

(19) 日本国特許庁(JP)

(12) 特 許 公 報(B2)

(11) 特許番号

特許第5555669号
(P5555669)

(45) 発行日 平成26年7月23日(2014.7.23)

(24) 登録日 平成26年6月6日(2014.6.6)

(51) Int.Cl.		F I			
G 2 1 C	19/07	(2006.01)	G 2 1 C	19/06	G D B L
G 2 1 D	1/00	(2006.01)	G 2 1 D	1/00	P
G 2 1 D	3/04	(2006.01)	G 2 1 D	1/00	R
			G 2 1 D	3/04	Q

請求項の数 24 (全 24 頁)

(21) 出願番号	特願2011-143990 (P2011-143990)	(73) 特許権者	507250427
(22) 出願日	平成23年6月29日(2011.6.29)		日立GEニュークリア・エナジー株式会社
(65) 公開番号	特開2013-11502 (P2013-11502A)		茨城県日立市幸町三丁目1番1号
(43) 公開日	平成25年1月17日(2013.1.17)	(74) 代理人	110000350
審査請求日	平成25年3月8日(2013.3.8)		ポレール特許業務法人
		(72) 発明者	難波 孝次
			茨城県日立市大みか町七丁目1番1号 株式会社日立製作所 日立研究所内
		審査官	村川 雄一

最終頁に続く

(54) 【発明の名称】 原子力プラント及びその燃料プール水冷却方法

(57) 【特許請求の範囲】

【請求項1】

核燃料を含む炉心が内包される原子炉圧力容器と、該原子炉圧力容器が格納される格納容器と、使用済み燃料が燃料プール水中に保管される燃料貯蔵プールと、前記原子炉圧力容器、前記格納容器及び前記燃料貯蔵プールが収容される原子炉建屋とを備えた原子力プラントであって、

前記原子炉建屋外に設置され、冷却水中に凝縮器が内蔵されている復水タンクと、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を前記凝縮器に搬送する蒸気系配管と、該蒸気系配管の途中に設置され、該蒸気系配管を搬送された蒸気で駆動される蒸気タービンと、前記蒸気系配管で搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水を前記燃料貯蔵プールに供給する復水系配管と、該復水系配管の途中に設置されると共に、前記蒸気タービンで起動されて前記復水系配管を通る水を前記燃料貯蔵プールに送る給水ポンプとを更に備えていることを特徴とする原子力プラント。

【請求項2】

核燃料を含む炉心が内包される原子炉圧力容器と、該原子炉圧力容器が格納される格納容器と、使用済み燃料が燃料プール水中に保管される燃料貯蔵プールと、前記原子炉圧力容器、前記格納容器及び前記燃料貯蔵プールが収容される原子炉建屋と、前記燃料貯蔵プールと前記原子炉建屋外に設置されている冷却水タンクが配管で接続され、該燃料貯蔵プールの燃料プール水が、前記配管を介して前記燃料貯蔵プールと冷却水タンク間を循環する循環水系とを備えた原子力プラントであって、

前記原子炉建屋外に設置され、冷却水中に凝縮器が内蔵されている復水タンクと、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を前記凝縮器に搬送する蒸気系配管と、該蒸気系配管の途中に設置され、該蒸気系配管を搬送された蒸気で駆動される蒸気タービンと、前記蒸気系配管で搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水を前記燃料貯蔵プールに供給する復水系配管と、該復水系配管の途中に設置されると共に、前記蒸気タービンで起動されて前記復水系配管を通る水を前記燃料貯蔵プールに送る給水ポンプとを更に備えていることを特徴とする原子力プラント。

【請求項 3】

請求項 1 又は 2 に記載の原子力プラントにおいて、

前記復水タンクは、その内部の前記冷却水が海水ポンプで汲み上げられた海水と熱交換して熱を海水に放出する海水循環系を備え、前記海水ポンプは、前記蒸気タービンで起動されることを特徴とする原子力プラント。

10

【請求項 4】

請求項 1 乃至 3 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、

前記燃料貯蔵プールの上部に上蓋を設け、該燃料貯蔵プール内の燃料プール水を密閉すると共に、前記蒸気系配管及び復水系配管は前記上蓋を貫通していることを特徴とする原子力プラント。

