



## (12)发明专利

(10)授权公告号 CN 104143360 B

(45)授权公告日 2020.06.30

(21)申请号 201410182406.6

(22)申请日 2014.04.30

(65)同一申请的已公布的文献号

申请公布号 CN 104143360 A

(43)申请公布日 2014.11.12

(30)优先权数据

10-2013-0052051 2013.05.08 KR

(73)专利权人 韩国原子力研究院

地址 韩国大田广域市

(72)发明人 金荣仁 金亘九 裴英民 尹周铉

河在宙 李元载 金泰完

(74)专利代理机构 上海专利商标事务所有限公司

司 31100

代理人 李玲

(51)Int.Cl.

G21C 15/18(2006.01)

(56)对比文件

CN 101719386 A, 2010.06.02,

CN 101719386 A, 2010.06.02,

CN 102332313 A, 2012.01.25,

CN 101221823 A, 2008.07.16,

CN 101149990 A, 2008.03.26,

CN 101441902 A, 2009.05.27,

JP 特开平6-242279 A, 1994.09.02,

KR 10-2009-0021722 A, 2009.03.04,

JP 平2-176596 A, 1990.07.09,

严春.先进反应堆非能动余热排出系统设计.《中国优秀硕士学位论文全文数据库工程科技II辑》.2011,

审查员 许艳丽

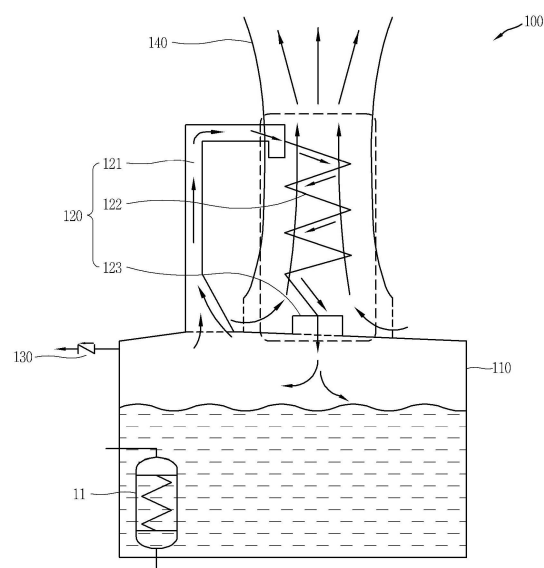
权利要求书3页 说明书13页 附图13页

### (54)发明名称

紧急冷却罐的冷却系统以及具有该系统的核电厂

### (57)摘要

本公开提供一种紧急冷却罐的冷却系统以及具有该系统的核电厂,一旦核反应器发生事故,该系统允许根据时间的流逝改变被传递至紧急冷却罐的热量的情形下不重新填注冷却水而长期进行冷却,并提供具有该冷却系统的核电厂。该紧急冷却罐冷却系统包括:被配置成在其中存储冷却水的紧急冷却罐;热交换器,其被安装成暴露于紧急冷却罐的外部以在空气中运作,并被配置成借助紧急冷却罐内的流体和空气之间的热交换向外部放热以即便在不重新填注冷却水的情况下也使紧急冷却罐的操作继续;以及安装在紧急冷却罐的上部以使其位置高于冷却水的水位的开和闭单元。



1. 一种紧急冷却罐的冷却系统,包括:

被配置成在其中存储冷却水的紧急冷却罐,所述冷却水在核反应器中发生事故时接受从核反应器或容器传递的热量;

热交换设备,其被安装成暴露于紧急冷却罐的外部以在空气中运作,并被配置成借助紧急冷却罐内的冷却水蒸发所形成的流体和空气之间的热交换向外部放热从而使得即便在不重新填注冷却水的情况下也使紧急冷却罐的操作继续;以及

安装在紧急冷却罐的上部以使其位置高于冷却水的水位的开和闭单元,用于放出所述冷却水的蒸发所产生的所述流体,

其中,

所述开和闭单元由所述流体的流动而被动地开启以便在所述事故的早期阶段在压力高于预设压力时向外部放出所述流体的一部分,在所述事故的早期阶段中被传递到所述紧急冷却罐的热负载超过所述紧急冷却罐和所述热交换设备的冷却能力,所述流体的流动是由所述紧急冷却罐和外部气体之间的压力差而形成的,

所述开和闭单元被动地关闭以便在所述事故的后期阶段在压力低于预设压力时防止所述流体放出以及维持所述紧急冷却罐的所述冷却水的量,在所述事故的后期阶段中被传递到所述紧急冷却罐的热负载低于所述紧急冷却罐和所述热交换设备的冷却能力,以及

所述热交换设备的所述冷却能力被设计为其能够在所述事故的所述早期阶段处理的热负载低于传递到所述紧急冷却罐的热负载。

2. 如权利要求1所述的冷却系统,其特征在于,所述热交换设备包括:

导管,其安装在紧急冷却罐的上部并向上延伸以为所述紧急冷却罐内的流体提供向上流动路径;以及

热交换部,其被配置成执行与空气的热交换以冷却或冷凝通过所述导管而引入的流体,所述热交换部连接至所述紧急冷却罐以收集已丧失热量并由于密度差而向下流动的流体。

3. 如权利要求2所述的冷却系统,其特征在于,所述热交换部至少部分地形成成为弯管和直管的组合形状、或者螺旋形,以确保与空气充分的热交换面积。

4. 如权利要求1所述的冷却系统,其特征在于,所述热交换设备包括:

第一热交换器,其安装在紧急冷却罐内以接受从所述紧急冷却罐内的流体传递的热量;以及

第二热交换器,其通过连接管线连接至所述第一热交换器以形成循环流体在其中流动的封闭环路,所述第二热交换器被安装在所述紧急冷却罐的外侧以将从所述第一热交换器传递至循环流体的热量排放到空气。

5. 如权利要求4所述的冷却系统,其特征在于,所述第一和第二热交换器中的每一个包括:

管道,其被配置成执行与所述紧急冷却罐内的流体或空气的热交换,并形成成为束形状以充分地确保热交换面积;以及

头部,其配置成在每个管道的入口将循环流体分配到所述管道并在所述管道的出口使所分配的流体汇合。

6. 如权利要求5所述的冷却系统,其特征在于,所述管道至少部分地形成成为弯管和直管

的组合形状、或者螺旋形,以确保与空气充分的热交换面积。

7.如权利要求4所述的冷却系统,其特征在于,所述第一热交换器被安装在比所述紧急冷却罐的水位更高的位置,以与所述紧急冷却罐内的蒸气或空气进行热交换。

8.如权利要求4所述的冷却系统,其特征在于,所述第一热交换器在紧急冷却罐的冷却水中具有至少部分沉降,以与紧急冷却罐内的蒸气、空气、或冷却水进行热交换。

9.如权利要求4或8所述的冷却系统,其特征在于,所述第一热交换器具有沿循环流体的流动方向倾斜的至少一部分,以使循环流体的自然循环因密度变化而上升。

10.如权利要求4所述的冷却系统,其特征在于,所述第二热交换器向下延伸以连接至所述第一热交换器,以使在将热量传递至空气之后冷凝的循环流体循环至所述第一热交换器。

11.如权利要求4所述的冷却系统,其特征在于,还包括:

加压器,其连接至所述连接管线以防止所述热交换设备的过压并被配置成适应由于温度变化而膨胀或收缩的流体。

12.如权利要求11所述的冷却系统,其特征在于,所述加压器中包含重填注的水以对沿热交换设备循环的循环流体进行重填注。

13.如权利要求1所述的冷却系统,其特征在于,还包括:

空气循环单元,其以覆盖所述热交换设备的至少一部分的方式被安装在所述紧急冷却罐上,所述空气循环单元允许通过其下部而引入的空气沿此向上流动以通过自然对流增加热交换设备的热交换速度。

14.如权利要求1所述的冷却系统,其特征在于,所述开和闭单元被实现为止回阀或瓣阀的类型,其在高于由所述紧急冷却罐内的流体形成的预设压力的压力下被动地开启。

15.如权利要求1所述的冷却系统,其特征在于,当被传递至紧急冷却罐的热负载降低至紧急冷却罐的冷却能力之下时,所述开和闭单元防止蒸气放出,并在低于预设压力的压力下被动地关闭以维持所述紧急冷却罐的冷却水的量。

16.一种核电厂,包括:

被动容器冷却系统,其被配置成使从核反应器排入容器的蒸气冷凝以防止当所述核反应器中发生事故时所述容器的压力增加;以及

紧急冷却罐冷却系统,其配置成接受从所述被动容器冷却系统传递的所述核反应器的可感测的热量和残热,并对外排出所接受的热量;

其中所述紧急冷却罐冷却系统包括:

被配置成在其中存储冷却水的紧急冷却罐,所述冷却水在核反应器中发生事故时接受从核反应器或容器传递的热量;

热交换设备,其以暴露方式被安装在紧急冷却罐的外部以在空气中运作,并被配置成借助紧急冷却罐内的冷却水蒸发所形成的流体和空气之间的热交换向外部放热从而使得即便在不重新填注冷却水的情况下也使紧急冷却罐的操作继续;以及

安装在紧急冷却罐的上部以使其位置高于冷却水的水位的开和闭单元,用于从冷却水的蒸发来放出所述流体,

其中,

所述开和闭单元由所述流体的流动而被动地开启以便在所述事故的早期阶段在压力

高于预设压力时向外部放出所述流体的一部分,在所述事故的早期阶段中被传递到所述紧急冷却罐的热负载超过所述紧急冷却罐和所述热交换设备的冷却能力,所述流体的流动是由所述紧急冷却罐和外部气体之间的压力差而形成的,

所述开和闭单元被动地关闭以便在所述事故的后期阶段在压力低于预设压力时防止所述流体放出以及维持所述紧急冷却罐的所述冷却水的量,在所述事故的后期阶段中被传递到所述紧急冷却罐的热负载低于所述紧急冷却罐和所述热交换设备的冷却能力,以及

所述热交换设备的所述冷却能力被设计为其能够在所述事故的所述早期阶段处理的热负载低于传递到所述紧急冷却罐的热负载。

17. 一种核电厂,包括:

被动残热去除系统,其配置成当核反应器中发生事故时通过使冷却水循环而去除核反应器的可感测的热量和残热;以及

紧急冷却罐冷却系统,其配置成接受从所述被动残热去除系统传递的所述核反应器的可感测的热量和残热,并对外排出所接受的热量;

其中所述紧急冷却罐冷却系统包括:

被配置成在其中存储冷却水的紧急冷却罐,所述冷却水在核反应器中发生事故时接受从核反应器或容器传递的热量;

热交换设备,其以暴露方式安装在紧急冷却罐的外部以在空气中运作,并被配置成借助紧急冷却罐内的冷却水蒸发所形成的流体和空气之间的热交换向外部放热从而使得即便在不重新填注冷却水的情况下也使紧急冷却罐的操作继续;以及

安装在紧急冷却罐的上部以使其位置高于冷却水的水位的开和闭单元,用于从冷却水的蒸发来放出所述流体,

其中,

所述开和闭单元由所述流体的流动而被动地开启以便在所述事故的早期阶段在压力高于预设压力时向外部放出所述流体的一部分,在所述事故的早期阶段中被传递到所述紧急冷却罐的热负载超过所述紧急冷却罐和所述热交换设备的冷却能力,所述流体的流动是由所述紧急冷却罐和外部气体之间的压力差而形成的,

所述开和闭单元被动地关闭以便在所述事故的后期阶段在压力低于预设压力时防止所述流体放出以及维持所述紧急冷却罐的所述冷却水的量,在所述事故的后期阶段中被传递到所述紧急冷却罐的热负载低于所述紧急冷却罐和所述热交换设备的冷却能力,以及

所述热交换设备的所述冷却能力被设计为其能够在所述事故的所述早期阶段处理的热负载低于传递到所述紧急冷却罐的热负载。

## 紧急冷却罐的冷却系统以及具有该系统的核电厂

### 技术领域

[0001] 本说明书涉及安全性提高的紧急冷却罐的冷却系统,该冷却系统作为最终的散热器能最小化经济成本的增加并长时间地维持紧急冷却罐的冷却功能而不必向紧急冷却罐内重新填注冷却水,这是通过在核反应器和具有核反应器的核电厂发生事故时将传递至紧急冷却罐的热量的特征考虑在内而实现的。

