中最大可能的放射性比活度仅为 $5.7 \times 10^{-3} \text{Bq/l}$ 。因而 0.37Bq/l 比活度限值既能确保用户的安全,也不会给供热堆的建造和运行增加困难。

2 正常运行工况下对公众的剂量限值

供热堆要建在城市附近,必须严格控制放射性向环境的排放,降低公众受到的辐射剂量。考虑到公众可能受到来自各种人工辐射引起的剂量,并且考虑供热堆周围人口稠密,因而供热堆环境辐射剂量限值必须大大低于国标 GB8703 中规定的公众成员年有效剂量限值 1mSv 。因而建议每座核供热站(可有几座供热堆)正常运行工况下向环境释放的放射性物质对公众中任何个人造成的有效剂量每年应小于 0.1mSv ,理由如下所述。

1. 0.1mSv/a 比国标 GB8703 中规定的 1mSv/a 低 1 个量级。比国标 GB6249 中规定的每座核电厂正常运行工况下对公众中任何个人(成人)的有效剂量限值 0.25mSv/a 低 2.5 倍。

2. 若供热堆建在大城市的中心,供热堆非居住区边界上(建议非居住区半径取 250m)公众个人受到的年有效剂量为 0.1mSv 。以北京为例,人口按 2000 年远景人口考虑,则可计算出供热堆周围 80km 范围内的集体有效剂量为 $2.8 \text{人} \cdot \text{Sv/a}$ 。它引起的平均个人附加死亡风险为 $3.0 \times 10^{-9}/\text{a}$,比北京地区自然癌症死亡风险 $6.3 \times 10^{-4}/\text{a}$ ^[3]低约 5 个量级,甚至比平均个人雷击死亡风险 $5 \times 10^{-7}/\text{a}$ ^[4]还低 2 个量级。显然 0.1mSv/a 剂量限值是可接受的。

3. 原苏联关于《设置核供热站及核热电站的放射性安全要求》^[1]中规定核供热站正常运行条件下,在城市的任何位置居民个人受到的全身剂量不得超过 0.2mSv/a ,儿童甲状腺剂量不得超过 0.6mSv/a 。对整个城市居民的集体全身剂量不得超过 $10^2 \text{人} \cdot \text{Sv/a}$ 。由此可知本文建议的 0.1mSv/a 比原苏联的标准严。更能确保公众的安全。

4. 文献[5]给出了大庆 200MW 供热堆正常运行工况下公众个人受到的最大有效剂量为 $9.32 \times 10^{-6} \text{mSv/a}$,因而 0.1mSv/a 的建议值既能确保公众的安全,也不会给供热堆的建造和运行带来困难。

3 正常运行工况下放射性排放量控制值

国标 GB6249 中规定了每座核电厂气载和液态放射性流出物排放对公众中任何个人(成人)造成的年有效剂量不得超过 0.25mSv ,同时也规定了气载和液态放射性流出物的年排放量控制值。本文建议的供热站放射性流出物排放对公众中任何个人造成的年有效剂量不得超过 0.1mSv ,即比核电厂的规定值低 2.5 倍。因而相应的放射性流出物的年排放量控制值也低 2.5 倍则可。但考虑到供热堆要建在城市附近,应尽量降低供热堆正常运行工况下向环境的放射性排放量。这对供热堆是能够做到的,文献[5]给出了大庆 200MW 供热堆正常运行工况

下气载放射性流出物年排放量为惰性气体 1.3×10^{12} Bq, 碘 2.0×10^8 Bq, 粒子 1.3×10^6 Bq。基于既不增加供热堆建造和运行的困难, 又能尽量降低供热堆周围公众受到的辐射剂量, 每座供热站放射性流出物的年排放量建议控制值列于表 1。该表中同时列出 GB6249 的对一座核电厂的规定值, 以作比较。

关于液态流出物排放, 若供热堆厂址处没有接纳水体(海洋、河流等), 建议放射性废水经处理使其比活度低于 3.7Bq/l 后尽量重复利用, 多余的废水采用可接受的方式排放。

表 1 供热站放射性流出物年排放量控制值(Bq)
Table 1 The limit of release for the radioactive effluence
of nuclear district heating plant