【請求項 5】

請求項 4 に記載の原子力プラントにおいて、

前記上蓋は複数に分割されていることを特徴とする原子力プラント。

20

【請求項 6】

請求項 1 乃至 5 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、

前記燃料貯蔵プール室内の飽和圧力を 20 kPa 以下としたことを特徴とする原子力プラント。

【請求項 7】

請求項 1 乃至 6 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、

前記凝縮器は、水室と伝熱管を備えた多管式熱交換器で構成され、前記水室が前記復水タンクの外に、前記伝熱管が復水タンクの内にそれぞれ設置されていることを特徴とする原子力プラント。

【請求項 8】

30

請求項 1 乃至 7 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、

前記燃料貯蔵プール内に、前記使用済み燃料を覆う容器を設け、該容器は、その上下に少なくとも 1 つ以上の開口部を有することを特徴とする原子力プラント。

【請求項 9】

請求項 8 に記載の原子力プラントにおいて、

前記容器の下部に、溶融デブリを捕獲するためのコアキャッチャが設置されていることを特徴とする原子力プラント。

【請求項 10】

請求項 7 に記載の原子力プラントにおいて、

前記凝縮器の伝熱管の外側にシェルを設け、該シェルの上下にそれぞれ少なくとも 1 つ以上の開口部を備えていることを特徴とする原子力プラント。

40

【請求項 11】

請求項 1 乃至 7 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、

前記復水タンクにオーバーフローラインが設置され、前記復水タンク外から該復水タンクに冷却水が供給されることを特徴とする原子力プラント。

【請求項 12】

請求項 1 乃至 7 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、

前記凝縮器の伝熱管の外部に、放熱面積を拡大するための放熱用フィンが設置されていることを特徴とする原子力プラント。

【請求項 13】

50

請求項 4 に記載の原子力プラントにおいて、
前記上蓋に真空引きラインを備えていることを特徴とする原子力プラント。

【請求項 14】

請求項 1 乃至 1.3 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、
前記復水タンクは、前記原子炉建屋の頂部より高い位置の高台に設置されていることを特徴とする原子力プラント。

【請求項 15】

核燃料を含む炉心が内包される原子炉圧力容器と、該原子炉圧力容器が格納される格納容器と、使用済み燃料が燃料プール水中に保管される燃料貯蔵プールと、前記原子炉圧力容器、前記格納容器及び前記燃料貯蔵プールが収容される原子炉建屋とを備えた原子力プラントであって、

前記原子炉建屋内に設置され、既設の炉内機器が保管されていると共に、冷却水中に凝縮器が内蔵されている炉内機器保管用プールと、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を前記凝縮器に搬送する蒸気系配管と、該蒸気系配管で搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水を前記燃料貯蔵プールに供給する復水系配管と、前記蒸気系配管の途中に設置され、該蒸気系配管を搬送された蒸気で駆動される蒸気タービンと、前記復水系配管の途中に設置されると共に、前記蒸気タービンで起動されて前記復水系配管を通る水を前記燃料貯蔵プールに送る給水ポンプとを更に備えていることを特徴とする原子力プラント

【請求項 16】

請求項 1 乃至 1.5 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、
前記燃料貯蔵プール内の気相空間内の水素濃度を検出する水素濃度検出器と、前記燃料貯蔵プールと前記原子炉建屋外の空間とを接続する水素排出管路と、該水素排出管路の流路を開閉する制御弁とを備え、

前記水素濃度検出器で検出した前記燃料貯蔵プール内の気相空間の水素濃度が、空気中の酸素と反応するための水素可燃限界の濃度以下の範囲であることを条件として、前記制御弁を開放し、前記水素排出管路を介して前記燃料貯蔵プール内の水素を排出することを特徴とする原子力プラント。

【請求項 17】

請求項 1 乃至 1.5 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、
前記燃料貯蔵プール内の気相空間の圧力を検出する圧力検出器と、前記燃料貯蔵プールと前記原子炉建屋の外部空間とを接続する蒸気系配管と、該蒸気系配管の流路を開閉する制御弁とを備え、

前記圧力検出器で検出した前記燃料貯蔵プール内の気相空間の圧力が、20 kPa 以下の範囲であることを条件として、前記制御弁を開放し、前記蒸気系配管を介して前記燃料貯蔵プール内の蒸気を排出することを特徴とする原子力プラント。