### 背景技术

[0002] 紧急冷却罐被用作散热器,一旦在包括整体式核反应器的多种类型核反应器中发生事故时,该散热器就移除核反应器的热量。核反应器的热量最终经由被动残热去除系统(核反应器中的热)或被动容器(建筑)冷却系统(散发到容器内的热)被传递至紧急冷却罐。因此,紧急冷却罐内的冷却水被蒸发,由此热量散发至空气。

[0003] 被动残热去除系统的热交换器采用水冷却型(韩国的SMART核反应器或美国Westinghouse公司的AP1000)、空气冷却型(法国的SCOR)或将水冷却和空气冷却两者组合的混合冷却型(日本的IMR)。

[0004] 一般来说,水冷却型热交换器由于极好的冷却效率在制造具有小规模的热交换器方面具有优势。然而,紧急冷却罐内的冷却水(一旦发生事故热量就从热交换器传递至该冷却水)被逐渐地蒸发乃至耗尽。因此,对于超出冷却水存储容量的长期冷却,紧急冷却罐内的冷却水必须被定期地重新填注。

[0005] 另一方面,空气冷却型热交换器不具有紧急冷却罐,因此无需定期地重填注冷却水。然而,空气冷却型热交换器表现出比水冷却型更低的冷却效率。通过管子的壁表面将热传递至外部(至空气)的热传递效率是低的。空气冷却型热交换器的效率依赖于空气与之接触的管道壁表面的热传递效率。结果,要求热交换器的尺寸(容量)增加。

[0006] 另外,混合冷却型热交换器也在以空气冷却方式运行的时间点表现出远低于水冷却型的热传递性能。因此,它需要比水冷却型热交换器更大的尺寸。

[0007] 为了冷却被动残热去除系统的热交换器的内侧,采用了具有极好热传递效率的蒸气冷凝型的冷凝热交换器。由于被动残热去除系统的热交换器一般工作在高温和高压环境下,因此其设计压力可能极高,并且当热交换器具有增大的尺寸时其经济可行性急剧下降。

[0008] 核反应器在其发生事故时不会总是传递恒定的热量。与典型沸腾炉不同,核反应器甚至在核反应器的核心停运之后相当长的时间还从其核心产生残热。因此,当核反应器由于事故或类似情况而被停运时,大量残热在事故开始时从核心被发出。随着时间流逝,发出的残热急剧减少。进而,从核反应器传入紧急冷却罐的热量根据事故发生后的时间流逝而显著地减少。

[0009] 在相关技术紧急冷却罐内,由于核反应器的事故特征,紧急冷却罐具有顶部开口。当一旦事故发生将热量传递至紧急冷却罐时,紧急冷却罐内的冷却水(热量被传递至此)温度增加并被蒸发以变为蒸气相。蒸气通过紧急冷却罐的开口顶部向外放出。结果,通过蒸发热来处理热负载。

[0010] 然而,相关技术结构存在的问题是,由于紧急冷却罐的长期操作,紧急冷却罐内的冷却水逐渐减少乃至耗尽。当紧急冷却罐内的冷却水耗尽时,紧急冷却罐丧失其功能。因此,除非以定期方式重填注冷却水,否则在长时间地维持功能方面存在限制。此外,当长时间地停止使用电力系统重填注冷却水时,一旦超出设计基准的事故发生,事故级别可能升级至严重事故。

## 发明内容

[0011] 因此,详细说明的一个方面提供一种紧急冷却罐的冷却系统,它即使在由于无法使用电力系统而无法对紧急冷却罐进行重填注时也能长时间地维持紧急冷却罐的功能。

[0012] 详细说明的另一方面通过构筑一种冷却系统而提供一种安全性提高的核电厂,该冷却系统与紧急冷却罐一起工作在大气压水平的较低压力下,以通过将一旦核反应器内发生事故则被传递至紧急冷却罐的热量的特征考虑在内而最小化经济成本的增加,并也长时间地维持紧急冷却罐的冷却功能而不必在紧急冷却罐内重填注冷却水。

[0013] 为了实现这些和其它目的和根据本说明书的目的,如这里体现和广泛描述的,提供一种紧急冷却罐的冷却系统,包括:被配置成在其中存储冷却水的紧急冷却罐,它当核反应器中发生事故时从核反应器或容器接受热量;热交换器,其被安装成暴露于紧急冷却罐外部以在空气中运作,并被配置成借助紧急冷却罐内的流体和空气之间的热交换向外部放热以即便在不重填注冷却水的情况下也使紧急冷却罐的操作继续;以及安装在紧急冷却罐上部以使其位置高于冷却水的水位的开和闭单元,并且该开和闭单元被配置成通过由冷却水的蒸发产生的流体流动开启,该流动是由于来自比预设压力更高压力的外部空气的压力差而形成的,由此当传递超出紧急冷却罐的冷却能力的热负载时向外放出该流体的一部分。

[0014] 根据这里披露的一个示例性实施例,热交换设备可包括:导管,其安装在紧急冷却罐的上部并向上延伸以为紧急冷却罐内的流体提供向上的流动路径;以及热交换部分,其被配置成与空气进行热交换以冷却或冷凝通过导管引入的流体。热交换部可连接至紧急冷却罐以收集已失去热量并由于密度差向下流动的流体。

[0015] 热交换部可至少部分地形成成为弯管和直管的组合形状、或者螺旋形,以确保有充足的与空气热交换的面积。

[0016] 根据本文公开的另一示例性实施例,热交换设备可包括:第一热交换器,其安装在紧急冷却罐内以接受从紧急冷却罐内的流体传递的热量;以及第二热交换器,其通过连接线连接至第一热交换器以形成使流体流循环的闭环,并被安装在紧急冷却罐外侧以将从第一热交换器传递至循环流体的热量放到空气中。

[0017] 第一和第二热交换器中的每一个可包括:管道,其被配置成执行与紧急冷却罐内的流体或空气的热交换,并形成束形状以充分地确保热交换面积;以及头部,其被配置成将循环流体在管道入口分配到每个管道中并在管道出口处结合所分配的流体。

[0018] 管道可至少部分地形成成为弯管和直管的组合形状、或者螺旋形,以确保与空气充分的热交换面积。

[0019] 第一热交换器可被安装在比紧急冷却罐的水位更高的位置,以与紧急冷却罐内的蒸气或空气进行热交换。

[0020] 第一热交换器可在紧急冷却罐的冷却水中具有至少部分沉降,以与紧急冷却罐内的蒸气、空气和冷却水热交换。

[0021] 第一热交换器可具有沿循环流体的流动方向倾斜的至少一部分,以使循环流体的自然循环由于密度变化而上升。

[0022] 第二热交换器可向下延伸以连接至第一热交换器,以使在与空气热传递之后冷凝的循环流体循环至第一热交换器。

[0023] 紧急冷却罐冷却系统可进一步包括连接至管的加压器,以防止热交换设备的过压,并被配置成适应因温度变化膨胀或收缩的流体。

[0024] 加压器可包含在其中的重填注的水,以重新填注沿热交换设备循环的循环流体。

[0025] 根据这里披露的另一示例性实施例,紧急冷却罐冷却系统可进一步包括空气循环单元,其以覆盖热交换设备的至少一部分的方式安装在紧急冷却罐上,并被配置成允许通过其下部引入的空气沿着它向上流动从而通过自然对流增加热交换设备的热交换率。

[0026] 根据本文披露的另一示例性实施例,开和闭单元可实现为止回阀或瓣阀类型,它在由紧急冷却罐内的流体形成的压力高于预设压力时被动地开启。

[0027] 根据本文披露的另一示例性实施例,当被传递至紧急冷却罐的热负载降低至紧急冷却罐的冷却能力之下时,开和闭单元可防止蒸气放出,并可在低于预设压力的压力下被动地关闭以维持紧急冷却罐的冷却水的量。

[0028] 另外,为达成详细说明的那些方面和其它优势,提供一种具有紧急冷却罐冷却系统的核电厂。

[0029] 该核电厂可包括:被动容器冷却系统,其被配置成使得从核反应器排放到容器内的蒸气冷凝以防止当核反应器中发生故障时容器压力的增加;以及紧急冷却罐冷却系统,其被配置成接受核反应器的可感测的热和残热,从被动容器冷却系统传递,并向外部放出接受的热量,其中该紧急冷却罐冷却系统可包括:被配置成在其中存储冷却水的紧急冷却罐,它接受当核反应器中发生事故时从核反应器或容器传来的热量;热交换设备,其被安装成露出在紧急冷却罐之外以在空气中运作,并被配置成借助紧急冷却罐内的流体与空气之间的热交换向外部放热以即便在不重填注冷却水的情况下也使紧急冷却罐的操作继续;以及安装在紧急冷却罐上部以使其位置高于冷却水的水位的开和闭单元,并且该开和闭单元被配置成通过由冷却水的蒸发产生的流体流动开启,该流动是由于来自比预设压力更高压力的外部空气的压力差而形成的,由此当传递超出紧急冷却罐的冷却能力的热负载时向外放出蒸气的一部分。

[0030] 根据这里公开的一个示例性实施例,一种核电厂可包括:被动残热去除系统,其被配置成当核反应器中发生事故时通过循环冷却水而去除核反应器的可感测的热和残热;以及紧急冷却罐冷却系统,其被配置成接受核反应器的可感测的热和残热,从被动残热去除系统传递,并向外部放出接受的热量,其中该紧急冷却罐冷却系统可包括:被配置成在其中存储冷却水的紧急冷却罐,它接受当核反应器中发生事故时从核反应器或容器传来的热量;热交换设备,其被安装成露出在紧急冷却罐之外以在空气中运作,并被配置成借助紧急冷却罐内的流体与空气之间的热交换向外部放热以即便在不重填注冷却水的情况下也使紧急冷却罐的操作继续;以及安装在紧急冷却罐上部以使其位置高于冷却水的水位的开和闭单元,并且该开和闭单元被配置成通过由冷却水的蒸发产生的流体流动开启,该流动是

由于来自比预设压力更高压力的外部空气的压力差而形成的,由此当传递超出紧急冷却罐的冷却能力的热负载时向外放出流体的一部分。

[0031] 本申请的进一步范围的适用性将从以下给出的详细描述中变得更显而易见。然而,应该理解,指示本公开优选实施例的详细描述和具体示例仅作为说明给出,因为本公开的精神和范围内的各种改变和修改将通过此详细描述对本领域的技术人员变得显而易见。

## 附图说明

[0032] 包括于此以提供对本公开的进一步理解、并被结合在本说明书中且构成其一部分的附图示出本公开的示例性实施例,其与说明书一起可用来说明本公开的原理。

[0033] 在附图中:

[0034] 图1是根据本文描述的一个示例性实施例的紧急冷却罐的冷却系统的概念图;

[0035] 图2是根据本文描述的另一示例性实施例的紧急冷却罐的冷却系统的概念图;

[0036] 图3是根据本文描述的另一示例性实施例的紧急冷却罐的冷却系统的概念图;

[0037] 图4A-4C是示出热交换器的管道的概念图;

[0038] 图5是具有被动容器(建筑)冷却系统和紧急冷却罐的冷却系统的核电厂的概念图;

[0039] 图6是具有被动残热去除系统和紧急冷却罐的冷却系统的核电厂的概念图;

[0040] 图7是具有被动残热去除系统、被动容器冷却系统和紧急冷却罐的冷却系统的核电厂的概念图;

[0041] 图8是示出图7的核电厂的正常工作状态的概念图;

[0042] 图9是示出一旦在图7所示的核电厂中发生冷却剂丧失事故(LOCA)在运作被动残热去除系统之前被动容器冷却系统和紧急冷却罐的冷却系统的操作的概念图;

[0043] 图10是作为图9附加的示出被动安全注入系统、被动残热去除系统、被动容器冷却系统和紧急冷却罐的冷却系统的操作的概念图;

[0044] 图11是作为图10附加的示出被动安全注入系统、被动残热去除系统、被动容器冷却系统和紧急冷却罐的冷却系统的长期冷却的概念图;以及

[0045] 图12是示出在时间基础上的紧急冷却罐冷却系统的热流的曲线图。

## 具体实施方式

[0046] 现在参照附图给出对示例性实施例的细节的描述。为了参照附图进行简单描述,相同或等效的组件将用相同的附图标记表示,并且其说明不再予以重复。单数表示可包括多数表示,除非它表示与背景确定不同的含义。