流出物类别		GB6249 对核电厂的规定值	本文对核供热站的建议值
气载流出物	惰性气体	2.5×10^{15}	1.7×10^{14}
	碘	7.5×10^{10}	5×10^9
	粒子($T_{1/2} \geq 8\text{d}$)	2×10^{11}	1.2×10^{10}
液态流出物	氟	1.5×10^{14}	7.5×10^{12}
	其余核素	7.5×10^{11}	3.7×10^{10}

4 事故工况下剂量控制值

供热堆厂址周围人口稠密, 供热堆的设计必须确保供热堆不会发生需要采取撤离、隐蔽、服碘等应急行动的事故。核安全法规 HAF-0703 中规定的我国核事故辐射应急干预水平列于表 2。参考表 2 中的数值, 本文建议核供热堆事故工况下对公众的辐射剂量控制值, 全身为 5mSv , 甲状腺为 50mSv 。

表 2 我国核事故应急干预水平(mSv)
Table 2 Protective action level for nuclear accident emergency in China

措 施	全 身	甲状腺或其它单个器官
隐 蔽	5—50	50—500
服稳定性碘		50—500
撤 离	50—500	500—5000

为分析此建议值给城市居民带来的附加群体风险, 以北京市为例, 采用保守的考虑, 假设供热堆建在市区边界上(此种安排计算出的集体剂量最大), 人口按 2000a 远景人口考虑。假设事故发生后放射性烟云一直吹向人口最稠密的市区方位, 非居住区边界上个人全身剂量达 5mSv 。则可计算出此方位角 80km 范围内集体全身剂量为 $45 \text{人} \cdot \text{Sv}$, 总人口数为 1.32×10^6 人。考虑到发生如此严重的事故已是稀有事故或极限事故, 其发生概率小于 $10^{-3}/\text{堆} \cdot \text{a}$ 。从而可计算出对此部分城市居民平均附加死亡风险仅为 $4 \times 10^{-10}/\text{堆} \cdot \text{a}$ 。此值比文献[4]表 1-1 中给出的个人遭受雷击风险 $5 \times 10^{-7}/\text{a}$ 还低 3 个量级。显然是可接受的。

文献[1]给出了原苏联的规定:“在最大设计基准事故下, 按不利的气象条件考虑。核供热站边界外任何居民受到的个人全身剂量不得超过 100mSv , 而城市全体居民的集体全身剂量不得超过 $10^3 \text{人} \cdot \text{Sv}$ ”。由此可知本文的建议值更严格。

文献[5]给出了大庆200MW供热堆发生严重事故时对公众造成的最大全身剂量为 1.2×10^{-2} mSv,甲状腺剂量为0.113mSv。由此可知本文的建议值供热堆能满足,不会限制供热堆建在城市附近。

5 限制发展区半径

供热堆要建在城市附近,在供热堆周围设置多大的限制发展区,即供热堆距离城市多远才合适,这是人们十分关心的问题。对这个问题考虑的因素如下:

1. 利用文献[6]给出的近似计算大气扩散因子的公式, $\chi(x) = A_0 F x^{-1.5}$ 。此处 $\chi(x)$ 是与排放点相距 x 处空气中放射性核素的时间积分浓度; A_0 是排放源强; F 是量纲换算因子。根据公众受到的辐射剂量正比于 $\chi(x)$,则可利用此式计算出公众个人剂量与距离的相对关系。若在非居住区边界处剂量为5mSv,则在距离供热堆2km处的剂量降为0.22mSv,在5km处降为0.06mSv。若作出图来则可发现当距离大于2km后,则剂量的下降随着距离的增加变得较为平缓。也就是说在2km之后再增大距离对降低公众个人受到的剂量未得到太大的改善。相反由于供热管线的加长,供热成本(造价、运行和维修)、沿管线的热损失以及给水泵的唧送功率都增加较多。粗略的估算表明,离负荷中心的距离每增加1km,热网水投资约增加500万,热网水温约降1℃、唧送功率约增1MW(电)。