【請求項 18】

請求項 1 乃至 1.5 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、
前記燃料貯蔵プール内の気相空間の温度を検出する温度検出器と、前記燃料貯蔵プールと前記原子炉建屋の外部空間とを接続する蒸気系配管と、該蒸気系配管の流路を開閉する制御弁とを備え、

前記温度検出器で検出した前記燃料貯蔵プール内の気相空間の温度が、60 以下の範囲であることを条件として、前記制御弁を開放し、前記蒸気系配管を介して前記燃料貯蔵プール内の蒸気を排出することを特徴とする原子力プラント。

【請求項 19】

請求項 1 乃至 1.5 のいずれかに記載の原子力プラントにおいて、
前記燃料貯蔵プール内の水位を検出する水位検出器と、前記燃料貯蔵プールと前記原子炉建屋の外部空間とを接続する蒸気系配管と、該蒸気系配管の流路を開閉する制御弁とを備え、

前記水位検出器で検出した前記燃料貯蔵プール内の水位が水位下限値以下の範囲である

ことを条件として、前記制御弁を開放し、前記蒸気系配管を介して前記燃料貯蔵プール内の蒸気を排出することを特徴とする原子力プラント。

【請求項 20】

核燃料を含む炉心が内包される原子炉圧力容器、及び該原子炉圧力容器が格納される格納容器と共に原子炉建屋に収納され、使用済み燃料が保管される燃料貯蔵プール内の燃料プール水が、前記原子炉建屋外に設置されている冷却水タンクと配管を介して循環水系で循環されている該燃料プール水を冷却するに当たって、

前記燃料プール水を循環させている前記循環水系のポンプが、全電源喪失により作動不良になった状態である場合に、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を、蒸気系配管を介して前記原子炉建屋外に設置されている冷却水中に凝縮器が内蔵されている復水タンクに搬送し、該搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水となり、該水を復水系配管を介して前記燃料貯蔵プール内に供給して前記燃料プール水を冷却することを特徴とする原子力プラントの燃料プール水冷却方法。

10

【請求項 21】

核燃料を含む炉心が内包される原子炉圧力容器、及び該原子炉圧力容器が格納される格納容器と共に原子炉建屋に収納され、使用済み燃料が保管される燃料貯蔵プール内の燃料プール水を冷却するに当たって、

前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を、蒸気系配管の途中に設置されている蒸気タービンに供給して当該蒸気タービンを駆動すると共に、前記蒸気系配管を介して前記原子炉建屋外に設置されている冷却水中に凝縮器が内蔵されている復水タンクに搬送し、該搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水となり、該水を復水系配管の途中に設置され、かつ、前記蒸気タービンで起動される給水ポンプで前記復水系配管を介して前記燃料貯蔵プール内に供給して前記燃料プール水を冷却することを特徴とする原子力プラントの燃料プール水冷却方法。

20

【請求項 22】

核燃料を含む炉心が内包される原子炉圧力容器、及び該原子炉圧力容器が格納される格納容器と共に原子炉建屋に収納され、使用済み燃料が保管される燃料貯蔵プール内の燃料プール水が、前記原子炉建屋外に設置されている冷却水タンクと配管を介して循環水系で循環されている該燃料プール水を冷却するに当たって、

前記循環水系が作動不良に陥った場合に、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を、蒸気系配管の途中に設置されている蒸気タービンに供給して当該蒸気タービンを駆動すると共に、前記蒸気系配管を介して前記原子炉建屋外に設置されている冷却水中に凝縮器が内蔵されている復水タンクに搬送し、該搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水となり、該水を復水系配管の途中に設置され、かつ、前記蒸気タービンで起動される給水ポンプで前記復水系配管を介して前記燃料貯蔵プール内に供給して前記燃料プール水を冷却することを特徴とする原子力プラントの燃料プール水冷却方法。

30

【請求項 23】

請求項 21 又は 22 に記載の原子力プラントの燃料プール水冷却方法において、

前記復水タンクは、その内部の前記冷却水が海水ポンプで汲み上げられた海水と熱交換して熱を海水に放出する海水循環系を備え、前記海水循環系の海水ポンプは、該海水循環系が作動不良に陥った場合に、前記蒸気タービンで起動されることを特徴とする原子力プラントの燃料プール水冷却方法。