[0047] 图1是根据本文描述的一个示例性实施例的紧急冷却罐的冷却系统(或紧急冷却罐冷却系统)的概念图。

[0048] 紧急冷却罐冷却系统100可被配置成向外放出从核反应器或容器传来的热量,并包括紧急冷却罐110、热交换设备(或冷却设备)120以及开和闭单元130。

[0049] 紧急冷却罐110可被配置成在其中存储冷却水。冷凝热交换器11可被安装在紧急冷却罐110内。当核反应器中发生事故时,冷凝热交换器11可通过被动残热去除系统或被动容器冷却系统将热从核反应器或容器传递到紧急冷却罐110内的冷却水中。罐一般指水池



或水罐。

[0050] 当核反应器中发生事故时,即使在核反应器的核心停运时也会从核心连续地产生残热。结果,被动残热去除系统或被动容器冷却系统可连续地从核反应器接受热量并通过冷凝热交换器11将其传递到紧急冷却罐110中的冷却水。紧急冷却罐110可充当将传递的热量排放到空气中的散热器。

[0051] 热交换设备120可以按与空气热交换的方式将被传递至紧急冷却罐110内的冷却水的热量排放到空气中。热交换设备120可被安装在紧急冷却罐110外侧以执行紧急冷却罐110和空气之间的热交换。

[0052] 相关技术紧急冷却罐不采用例如热交换设备120这样的外部设备。由此,热负载是使用响应于紧急冷却罐110内的冷却水的蒸发产生的蒸发热来对待(处理)热负载。然而,当冷却水被完全蒸发乃至耗尽时,紧急冷却罐不再可用于操作,这造成对长期冷却的限制。

[0053] 热交换设备120可安装在紧急冷却罐110处以解决该问题,从而将借助外部空气和紧急冷却罐110之间的热交换传递至紧急冷却罐110内的冷却水的热量向外部排出。热交换设备120可通过改善紧急冷却罐110的热交换方法来最终防止紧急冷却罐110的冷却水短缺。

[0054] 热交换设备120的操作可防止紧急冷却罐110内的冷却水的耗尽。这允许紧急冷却罐110持续地保持其排热功能,即便没有冷却水的重填注也好。

[0055] 可通过下列方式配置热交换设备120:采用以允许从紧急冷却罐110的冷却水蒸发的蒸气从中经过的方式的冷却方法以及以使循环流体在闭环内循环的方式通过循环流体和冷却水或空气之间的热交换的冷却方法。

[0056] 图1所示的热交换设备120可采用使用蒸气的冷却方法,并可包括导管121和热交换部122。

[0057] 导管121可安装在紧急冷却罐110的上部,并向上延伸以为响应于传递的热量向上升的蒸气提供向上的流动路径。已接受从冷凝热交换器11传来的热量的冷却水可被蒸发以成为蒸气。高温蒸气具有由于密度差而向上升的性质。

[0058] 导管121可与紧急冷却罐110连通,并且蒸气可通过导管121被引入到热交换设备120。导管121的入口可具有比流动管线更大的横截面,以使蒸气可完全被引入到其中。

[0059] 热交换部122可具有连接至导管121的一端,以使经过导管121的蒸气可被引入。头部123可分别被安装在热交换部122的入口和出口上。当通过热交换部122的同时,由于与空气的热交换,蒸气可丧失热量,由此被冷却和凝固。

[0060] 热交换部122可连接至紧急冷却罐110,以使丧失热量并由于密度差向下流动的流体可往回被收集到紧急冷却罐110中。为了对应于导管121向经热传递的蒸气提供向上的流动路径的结构,热交换部122可向响应热量丧失而冷凝因此下降的流体提供向下的流动管线。

[0061] 热交换部122的冷却效率可依赖于空气和蒸气之间的热交换面积。热交换部122可至少部分地形成成为弯管和直管的组合形状,或者螺旋形,以确保与空气充分的热交换面积。相比形成成为直管并向下延伸以连接至紧急冷却罐110的热交换部122的冷却效率。形成复杂流动管线的热交换部122的冷却效率可借助与空气热交换的更多机会而被改善。这里,螺旋形管是难以制造的,因此可有选择地采用热交换部122的形状。

[0062] 通过热交换部122冷却和冷凝的流体可回集到紧急冷却罐110内。因此,在被传递至紧急冷却罐110的热负载下降至紧急冷却罐110的冷却能力之下后,紧急冷却罐110的冷却水的量可保持在恒定水平。

[0063] 在沿导管121和热交换部122循环的同时被冷却并随后集回到紧急冷却罐110的流体使用根据密度差的自然循环。因此,热交换设备120即使没有另一外部设备(例如用于热交换的泵或类似物)也能运作。

[0064] 开和闭单元130可被安装在紧急冷却罐110的上部,位于比冷却水的水位更高的位置。开和闭单元130可在高于预设压力的状态下开启以一旦热负载的传递超出紧急冷却罐110的冷却能力则将响应于冷却水的蒸发产生的蒸气的一部分排放到紧急冷却罐110之外。

[0065] 紧急冷却罐110的冷却能力可基于罐的尺寸确定,但鉴于核电厂的设计,不可能无限制地增加紧急冷却罐110的尺寸。因此,紧急冷却罐110的最佳尺寸(容量)可基于核电厂的建筑条件、经济效率、核电厂的发电量等因素来设计。对于紧急冷却罐110的冷却能力也可以有限制。

[0066] 在核反应器的事故开始时,此时被传递至紧急冷却罐110的热负载超出了紧急冷却罐110的冷却能力,极大量的热被放出。因此,为了完全应付热负载,需要相当大的热交换设备120。然而,这可能造成设备成本的过度增加。本公开是考虑残热大为减少的事故的后一部分的容量而设计的。由此,仅利用本公开的热交换设备120无法应付在事故开始时产生的全部热负载。因此,在事故的早期阶段,从冷却水蒸发的蒸气可在紧急冷却罐110内形成高压,并且开和闭单元130可通过由该压力差形成的流体流动而开启。

[0067] 响应于冷却水的蒸发而产生的蒸气可通过开和闭单元130部分地排放到紧急冷却罐110之外,并且部分地被引入到导管121中。因此,在事故的早期阶段,超出紧急冷却罐110的冷却能力的热负载可通过由热交换设备120放出的蒸气和热交换设备120的冷却来应付。

[0068] 开和闭单元130可实现为安装在与紧急冷却罐110连接的管子上的止回阀、或安装在紧急冷却罐110的外壁上的瓣阀等。止回阀和瓣阀可响应于形成在紧急冷却罐110中的高压的流体朝向外侧的流动而开启。随着时间流逝,被传递至紧急冷却罐110的热负载可逐渐地减小。当热负载减小至低于紧急冷却罐110的冷却能力时,止回阀或瓣阀可在低于预设压力时被动地关闭。

[0069] 当被传递至紧急冷却罐110的热负载低于紧急冷却罐110的冷却能力时,仅通过热交换设备120就能完全地应付该热负载。当开和闭单元130闭合时,蒸气的放出可受到限制并可能产生低于紧急冷却罐110和热交换设备120的容量的热负载。因此,冷却水可全部聚集以使冷却水的量在紧急冷却罐110内相对恒定地维持,并且紧急冷却罐110的冷却水的短缺不会发生。

[0070] 即使在开和闭单元130闭合之后,热交换设备120也能持续地工作以冷却蒸气,从而向外排出被传递至紧急冷却罐110的热量。另外,紧急冷却罐110内的冷却水可以不再向外排放,而仅仅沿热交换设备120循环。结果,紧急冷却罐110可半永久地扮演核电厂的散热器的角色。

[0071] 被动残热去除系统的冷凝热交换器11被设计成具有极高的设计压力(SMART核反应堆:大约17MPa)。因此,当其尺寸增加以增加冷却能力时,需要极高的制造成本。另外,考虑到安全设施(例如被动残热去除系统)必须被保守地设计这一特征,尺寸增加将导致经济

效率的急剧下降。被动容器冷却系统也被设计有比大气压更高的压力,因此它与被动残热去除系统具有相似的问题。

[0072] 另一方面,紧急冷却罐110的冷却功能可维持更长的时间而无需重填注冷却水。紧急冷却罐冷却系统100也可工作在环境压力水平的低压下。这可能导致核电厂显著的安全性提升以及设备成本增加的最小化。

[0073] 紧急冷却罐冷却系统100可进一步包括空气循环单元140,它以空气冷却方式循环空气以使从紧急冷却罐110蒸发的蒸气冷却。空气循环单元140可通过空气的自然对流来诱发热传递。空气循环单元140可实现为冷却塔、导管或烟囱。

[0074] 空气循环单元140可被安装在紧急冷却罐110上方以覆盖热交换设备120外侧。空气可被引入到空气循环单元140的下侧并与流过热交换设备120的流体热交换,由此吸收热量。吸收热量的空气可上升以在空气循环单元140的上侧放出。与热交换设备120的自然循环相似,空气循环单元140可使用基于流过循环单元140的空氣的密度差的自然循环原理。

[0075] 下文中,将描述热交换设备120的容量的计算。该容量仅为解说性的,并且不仅限于此。

[0076] 作为一个例子,可安装被应用至根据本公开的系统集成模块化先进反应器(SMART,额定输出:330M瓦)的四种被动残热去除系统:作为用于计算适用于SMART的热交换设备120的尺寸的主要假设:(i) 仅将通过热交换设备120的管道外侧的自然对流的热交换(关键路径)考虑在内;以及(ii) 容量计算的基准时间被设定在72小时以后。

[0077] 除了这些,热交换设备120的尺寸计算的主要输入值示出于下面的表1中。

[0078] [表1]

[0079]	管道形状	假设为直管
	数目 ( $N_{HX}$ )	4
	管道直径 (d)	10~30mm
	管道节距 (p)	2d mm
	管道的可用高度 (L)	1m
	管道外壁的热交换系数(空气) ( $h_{air}$ )	5W/m <sup>2</sup> K
[0080]	管道温度 ( $T_{HX}$ )	100℃
	外部空气温度 ( $T_{air}$ )	40℃

[0081] 当除了ANS-73衰变热曲线又进一步考虑20%余量时,在核反应器停运后从核心产生的残热可通过方程1获得。

[0082] [方程1]

[0083] 
$$\dot{Q}_{decay} = 1.2 \dot{Q}_{rated} (58116.01 + 9769.69t)^{-1/4.0108}$$

[0084] 72小时后——在这个时间点本文提出的热交换设备120正常工作——的残热可以是正常输出的大约0.54%。对每个热交换设备120所需的热去除量可通过下面的方程2获得。

[0085] [方程2]

$$[0086] \quad \dot{Q}_{req} = \frac{0.0054 \dot{Q}_{rated}}{N_{HX}}$$

[0087] 为了在72小时以后维持紧急冷却罐119的水位,在管道外侧通过自然对流形成的热交换率应当大于残热。这种条件可通过方程3表达。

[0088] [方程3]

$$[0089] \quad h_{air} A (T_{HX} - T_{air}) \geq \dot{Q}_{req}$$

[0090] 残热去除所需的热交换面积A可通过方程4获得。

[0091] [方程4]

$$[0092] \quad A = \pi d N_{tube} L \geq \frac{\dot{Q}_{req}}{h_{air} (T_{HX} - T_{air})}$$

[0093] 因此,可获得满足方程4的热交换面积的管道的直径和数量。然后,当通过考虑它们的节距安置这些获得的管道时,结果如表2所示那样表示。表2示出热交换设备120的容量,它是基于SMART核反应器在72小时后的残热计算出的。

[0094] [表2]

分部	标记	单位	情形 A	情形 B	情形 C	情形 D	情形 E
热交换器 数量	N <sub>HX</sub>	数量	4	4	4	4	4
管道的数量/ 每个	N <sub>tube</sub>	数量	1600	1600	2500	3600	3600
管道的直径r	d	mm	30	20	20	20	10
管道的节距	P	mm	60	40	40	40	20
管道的高度(长度)	L	m	4	5.5	3.5	2.5	5
管道温度	T <sub>HX</sub>	℃	200	200	200	200	200
外部空气 温度	T <sub>air</sub>	℃	40	40	40	40	40
热交换系数	h <sub>air</sub>	W/m <sup>2</sup> K	5	5	5	5	5
热去除的 量/每个	Q <sub>req</sub>	MW	0.45	0.45	0.45	0.45	0.45
热交换设备120的管道的整个方体尺寸							
高度	HHX	m	6.6	7.3	5.7	5.1	6.4
水平/垂直	LHX	m	2.4	1.6	2.0	2.4	1.2