2. 计算表明随供热堆离开城市距离的增加,对集体剂量下降是较为平缓的。以供热堆建在北京市城区边界为例。若建在离城区边界250m处,80km范围内的相对集体剂量为1,则建在离城区边界2km处,80km范围内的相对集体剂量降到0.8,而距离增加到5km时也只降到0.7。文献[7]也得出相同的结论,即“在居民密度较大的地区,核电站周围居民的总风险与距离的关系曲线就变得比较平缓”。这就是说在离开城市距离2km后再增大距离对降低公众群体的集体剂量改善不大。

3. 根据文献[5]给出的200MW供热堆发生严重事故对公众造成的最大剂量比本文建议的事故工况剂量控制值小很多。对于供热堆事故完全不必采用诸如撤离、隐蔽、服碘、控制食物和饮水、搬迁之类的应急措施,因而可不对供热堆提出任何离开城市距离或厂堆周围人口密度限值的要求。但考虑到防止外部事件对供热堆的影响,以及人们的心理因素和社会可接受性,规定一个供热堆周围的隔离区域还是必要的。对此区域作建设规模的限制,这样可减少周围环境与供热堆之间的相互影响。把此区域称作限制发展区,在供热堆整个寿期内限制该区域的发展规模,限制人口较大的增长。

综上所述,建议限制发展区半径为2km,

6 非居住区半径

国标GB6249中规定核电厂周围设置非居住区,其半径不得小于0.5km。对于一座供热堆功率为200MW,比核电站单堆功率低约1个量级。并考虑到供热堆严重事故工况下对公众造成的剂量大大低于本文建议的控制值。因而建议非居住区半径为250m。

参考文献

- 1 肖宏才译. 苏联动力及电气化部、国家核能利用委员会、卫生部. 关于设置核供热站及核热电站的放射性

- 安全要求. 核能安全参考资料, 1982. 第5期.
- 2 Liu Yuanzhong. The Radiation Safety Assessment of the Heating Loop of District Heating Reactor. In: The Proceedings of Asia Congress on Radiation Protection, Beijing, October, 1993. 18 - 22.
 - 3 潘自强. 辐射防护和环境保护的基本原则——可合理达到的尽可能低的原则. 辐射防护, 1982, 2(5): 334.
 - 4 US Nuclear Regulatory Commission. Reactor Safety Study. In: An Assessment of Accident Risk in US Commercial Nuclear Power Plant, NUREG-75/014, WASH-1400, October, 1975.
 - 5 刘原中, 高祖瑛, 王玖瑞, 等. 大庆石油管理局 200MW 核供热示范站环境影响报告书(可行性研究阶段). 清华大学核能技术设计研究院. 大庆市环境保护科学研究所资料. 1992.
 - 6 IAEA Safety Guides. Safety Series NO. 50-SG-S12, Radiological Protection Aspects of Nuclear Power Plant Siting. 1982.
 - 7 肖宏才编译. 苏联关于城区利用核能供热的安全考虑. 核能安全参考资料. 1982. 第5期.
 - 8 潘自强等编著. 中国核工业三十年辐射环境质量评价. 北京: 原子能出版社, 1990.

THE PROPOSAL ON THE ENVIRONMENTAL RADIATION PROTECTION STANDARDS FOR NUCLEAR DISTRICT HEATING REACTOR

LIU YUANZHONG

(Institute of Nuclear Energy Technology, Tsinghua University, Beijing, 100084)

ABSTRACT

The proposal on the environmental radiation protection standards for nuclear district heating reactor is put forward in the paper, namely: (1) The limit of radionuclide concentration in the water of heating loop is 0.37 Bq/l; (2) The limit of radiation dose to man caused by release of radioactivity to environment during normal operation of nuclear district heating plant is 0.1mSv/a; (3) For a nuclear district heating plant during normal operation, the limit of airborne radioactivity release is that the noble gas is 1.7×10^{14} Bq/a, the iodine is 5.0×10^9 Bq/a, the particle ($T_{1/2} \geq 8d$) is 1.2×10^{10} Bq/a, and the limit of liquid radioactivity release is that the tritium is 7.5×10^{12} Bq/a, other radionuclides are 3.7×10^{10} Bq/a; (4) The limit of radiation dose to man during accident of nuclear district heating reactor is whole body dose 5 mSv and thyroid dose 50 mSv; (5) The radius of limit development zone is 2km; (6) The radius of exclusion zone is 250m.

Key words Radiation protection Dose Radioactivity Environment