40

【請求項 24】

請求項 22 又は 23 に記載の原子力プラントの燃料プール水冷却方法において、

前記循環水系が作動不良に陥った場合とは、前記燃料プール水を循環させている前記循環水系のポンプが、全電源喪失により作動不良になった状態であり、かつ、前記海水循環系が作動不良に陥った場合とは、前記海水ポンプが全電源喪失により作動不良になった状態であることを特徴とする原子力プラントの燃料プール水冷却方法。

【発明の詳細な説明】

【技術分野】

50

【 0 0 0 1 】

本発明は原子力プラント及びその燃料プール水冷却方法に係り、特に、冷却水供給源が不測の事態によって全電源を失い、使用済み燃料等が保管されている燃料貯蔵プールに冷却水が供給されない状態に陥った場合に対応した原子力プラント及びその燃料プール水冷却方法に関する。

【 背景技術 】

【 0 0 0 2 】

沸騰水型軽水炉（以下、BWRという）の原子炉建屋には、原子炉圧力容器内で使用中の炉心燃料のみならず、既に数サイクル運転経過した使用済み燃料が保管されているのが一般的である。この使用済み燃料は、通常、原子炉建屋内に設置された燃料貯蔵プールの燃料プール水（冷却水）中に保管されている（例えば、特許文献1参照）。

10

【 0 0 0 3 】

この種のBWRにおいては、燃料プール水の水温を適正に維持するためのポンプ、冷却水タンク、配管等から成る循環水系が備わっており、この循環水系では、燃料貯蔵プール内の燃料の崩壊熱を除去するために、燃料プール水がポンプによって配管を介して冷却水タンク等との間で強制循環され、例えば、循環途中の配管に配置されている熱交換器で海水と熱交換が行われて冷却されることで、燃料貯蔵プールの燃料プール水の水温は、40程度に維持されている。

【 先行技術文献 】

【 特許文献 】

20

【 0 0 0 4 】

【 特許文献1 】 特開平9 - 3 2 9 6 8 4 号公報

【 発明の概要 】

【 発明が解決しようとする課題 】

【 0 0 0 5 】

ところで、BWRの安全性を向上させる観点から、異常事象発生時には、原子炉安全確保の三原則である「1.核分裂の停止」、「2.炉心燃料の冷却」、「3.放射性物質の閉じ込め」を確実に実行する必要がある。特に、「2.炉心燃料の冷却」に関しては、従来から緊急炉心冷却システム（ECCS）、残留熱除去系システム（RHR）、非常用復水器（IC）、静的格納容器冷却系設備（PCCS）等からなる多重安全保護系を設置して異常事象発生時に備えている。

30

【 0 0 0 6 】

しかし、不測の事態によって万一電源を失い上述した燃料貯蔵プールへの燃料プール水（冷却水）の供給源である循環水系が停止するようなことがあれば、燃料貯蔵プール内の燃料プール水の冷却に支障をきたし、非常用電源が回復するまでの間、大気の飽和温度（100程度）まで水温が上昇してしまう懸念がある。燃料貯蔵プールの燃料プール水が、大気の飽和温度まで水温が上昇してしまうと、燃料貯蔵プールの燃料プール水が蒸発し燃料貯蔵プールの水位が低下してしまい、燃料が十分に冷却されない恐れがある。

【 0 0 0 7 】

本発明は上述の点に鑑みなされたもので、その目的とするところは、燃料貯蔵プールへの冷却水供給源が不測の事態によって全電源を失い、燃料貯蔵プールに冷却水が供給されない状態に陥った場合であっても、燃料貯蔵プールへの冷却水の供給が可能となり、燃料貯蔵プールの水位低下が抑制でき、燃料貯蔵プール水の冷却に支障をきたすことのない原子力プラント及びその燃料プール水冷却方法を提供することにある。

40

【 課題を解決するための手段 】

【 0 0 0 8 】

本発明の原子力プラントは、上記目的を達成するために、核燃料を含む炉心が内包される原子炉圧力容器と、該原子炉圧力容器が格納される格納容器と、使用済み燃料が燃料プール水中に保管される燃料貯蔵プールと、前記原子炉圧力容器、前記格納容器及び前記燃料貯蔵プールが収容される原子炉建屋とを備えた原子力プラントであって、前記原子炉建