[0096] 热交换设备120不具有可能造成最初事故或单独故障的阀或设备,但热交换设备120的水平(或垂直)长度可能增加大约15%,或者其高度可能增加大约33%,即便保守地考虑这些故障。

[0097] 这种容量计算已通过将维护和制造便利考虑在内并在管道是直管的假设下执行,但是当使用螺旋形管道或将销安装在热交换设备200的管道时,热交换设备120的容量可能进一步减小。

[0098] 图2是根据本文描述的另一示例性实施例的紧急冷却罐冷却系统200的概念图。

[0099] 热交换设备220可利用一种冷却方法,以通过使循环流体在封闭环路中循环在循环流体和蒸气或空气之间的热交换方式来实现。热交换设备220可包括连接管线221、安装在紧急冷却罐210内的第一热交换器222a以及安装在紧急冷却罐210外的第二热交换器222b。

[0100] 第一热交换器222a可被安装在紧急冷却罐210内。这里,第一热交换器222a可被设置在比冷却水的水位更高的位置以实现与紧急冷却罐210内的蒸气或空气热交换。在热交换设备220中流动的循环流体可在经过第一热交换器222a的同时接受从紧急冷却罐210内的蒸气或空气传递的热量。由于接受传递的热量,循环流体的温度可升高。

[0101] 第一热交换器222a可具有沿循环流体的流动方向倾斜的至少一部分(如图所示),由此由于源自温度上升的密度减小而允许循环流体的自然循环上升。

[0102] 第二热交换器222b可被安装在紧急冷却罐210的外侧,以使接受从第一热交换器222a传递的热量的循环流体可通过与空气的热交换而被冷却。第二热交换器222b可通过连接管线221连接至第一热交换器222a以形成封闭环路,由此循环流体可在封闭环路中循环。

[0103] 第二热交换器222b可通过向下延伸连接至第一热交换器222a,以使由于降低的温度(其源自与空气的热传递)具有增加密度的循环流体可被排放到第一热交换器222a内。沿封闭环路流动的循环流体可通过自然对流沿热交换设备220循环。

[0104] 第一热交换器222a和第二热交换器222b中的每一个可包括管道224和头部223。管道224可形成为管束形状以确保足够的热交换面积。头部223可分别安装在管道224的入口和出口,以将循环流体分配到管束中或使所分配的循环流体汇合。

[0105] 紧急冷却罐冷却系统200可进一步包括加压器250,该加压器250连接至连接管线以防止热交换设备220的过压。加压器250可适应因受热膨胀或收缩的循环流体。当循环流体经由连线管线被引入到加压器250时,连接管线的内压可降低,由此防止热交换设备220的过压。

[0106] 加压器250可形成用于存储重填注水的重填注罐的形状,并用补充水填注以补充沿热交换设备220循环的循环流体。一旦核反应器长期冷却,在热交换设备220中流动的流体的一部分可能泄漏。这可能造成紧急冷却罐冷却系统200的整个功能失效。

[0107] 为了解决这个问题,加压器250可连接至热交换设备220以提供补充水。具体地说,加压器250具有维持与热交换设备220的压力平衡的特性。因此,当热交换设备220过压时,加压器250可允许循环流体被引入到加压器250以被动地降低热交换设备220的压力。另外,即使当热交换设备220遭受循环流体短缺时,加压器250也被动地将填注在其中的补充水提供入热交换设备220。

[0108] 图3是根据本文描述的另一示例性实施例的紧急冷却罐冷却系统300的概念图。

[0109] 热交换设备320可包括第一热交换器322a和第二热交换器322b。具体地说,第一热交换器322a可以这样一种方式配置:使其至少一部分在紧急冷却罐310的冷却水中沉降,由此实现与紧急冷却罐310内的冷却水的热交换。

[0110] 当第一热交换器322a在冷却水中部分沉降时,如图所示,通过第一热交换器322a的循环流体可首先执行与紧急冷却罐310的冷却水的热交换。然后,循环流体流动的方向可转向至沿流动管线的向上方向,由此循环流体可上升,同时执行与蒸气的热交换。

[0111] 第一热交换器322a也可具有沿循环流体的流动方向倾斜的至少一部分(如图所

示),由此由于源自温度上升的密度减小而允许循环流体的自然循环上升。

[0112] 第一热交换器322a在冷却水中沉降的情形和在冷却水中不沉降的情形可表现出热交换设备的冷却效率的不同。另外,第一热交换器322a的安装位置是可根据要求的冷却效率选择地使用的设计选项。

[0113] 图4A-4C是示出热交换器的管道的替代实施例的概念图。

[0114] 通过将其制造考虑在内,管道可形成为简单的直管424a形状,如图4A所示。然而,管道可以如此方式形成:至少一部分形成为螺旋形以确保足够的与空气的热交换面积。

[0115] 管道也可形成为图4B所示的螺旋管424b的形状、或图4C所示的弯管和直管的组合形状424c。经过螺旋管424b的流体可望具有比流过直管424a的流体更大的冷却效果。

[0116] 管道424形状的选择和选择是可根据要求的冷却效率选择的。

[0117] 图5是具有被动容器(建筑)冷却系统52和紧急冷却罐冷却系统500的核电厂50的概念图。

[0118] 被动容器冷却系统52是安全系统,它当事故发生时使排入到容器54的蒸气冷却和冷凝以防止容器54压力的增加,所述事故例如是核反应器54的冷却剂丧失事故(LOCA)或蒸气管线断裂(SLB)。被动容器冷却系统52可包括:冷却热交换器52a,其安装在容器54中并被连接至冷凝热交换器51;连接管线52b,其连接于冷却热交换器52a;以及冷凝热交换器51;加压器(未示出)。

[0119] 由于诸如核反应器53的LOCA或SLB之类事故,高温和高压的蒸气可被排放到容器54中,并且被动容器冷却系统52可开始工作。流体可在冷却热交换器52a和冷凝热交换器51之间循环。流体可接受从冷却热交换器52a传递的热量并将该热量从冷凝热交换器51传递至紧急冷却罐510。

[0120] 具有交换的热量的紧急冷却罐510可根据图1-4所示的紧急冷却罐冷却系统500的工作机制将热量放到空气中。

[0121] 图6是具有被动残热去除系统61和紧急冷却罐冷却系统600的核电厂60的概念图。

[0122] 被动残热去除系统61是安全系统,它当事故发生在核反应器63中时使冷却水循环进入核反应器63中的蒸气发生器63a,由此去除核反应器63的可感测的热与核心的残热。冷凝热交换器61a的下端和上端可分别通过连接管线61b、61c连接至供水管线65a和蒸气管线66a。冷却水可传递热量,热量通过供水管线65a和蒸气管线66a从蒸气发生器63a、从冷凝热交换器61a传入到紧急冷却罐610。

[0123] 具有交换的热量的紧急冷却罐610可根据图1-4所示的紧急冷却罐冷却系统600的工作机制将热量放到空气中。

[0124] 图7是具有被动残热去除系统71、被动容器(建筑)冷却系统72和紧急冷却罐冷却系统700的核电厂70的概念图。

[0125] 核反应器73和容器74的热量可从被动残热去除系统71和被动容器冷却系统72传递至紧急冷却罐710。紧急冷却罐710随后可作为被动残热去除系统71和被动容器冷却系统72的一体式散热器工作。

[0126] 这里提出的紧急冷却罐冷却系统700可被配置成允许长期冷却。如图7所示,它可起到被动残热去除系统71和被动容器冷却系统72的一体式散热器的作用,这有利于冷却能力的优化。

[0127] 除了被动残热去除系统71、被动容器冷却系统72和紧急冷却罐冷却系统700,核电厂70可进一步包括被动安全注入系统77,该被动安全注入系统77将冷却水注入核反应器73以维持核反应器73的冷却水的水位。

[0128] 通过被动容器冷却系统72的操作产生的冷凝水可回集到被动安全注入系统77的集水罐77a中,并随后重注入到核反应器73。因此,冷却水可沿核反应器73和被动安全注入系统77循环,该被动安全注入系统77可允许半永久地维持核反应器73的水位。

[0129] 另外,被动残热去除系统71和被动容器冷却系统72可通过紧急冷却罐冷却系统700半永久地将核反应器73和容器74的热量排放到空气。因此,当核电厂70包括紧急冷却罐冷却系统700、被动残热去除系统71、被动容器冷却系统72以及被动安全注入系统77时,核电厂70的安全性可提高。

[0130] 核电厂70可进一步包括安装在容器74中的燃料补充池78。具体地说,图7所示的燃料补充池78可以这样一种方式配置:即冷凝水通过供水管线77b从被动安全注入系统77的集水罐77a被引入。供水管线77b可向上延伸至集水罐77a内的预设高度,以使超出供水管线77b的高度的冷凝水可被引入到供水管线77b以流入到燃料补充池78中。

[0131] 因此,可部分地使用聚集在集水罐77a中的冷凝水以确保核反应器73的安全注入并部分地借助燃料补充池78冷却核反应器73的下部。

[0132] 图8是示出图7的核电厂70的正常工作状态的概念图。

[0133] 在核电厂70正常工作时,馈水系统75可通过馈水管线75a将水提供给蒸气发生器73a,并且蒸气发生器73a可使用从核心提供的热量将供给的水转化成高温蒸气。高温蒸气随后可通过蒸气管线76a被传递至涡轮系统76,以使涡轮系统76能发电。

[0134] 紧急冷却罐冷却系统700、被动残热去除系统71、被动容器冷却系统72、被动安全注入系统77以及燃料补充池78全都是用于应对核电厂70中事故发生的安全设施。因此,它们在正常工作状态下可以不工作。

[0135] 图9是示出一旦在图7所示的核电厂70中发生冷却剂丧失事故(LOCA)在运作被动残热去除系统71之前被动容器冷却系统72和紧急冷却罐冷却系统700的操作的概念图。

[0136] 当由于管线断裂或类似情形使LOCA出现在核反应器73中时,蒸气可通过断裂部分被排放入容器74并因此容器74的内部压力和内部温度可增加。

[0137] 被动容器冷却系统72可通过与被排放至容器74的蒸气的温度差开始工作。因此,即使在被动残热去除系统71或被动安全注入系统77的操作开始之前,被动容器冷却系统72可提供防止容器74的压力和温度升高的功能。

[0138] 通过被动容器冷却系统72被传递至紧急冷却罐710的热量可通过紧急冷却罐冷却系统700被排放到空气。具体地说,在事故的早期阶段,超出紧急冷却罐710的冷却能力的热负载被传递至紧急冷却罐710。因此,紧急冷却罐710可通过经由开和闭单元730向外排放一些蒸气来处理热负载,所述蒸气是响应于冷却水的蒸发产生的。

[0139] 图10是作为图9附加的示出被动安全注入系统77、被动残热去除系统71、被动容器冷却系统72和紧急冷却罐冷却系统700的操作的概念图。

[0140] 随着在核反应器73的LOCA发生之后时间流逝,核反应器73的压力或温度可开始逐渐地降低。当压力或温度降至预定值以下时,关联的系统可将开启信号传递至被动残热去除系统71和被动安全注入系统77的隔离阀。

[0141] 进而,被动残热去除系统71可持续地去除核反应器的可感测的热和通过将水循环至蒸气发生器73a核心的残热,并通过冷凝热交换器71a将去除的热量传递至紧急冷却罐710。

[0142] 被动安全注入系统77也可响应其隔离阀通过激活信号的开启而将冷却水注入到核反应器73中。这里,注入的冷却水可以是被填注在被动安全注入系统77的若干罐内的冷却水以及聚集在集水罐77a中的冷凝水中的至少一者。

[0143] 已响应于被动残热去除系统71和被动容器冷却系统72的操作被传递至紧急冷却罐710的热量可通过紧急冷却罐冷却系统700被排放到空气中。在被传递至紧急冷却罐710的热负载仍然大于紧急冷却罐700的冷却能力的情形下,紧急冷却罐冷却系统700可使开和闭单元730保持开启状态,从而排出蒸气并通过蒸发热量来处理热负载。