50

屋外に設置され、冷却水中に凝縮器が内蔵されている復水タンクと、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を前記凝縮器に搬送する蒸気系配管と、該蒸気系配管の途中に設置され、該蒸気系配管を搬送された蒸気で駆動される蒸気タービンと、前記蒸気系配管で搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水を前記燃料貯蔵プールに供給する復水系配管と、該復水系配管の途中に設置されると共に、前記蒸気タービンで起動されて前記復水系配管を通る水を前記燃料貯蔵プールに送る給水ポンプとを更に備えているか、

若しくは、前記原子炉建屋内に設置され、既設の炉内機器が保管されていると共に、冷却水中に凝縮器が内蔵されている炉内機器保管用プールと、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を前記凝縮器に搬送する蒸気系配管と、該蒸気系配管で搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水を前記燃料貯蔵プールに供給する復水系配管と、前記蒸気系配管の途中に設置され、該蒸気系配管を搬送された蒸気で駆動される蒸気タービンと、前記復水系配管の途中に設置されると共に、前記蒸気タービンで起動されて前記復水系配管を通る水を前記燃料貯蔵プールに送る給水ポンプとを更に備えていることを特徴とする。

【0009】

また、本発明の原子力プラントは、上記目的を達成するために、核燃料を含む炉心が内包される原子炉圧力容器と、該原子炉圧力容器が格納される格納容器と、使用済み燃料が燃料プール水中に保管される燃料貯蔵プールと、前記原子炉圧力容器、前記格納容器及び前記燃料貯蔵プールが収容される原子炉建屋と、前記燃料貯蔵プールと前記原子炉建屋外に設置されている冷却水タンクが配管で接続され、該燃料貯蔵プールの燃料プール水が、前記配管を介して前記燃料貯蔵プールと冷却水タンク間を循環する循環水系とを備えた原子力プラントであって、前記原子炉建屋外に設置され、冷却水中に凝縮器が内蔵されている復水タンクと、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を前記凝縮器に搬送する蒸気系配管と、該蒸気系配管の途中に設置され、該蒸気系配管を搬送された蒸気で駆動される蒸気タービンと、前記蒸気系配管で搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水を前記燃料貯蔵プールに供給する復水系配管と、該復水系配管の途中に設置されると共に、前記蒸気タービンで起動されて前記復水系配管を通る水を前記燃料貯蔵プールに送る給水ポンプとを更に備えていることを特徴とする。

【0010】

また、本発明の原子力プラントの燃料プール水の冷却方法は、上記目的を達成するために、核燃料を含む炉心が内包される原子炉圧力容器、及び該原子炉圧力容器が格納される格納容器と共に原子炉建屋に収納され、使用済み燃料が保管される燃料貯蔵プール内の燃料プール水が、前記原子炉建屋外に設置されている冷却水タンクと配管を介して循環水系で循環されている該燃料プール水を冷却するに当たって、前記燃料プール水を循環させている前記循環水系のポンプが、全電源喪失により作動不良になった状態である場合に、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を、蒸気系配管を介して前記原子炉建屋外に設置されている冷却水中に凝縮器が内蔵されている復水タンクに搬送し、該搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水となり、該水を復水系配管を介して前記燃料貯蔵プール内に供給して前記燃料プール水を冷却するか、

若しくは、前記燃料貯蔵プールで蒸発した蒸気を、蒸気系配管の途中に設置されている蒸気タービンに供給して当該蒸気タービンを駆動すると共に、前記蒸気系配管を介して前記原子炉建屋外に設置されている冷却水中に凝縮器が内蔵されている復水タンクに搬送し、該搬送された蒸気が前記凝縮器で凝縮されて復水した水となり、該水を復水系配管の途中に設置され、かつ、前記蒸気タービンで起動される給水ポンプで前記復水系配管を介して前記燃料貯蔵プール内に供給して前記燃料プール水を冷却することを特徴とする。

【発明の効果】

【0011】

本発明によれば、燃料貯蔵プールへの冷却水供給源が不測の事態によって全電源を失い、燃料貯蔵プールに冷却水が供給されない状態に陥った場合であっても、燃料貯蔵プールへの冷却水の供給が可能となるので、燃料貯蔵プールの水位低下を抑制することができ、燃料貯蔵プール水の冷却に支障をきたすことはないという効果がある。

10

20

30

40

50

【図面の簡単な説明】

【0012】

【図1】本発明の原子力プラントの参考例1を示すシステム系統図である。【図2】本発明の原子力プラントの参考例1に係る燃料貯蔵プール内温度の経時変化を示す特性図である。【図3】本発明の原子力プラントの実施例1を示すシステム系統図である。【図4】本発明の原子力プラントの実施例2を示すシステム系統図である。【図5】本発明の原子力プラントの実施例3を示す燃料貯蔵プールの概略構成図である。【図6】本発明の原子力プラントの実施例4を示す復水タンクの概略構成図である。【図7】本発明の原子力プラントの実施例5を示す復水タンクの概略構成図である。

10

【図8】本発明の原子力プラントの実施例6を示す復水タンクの概略構成図である。【図9】本発明の原子力プラントの実施例7を示す復水タンクの概略構成図である。【図10】本発明の原子力プラントの実施例8に係る復水タンクと燃料貯蔵プールの配置関係の一例を示す図である。【図11】本発明の原子力プラントの参考例2に係る復水タンクと燃料貯蔵プールの配置関係の他の例を示す図である。【図12】本発明の原子力プラントの実施例9に係る復水タンクと燃料貯蔵プールの配置関係の更に他の例を示す図である。【図13】本発明の原子力プラントの実施例10に係る水素濃度検出の例を示す燃料貯蔵プールの概略構成図である。

20

【図14】本発明の原子力プラントの実施例11に係る圧力検出の例を示す燃料貯蔵プールの概略構成図である。【図15】本発明の原子力プラントの実施例12に係る温度検出の例を示す燃料貯蔵プールの概略構成図である。【図16】本発明の原子力プラントの実施例13に係る全電源喪失時の例を示す燃料貯蔵プールの概略構成図である。

【発明を実施するための形態】

【0013】

以下、図面を用いて本発明の原子力プラントの実施例を説明する。【参考例1】

30

【0014】

図1は、本発明の原子力プラントの参考例1における使用済み核燃料を一次貯蔵する燃料貯蔵プールを有するBWRを示すものである。尚、以下の各実施例では、燃料貯蔵プールを有するBWRのシステムに本発明を適用した場合を例に挙げ説明する。

【0015】

図1に示したBWR発電プラントにおいて、10は原子炉建屋であり、この原子炉建屋10には、内圧調整の機能を果たす圧力抑制プール4を含む格納容器3、使用済み燃料12を保管する燃料貯蔵プール11等が収容されている。格納容器3には、核燃料を含む炉心1を内包した原子炉圧力容器2が収納されている。

【0016】

40

本参考例でのBWRプラントでは、原子炉圧力容器2内の炉心1で水を沸騰させて発生させた蒸気を低圧タービン及び高圧タービンに供給し、これらタービンによって発電機を駆動して電気を発生させている。タービンを駆動した蒸気は復水器で復水した後、給水加熱器や給水ポンプ等を通して昇圧、加熱されて原子炉圧力容器2に戻される。但し、図1では、高圧タービン、低圧タービン等のタービンや発電機、復水器、給水加熱器、給水ポンプ等は、図示を省略している。

【0017】

また、格納容器3の下部には、ドーナツ型の上記圧力抑制プール4が連結され、原子炉圧力容器2の上部には、導管が接続されている。上記原子炉圧力容器2の上部に接続された導管は、圧力抑制プール4内の液4a中まで延在しており、例えば、原子炉圧力容器2

50

内の圧力が高くなった場合等は、この導管に設けられている主蒸気逃し安全弁を開放することによって、圧力抑制プール4内の液4a中へ蒸気を排出し凝縮させることができるようになっている。

【0018】

更に、格納容器3内の圧力が高くなった場合には、格納容器3に接続されている格納容器(ドライウエル)ベント管又は格納容器(ウェットウエル)ベント管から格納容器3内の蒸気を排出し、ベント管の途中に設置されている放射性物質吸着フィルターを通して放射性物質を回収した上で、排気筒からプラント外部の大気中に放出している。但し、図1では、主蒸気逃し安全弁、格納容器(ドライウエル)ベント管、格納容器(ウェットウエル)ベント管、放射性物質吸着フィルター、排気筒等は図示省略してある。