[0144] 除了图10以外,图11是示出了被动安全注入系统77、被动残热去除系统71、被动容器冷却系统72和紧急冷却罐冷却系统700的长期冷却的概念图。

[0145] 被动残热去除系统71、被动容器冷却系统72和被动安全注入系统77可继续工作。具体地说,被动安全注入系统77可通过使用所聚集的冷凝水长期地维持核反应器73的水位。

[0146] 在低于紧急冷却罐710的冷却能力的热负载被传递至紧急冷却罐710的时间点,开和闭单元730可被关闭并且蒸气的排放可停止。因此,从开和闭单元730关闭的时间点开始,仅通过热交换设备720来处理热负载,并且紧急冷却罐冷却系统700的冷却水的量可维持在相对均一的状态。

[0147] 图12是示出在时间基础上的紧急冷却罐冷却系统的热流的曲线图。

[0148] 曲线图的水平轴表示时间,而垂直轴表示所传递的热量。

[0149] 当LOCA由于管线断裂或类似情况而发生时,被动残热去除系统的操作信号可延迟,或者可花费一定的时间以实现容器内的热扩散。结果,可能在事故开始的早期造成紧急冷却罐冷却系统的操作延迟。

[0150] 当被动容器冷却系统响应于被动残热去除系统的操作信号或容器内热扩散的产生而开始工作时,热量可被传递至紧急冷却罐并且紧急冷却罐冷却系统可开始工作。

[0151] 紧急冷却罐内包含的冷却水可吸收热量以使温度升高。然而,直到冷却水改变为蒸气相并随后被蒸发之前,紧急冷却罐的冷却水的水位可得以维持。

[0152] 在事故的早期阶段,通过被动残热去除系统或被动容器冷却系统传递至紧急冷却罐的热量可能超过紧急冷却罐冷却系统的冷却能力。当被传递至紧急冷却罐的热负载超出紧急冷却罐冷却系统的冷却能力时,开和闭单元可开启并且蒸气可从紧急冷却罐向外放出以排出热负载。紧急冷却罐的冷却水的水位可降低至像被放出的蒸气那样低。

[0153] 在放出蒸气的同时,一些冷凝水可通过热交换设备的工作再次从蒸气被聚集。聚集的冷凝水的量理论上可对应于紧急冷却罐冷却系统的冷却能力。

[0154] 当被传递至紧急冷却罐的热量降至紧急冷却罐冷却系统的冷却能力之下时,开和闭单元可关闭并且通过热交换设备的冷却蒸气收集可继续。紧急冷却罐的冷却水的水位可维持,并因此核电厂的长期冷却是允许的。

[0155] 紧急冷却罐冷却系统和具有前述实施例相同部件的核电厂的配置和方法可以不受限制地运用,但这些实施例可通过这些实施例的全部或一部分的选择性组合来配置,以



实现许多变化。

[0156] 根据具有一些配置的本公开,一旦事故发生,被填注在紧急冷却罐内的冷却水可维持其水位,甚至在紧急冷却罐长期操作也不会耗尽,由此长时间去除从核反应器排出的可感测的热和残热。

[0157] 另外,可使用作为大气压力水平的系统的紧急冷却罐长时间地去除从核反应器排出的可感测的热和残热,而无需增加被动残热去除系统或作为高压系统的被动容器冷却系统的热交换器的容量。这可导致经济效率和安全性的提高。

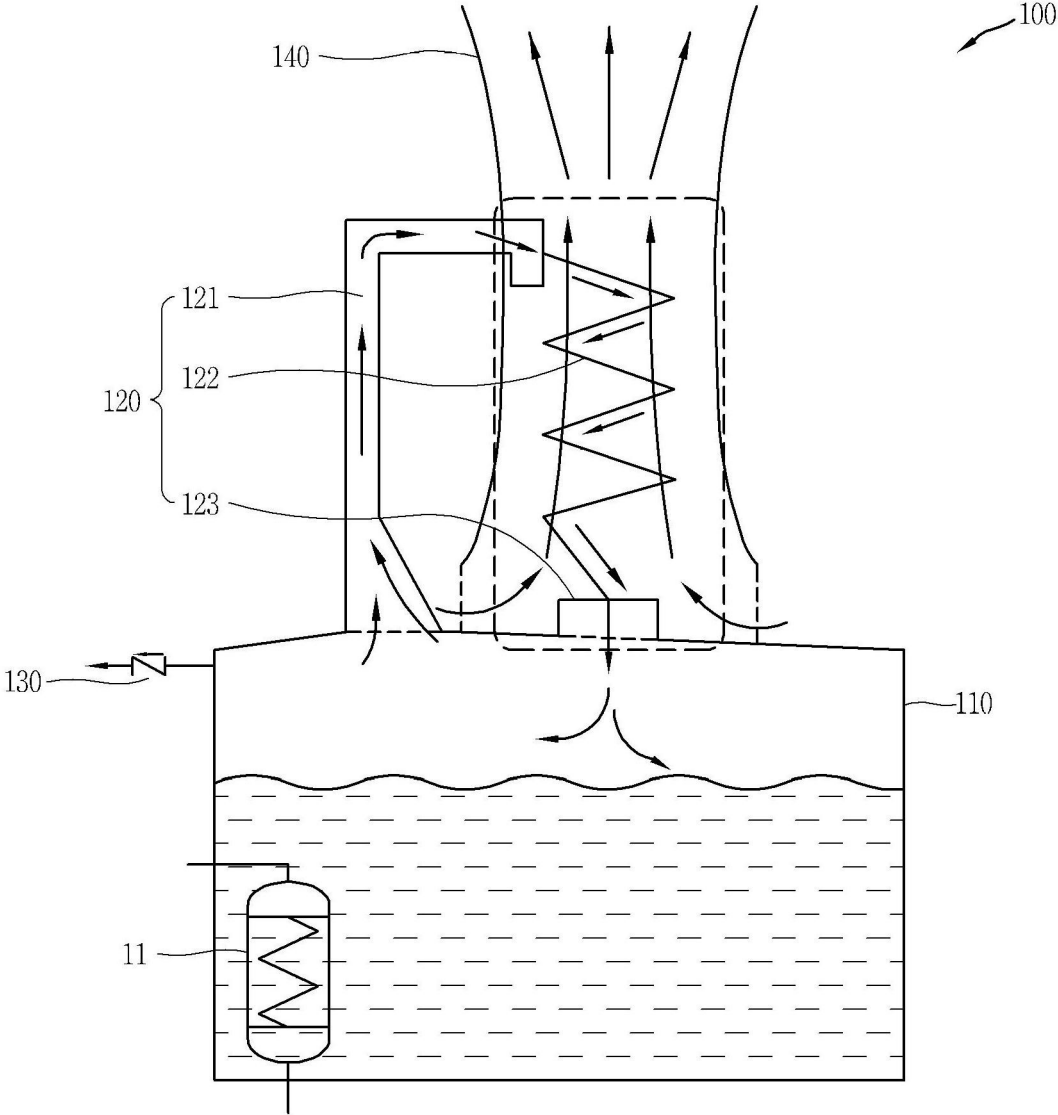


图1

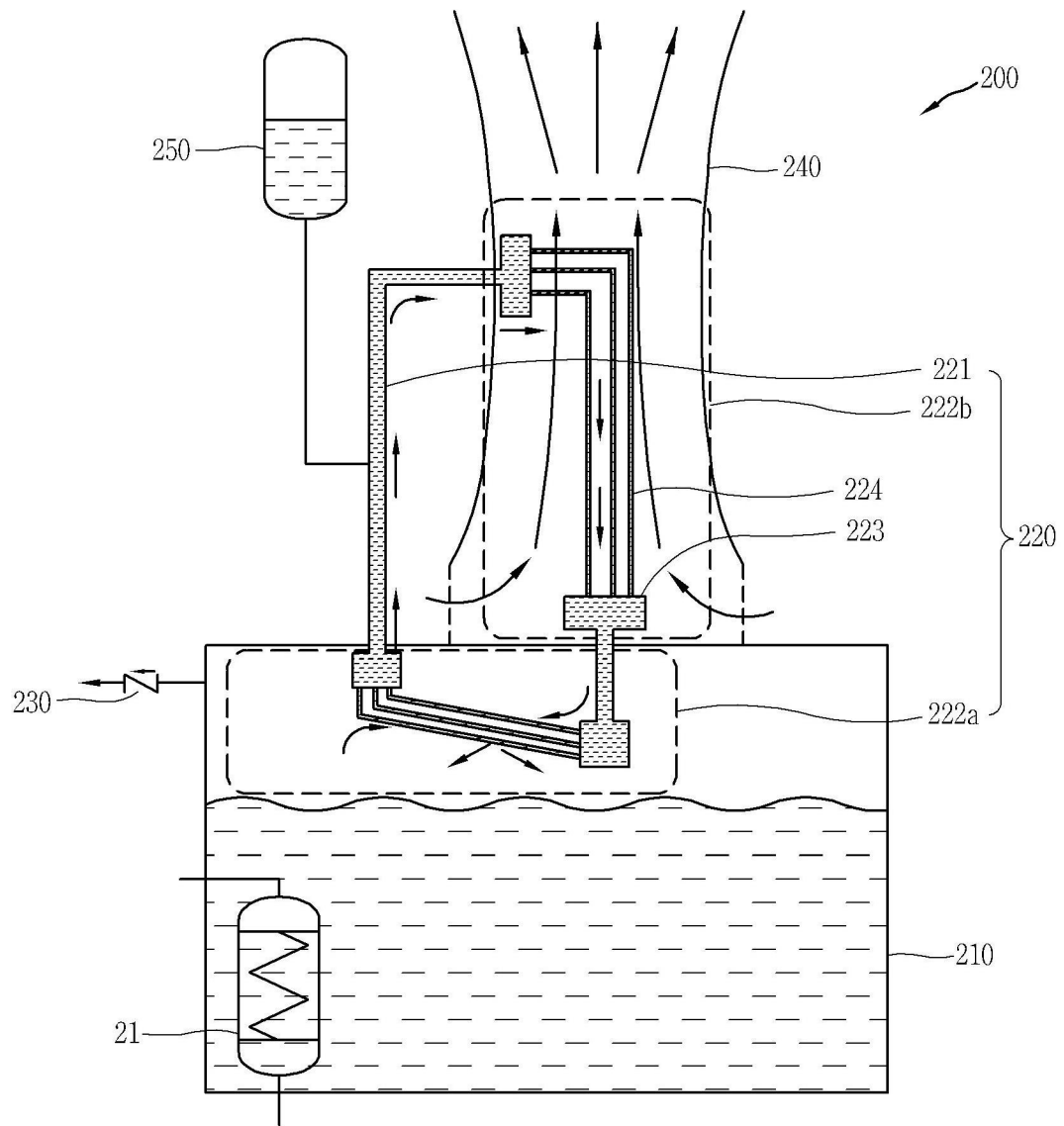


图2

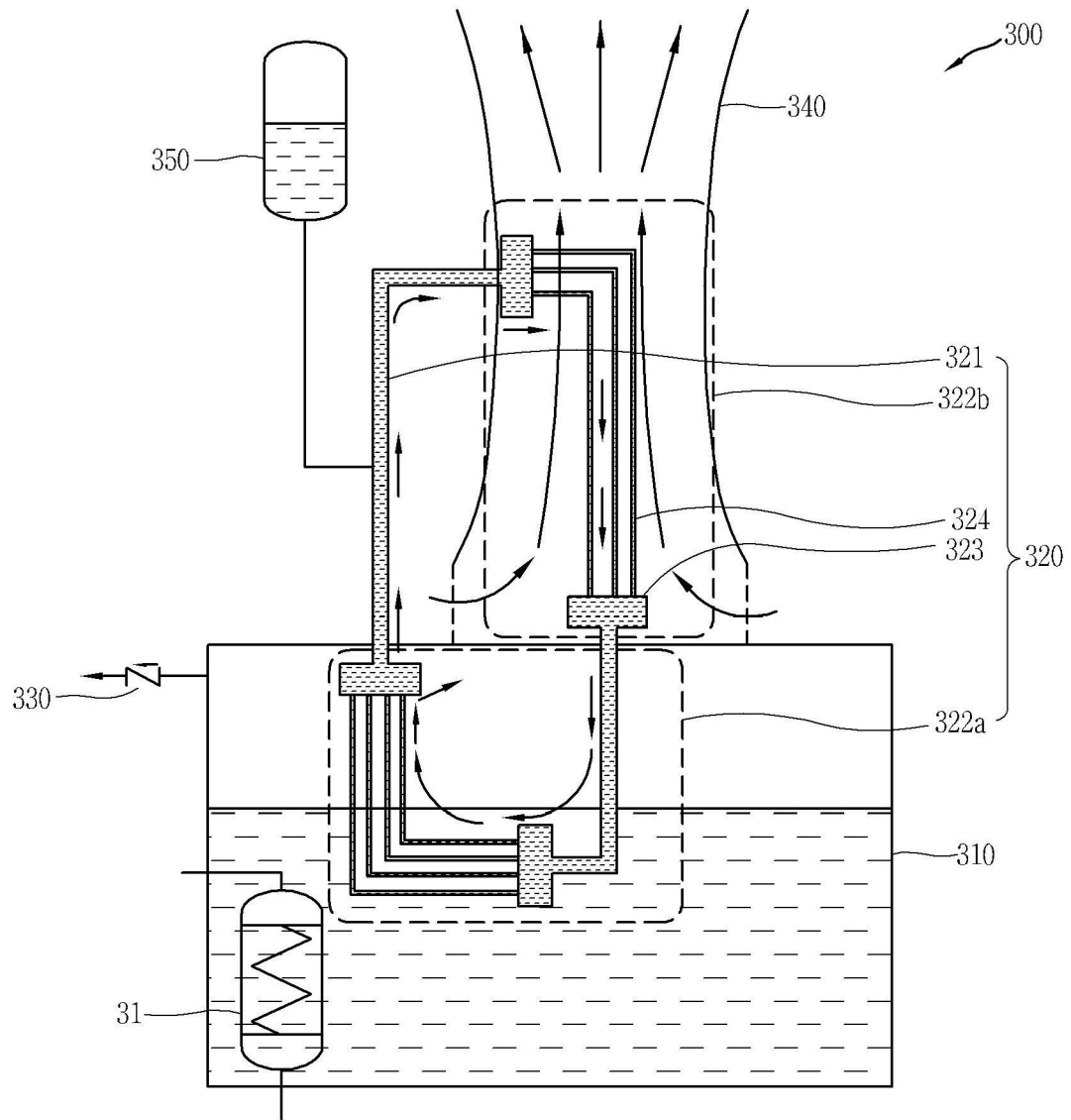


图3

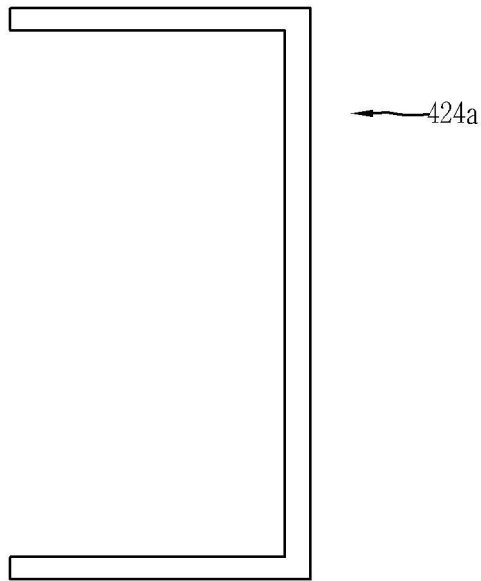