10

【0019】

上記した燃料貯蔵プール11は、原子炉建屋10内において、原子炉容器2内の使用済み燃料を燃料貯蔵プール11にアクセスし易いように、格納容器3の上部と同レベルの高さに設置されている。また、原子炉容器2内から燃料貯蔵プール11からアクセスされた使用済み燃料12は、燃料貯蔵プール11の下部に設置されており、通常は、燃料貯蔵プール11内には、使用済み燃料12の集合体の高さ(例えば4m程度)の2倍程度又はそれ以上の水位の燃料プール水14が貯留されている。

【0020】

また、BWR発電プラントには、燃料貯蔵プール11の燃料プール水14を動的に冷却する冷却水タンク26、ポンプ22、給水路21a及び排水路21b等から成る循環水系21が設けられている。燃料貯蔵プール11は、循環水系21の給水路21a及び排水路21bを介して冷却水タンク26と接続されており、給水路21aの途中に設置されているポンプ22を駆動することによって、給水路21a及び排水路21bを介して燃料貯蔵プール11と冷却水タンク26との間で、燃料プール水14が強制循環されるようになっている。ここで、冷却水タンク26は大きなタンク形状でなく、配管のような形状で冷却系として閉ループを構成していれば燃料プール水14の冷却にはなんら影響はない。

20

【0021】

即ち、燃料貯蔵プール11内で使用済み燃料12の崩壊熱を受け取った燃料プール水14は、循環水系21の排水路21bを介して燃料貯蔵プール11から排出されて冷却水タンク26に供給されると共に、水源である冷却水タンク26からの燃料プール水14が、循環水系21の給水路21aを介して燃料貯蔵プール11に流入することで、燃料貯蔵プール11内の燃料プール水14の温度が、所定温度(例えば、40程度)に維持されている。

30

【0022】

また、燃料貯蔵プール11と水源である冷却水タンク26との間を循環する燃料プール水14は、配管を介して海水ポンプ25によって海から汲み上げられた海水24aと循環水系21の途中(本参考例では、排水路21b)に設けた冷却水熱交換器23で熱交換され、燃料プール水14の熱が海水に移動するようになっている。冷却水熱交換器23で熱を受け取った海水24bは、海に放出される。即ち、海水が、使用済み燃料12の崩壊熱の最終的なヒートシンクとなっている。

40

【0023】

尚、燃料貯蔵プール11には、使用済み燃料12が保管される他、定期検査時に原子炉圧力容器2から取り出した使用中の燃料が一時保管される場合もある。

【0024】

そして、本参考例では、多重安全系を構成するため、長期間の電源喪失時用に、燃料貯蔵プール11への循環水系21が不測の事態によって全電源を失い、燃料貯蔵プール11に冷却水が供給されない状態に陥った場合でも、燃料貯蔵プール11への冷却水の供給が可能となる静的な冷却システムを備えている。

【0025】

即ち、この静的な冷却システムは、本参考例では、まず、燃料貯蔵プール11の上部に

50

上蓋 1 3 を設置して燃料貯蔵プール 1 1 を密封すると共に、原子炉建屋 1 0 外に凝縮器 3 2 を内蔵した復水タンク 3 1 を燃料貯蔵プール 1 1 より上方に設置し、燃料貯蔵プール 1 1 と復水タンク 3 1 を蒸気系配管 4 1 と復水系配管 4 2 で連結して、燃料貯蔵プール 1 1 の燃料プール水 1 4 の熱を復水タンク 3 1 の伝熱管 3 3 に搬送するように構成したものである。

【 0 0 2 6 】

上記凝縮器 3 2 は、多管式熱交換器から構成されており、凝縮器 3 2 の水室 3 4 を復水タンク 3 1 の外に、凝縮器 3 2 の伝熱管 3 3 を復水タンク 3 1 の内に設置している。水室 3 4 は、上下に最低 2 区分されており、上部室には蒸気が、下部室には凝縮水が溜まるようになっている。