图4A

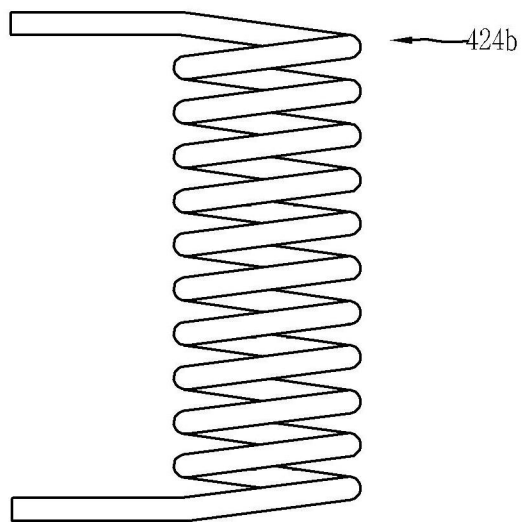


图4B

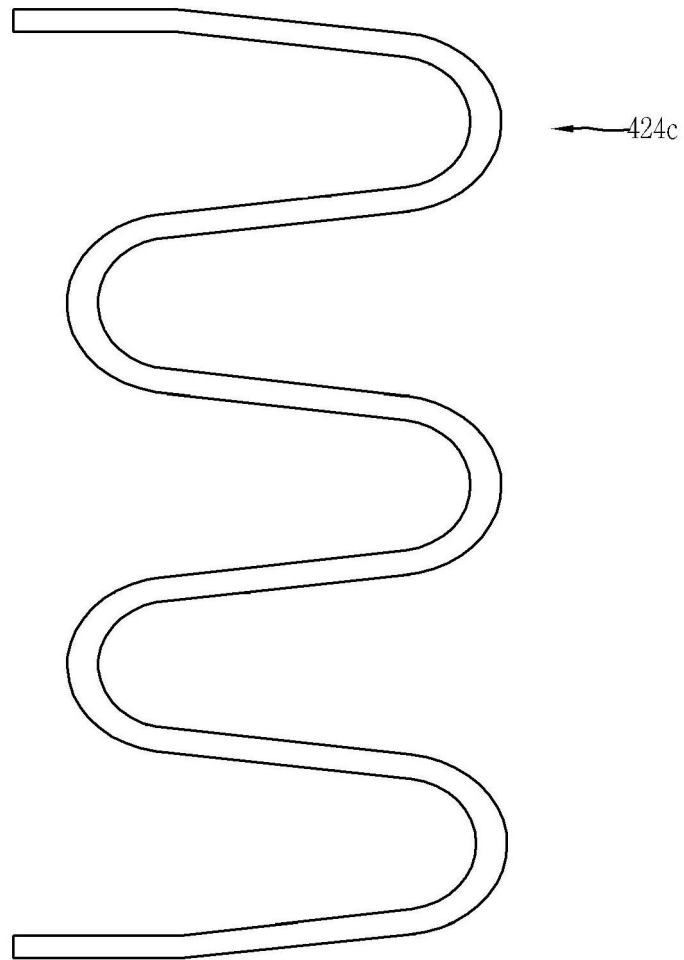


图4C

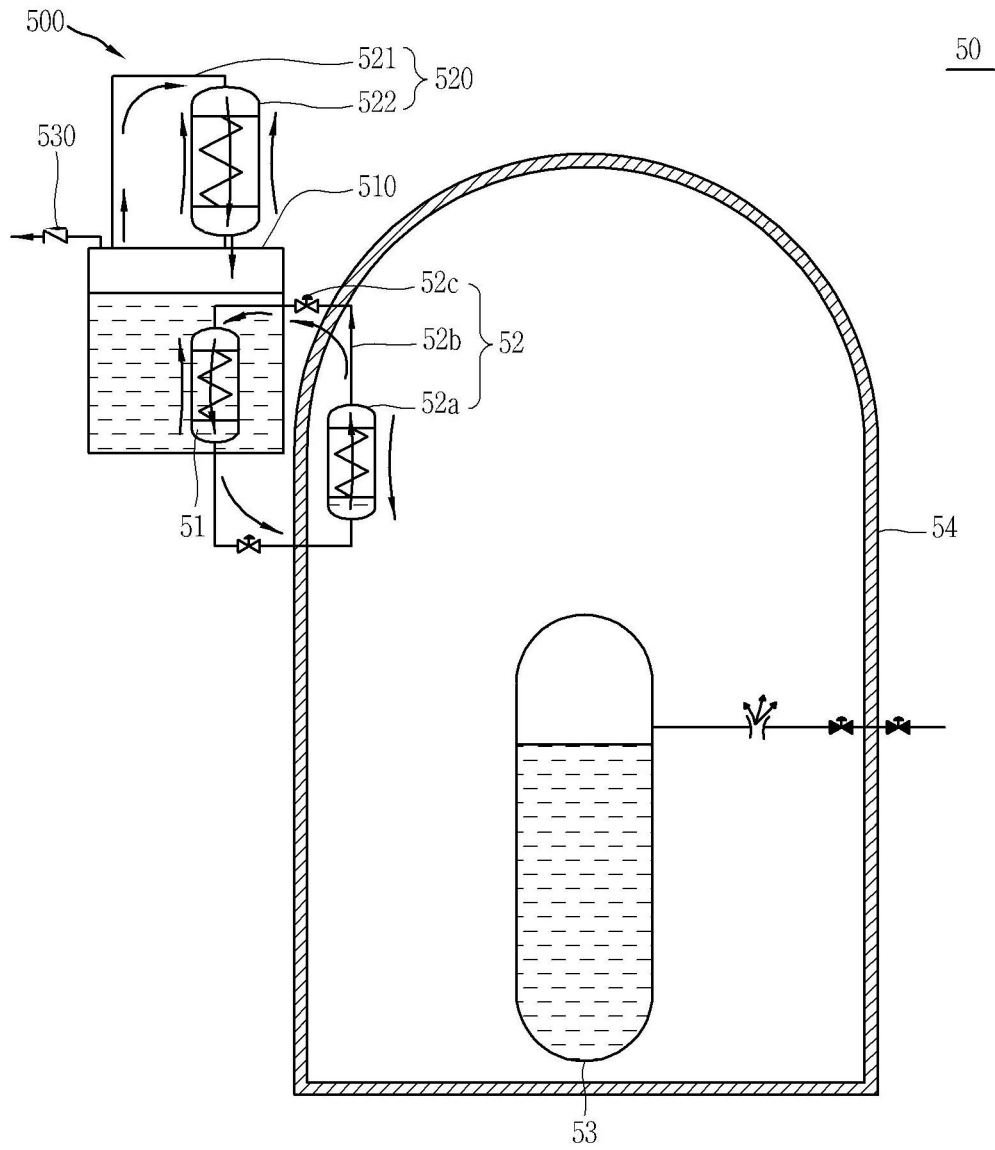
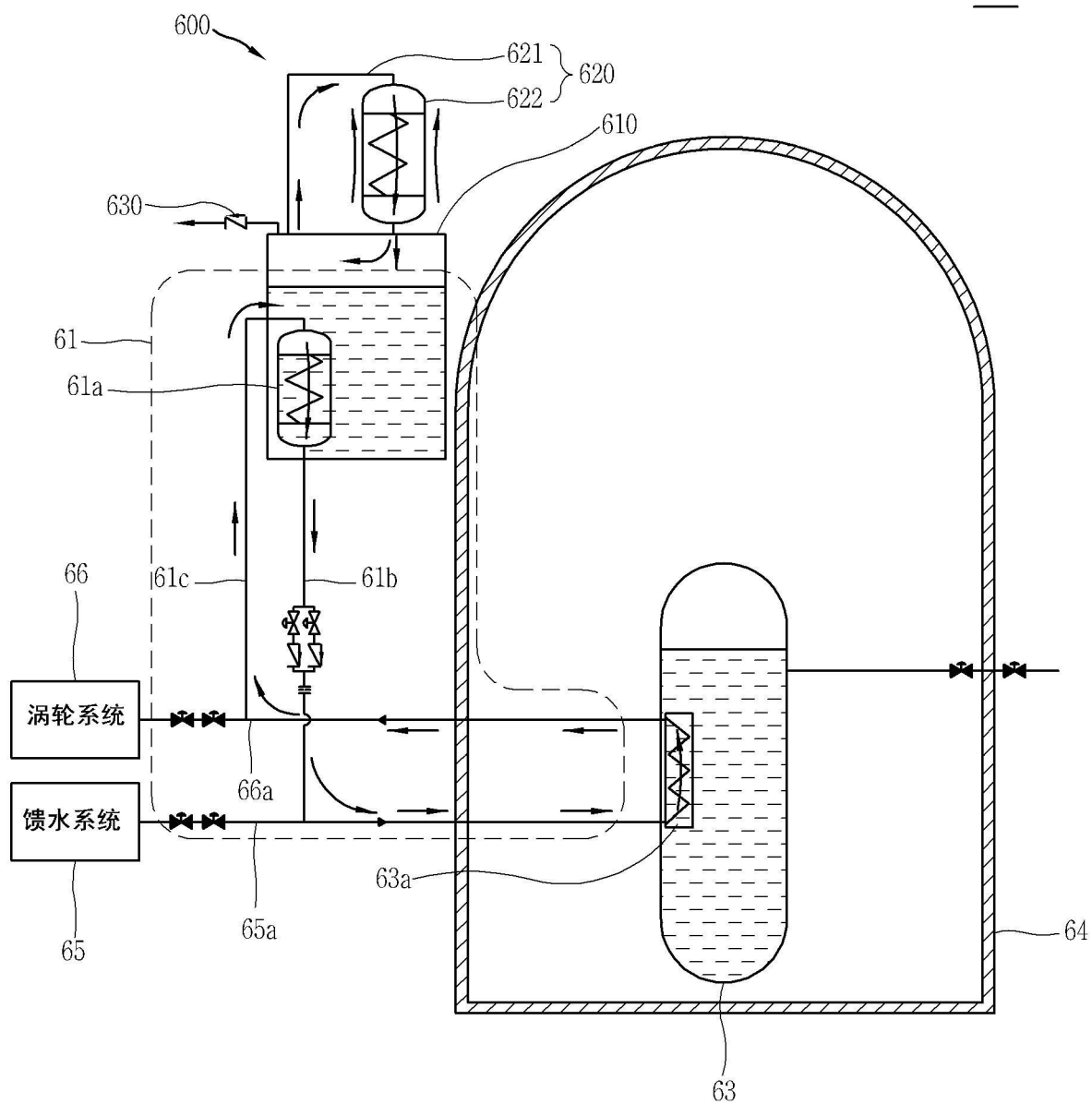


图5

60





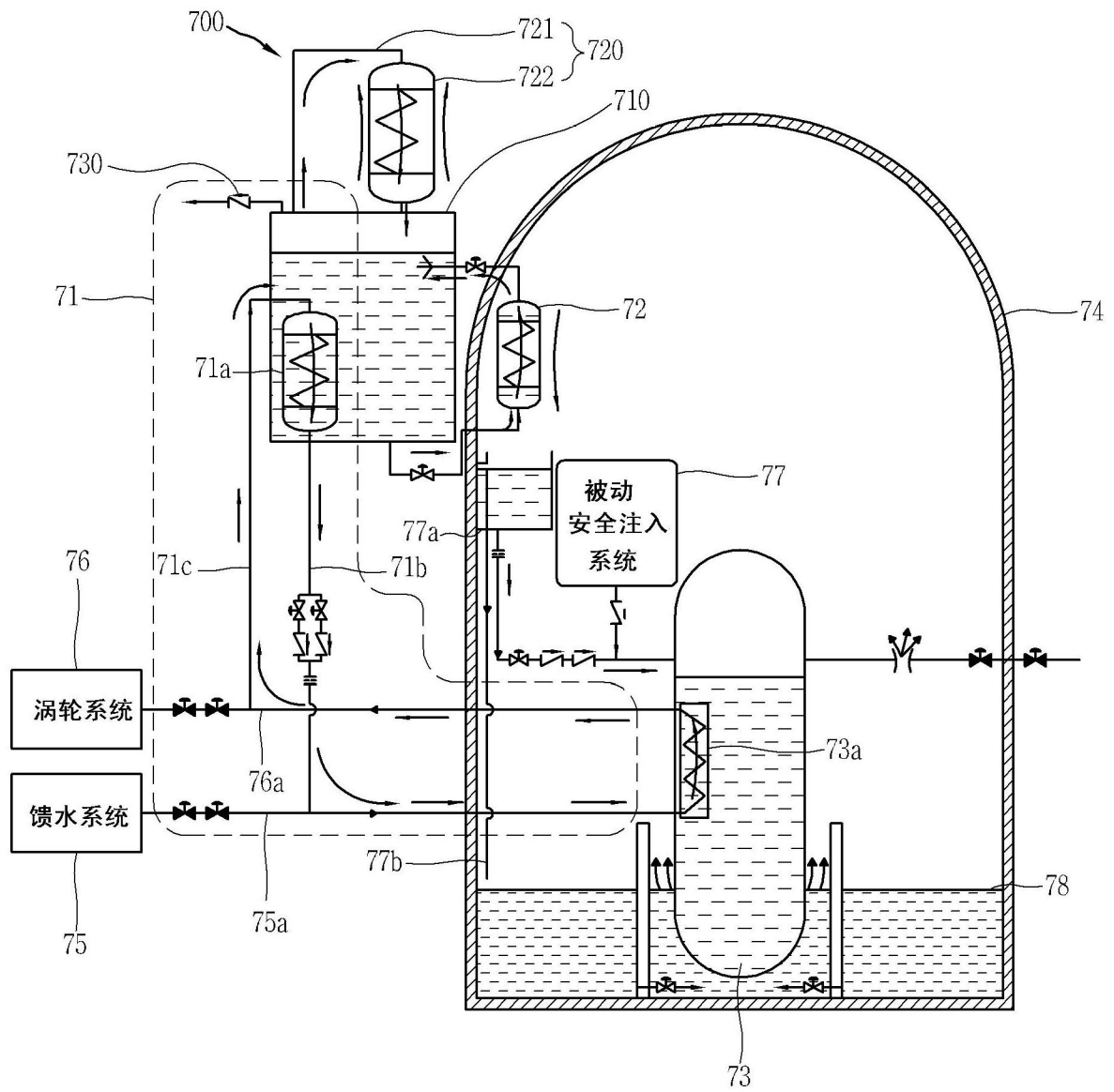
70

图7

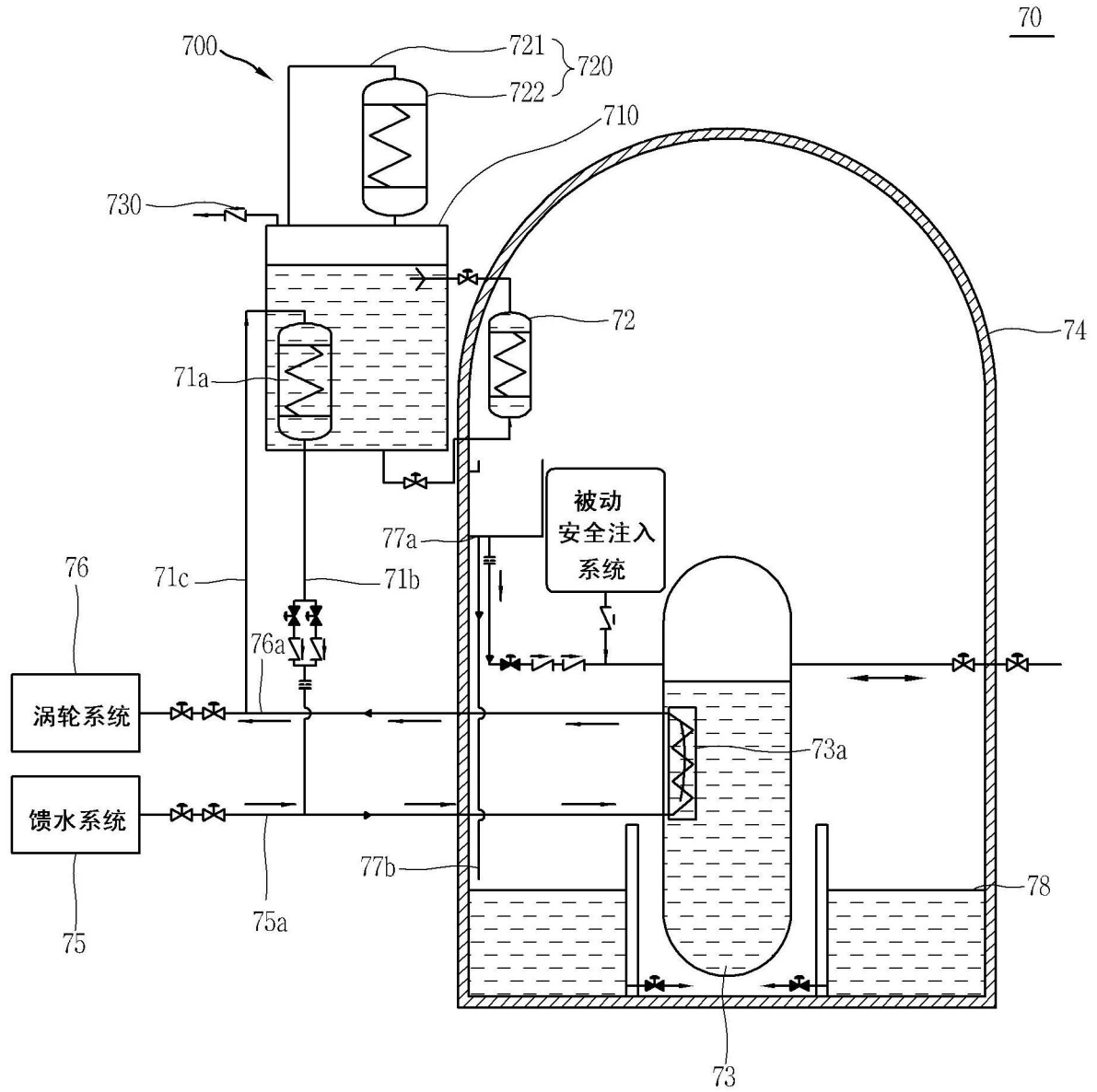


图8

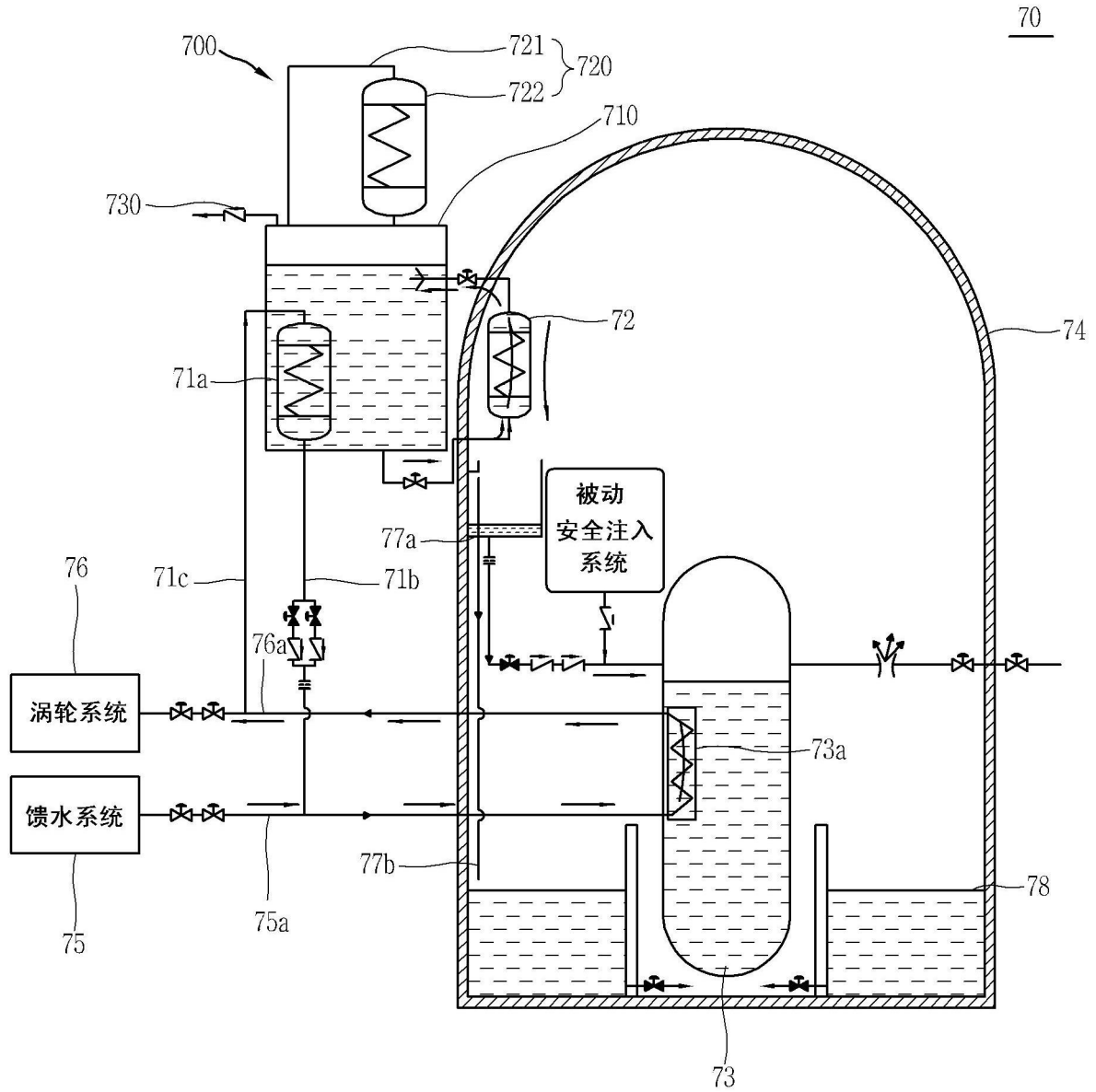


图9

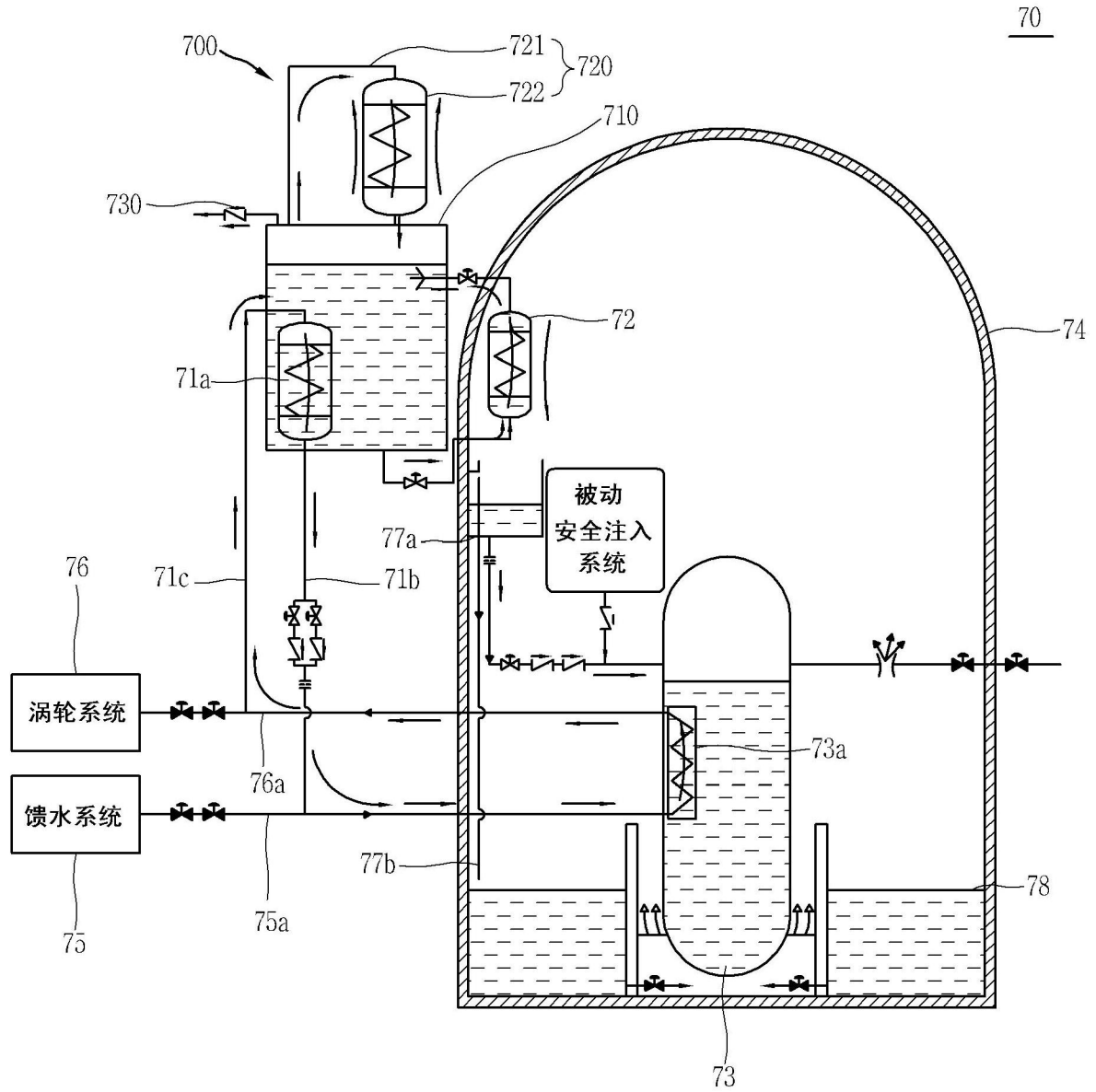


图10

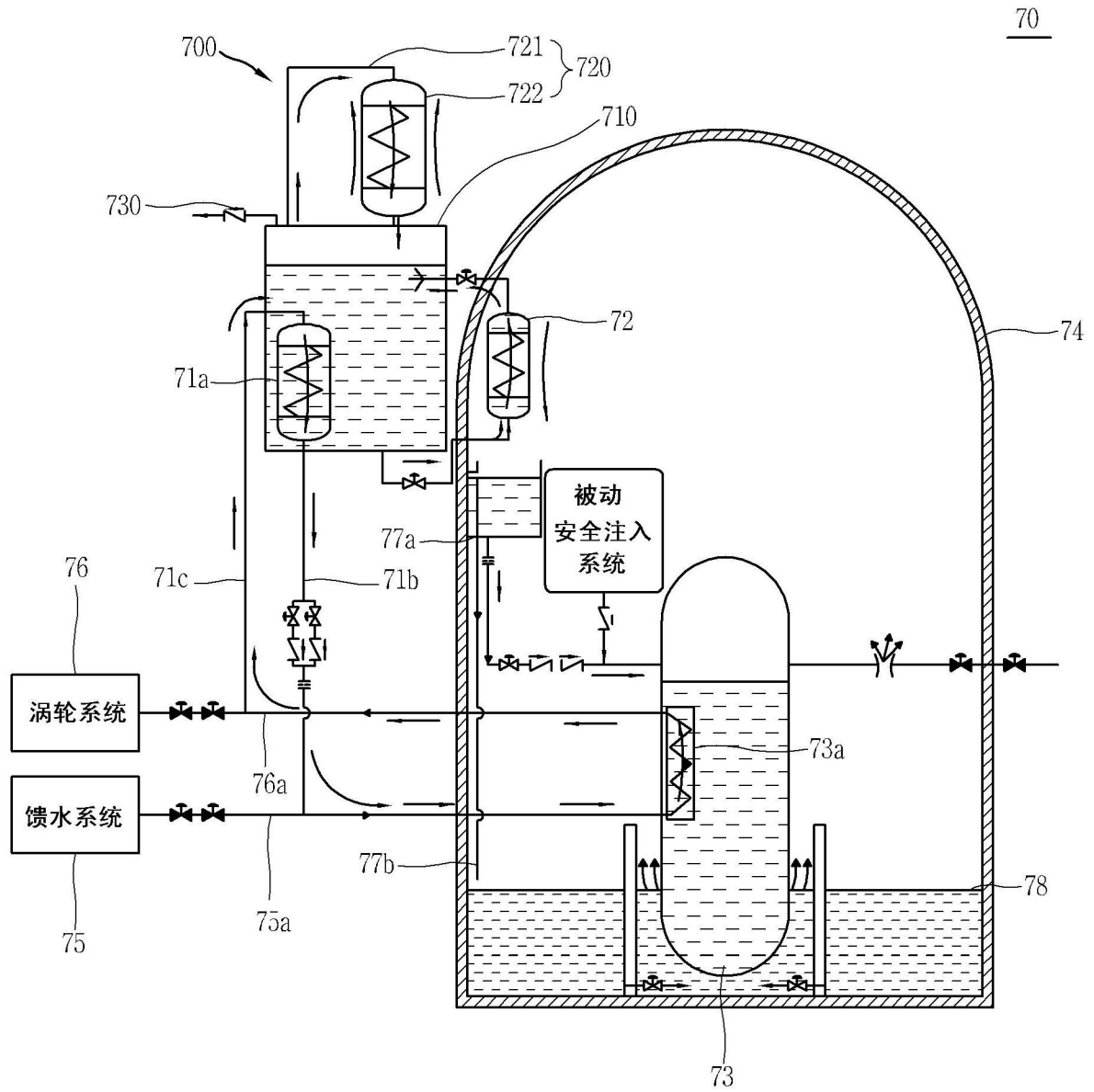


图11

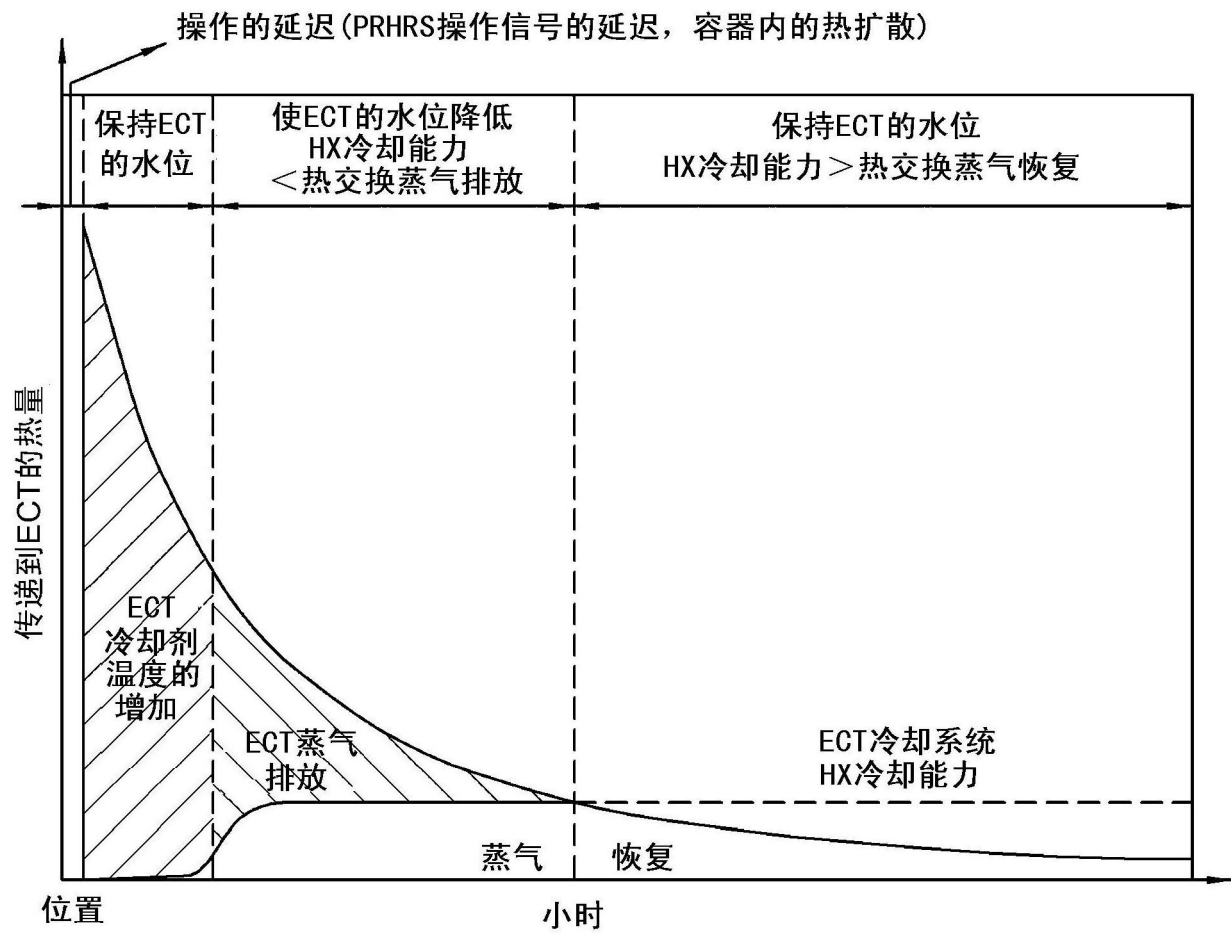


图12