10

【 0 0 2 7 】

そして、原子炉建屋 1 0 内にある密閉された燃料貯蔵プール 1 1 に貯蔵されている使用済み燃料 1 2 から燃料プール水 1 4 に移動した崩壊熱に伴う燃料貯蔵プール 1 1 から供給された蒸気系配管 4 1 からの蒸気は、水室 3 4 の上部室へ供給されて復水タンク 3 1 内に内蔵された凝縮器 3 2、即ち伝熱管 3 3 の中を流れ、ここで伝熱管 3 3 の外にある復水タンク 3 1 内の冷却水 3 5 と熱交換して凝縮し、復水して水室 3 4 の下部室で水となり、復水系配管 4 2 から燃料貯蔵プール 1 1 へ戻るようになっている。

【 0 0 2 8 】

更に、復水タンク 3 1 は、別途設置されている海水循環系 3 6 と熱交換され、復水タンク 3 1 内へ伝わった熱は、海水に放出される。即ち、復水タンク 3 1 内の冷却水 3 5 は、配管を介して海水循環ポンプ 3 7 によって海から汲み上げられた海水 3 6 a と熱交換されて冷却され、復水タンク 3 1 内の冷却水 3 5 の熱を受け取った海水 3 6 b は、海に放出されるようになっている。つまり、海水が使用済み燃料 1 2 の崩壊熱の最終的なヒートシンクとなっている点は、上記の循環水系 2 1 と同様である。

20

【 0 0 2 9 】

尚、海水循環系 3 6 で海水循環ポンプ 3 7 が停止した場合、冷却水 3 5 がなくなるため、凝縮器 3 2 は空冷式となる。また、図 1 では、凝縮器 3 2 が 1 本の伝熱管 3 3 を設置した場合を例として図示しているが、要求される除熱量によっては、伝熱管 3 3 を、適宜複数本に増やして構成する必要がある。

【 0 0 3 0 】

更に、図 1 では、復水タンク 3 1 の容積をコンパクトにできるように、凝縮器 3 2 が横置き式の例を示しているが、この凝縮器 3 2 は、縦置き式であってもよい。凝縮器 3 2 は、横置き式或いは縦置き式のどちらであつても、伝熱管 3 3 での凝縮熱交換性能は変わらないが、後で述べる非凝縮性ガスを抜く方法が容易な方がよい。

30

【 0 0 3 1 】

また、本参考例では、燃料貯蔵プール 1 1 の上部に上蓋 1 3 を設置しているが、この上蓋 1 3 を設置することで、燃料貯蔵プール 1 1 内の燃料プール水 1 4 を密封でき、崩壊熱除去による放射性物質を含んだ発生蒸気を燃料貯蔵プール 1 1 内に閉じ込めることができる。燃料貯蔵プール 1 1 と復水タンク 3 1 を連結している蒸気系配管 4 1 及び復水系配管 4 2 は、上蓋 1 3 を貫通して設置されている。

40

【 0 0 3 2 】

また、上述した上蓋 1 3 は、少なくとも 1 枚が燃料貯蔵プール 1 1 の上部にあればよいし、更に、燃料貯蔵プール 1 1 の開口部の大きさに応じて上蓋 1 3 を 2 分割、4 分割、6 分割、8 分割等に分けることで、上蓋 1 3 の設置及び取り外し作業を容易にすることができる。この時、燃料貯蔵プール 1 1 の密閉は、燃料貯蔵プール 1 1 の上部へ上蓋 1 3 を載せて、その上蓋 1 3 の荷重により金属パッキンのようなものでシールをすることで、より一層密封性が向上する。

【 0 0 3 3 】

尚、燃料を原子炉圧力容器 2 から燃料貯蔵プール 1 1 へ移送する際には、上述した上蓋 1 3 を燃料貯蔵プール 1 1 の上部から外し、クレーン等で燃料の移動作業を行えばよい。

50

【 0 0 3 4 】

このような本参考例の構成によれば、燃料貯蔵プール 1 1 から蒸気系配管 4 1 を介して凝縮器 3 2 の水室 3 4 の上部室に供給された蒸気、即ち、復水タンク 3 1 の冷却水 3 5 を使用した凝縮による蒸発潜熱を利用して、使用済み燃料 1 2 から燃料プール水 1 4 に移動した崩壊熱が、蒸気系配管 4 1 によって燃料貯蔵プール 1 1 外の凝縮器 3 2 の水室 3 4 の上部室に搬送されることになる。その後、水室 3 4 の上部室に搬送された崩壊熱、つまり蒸気は、復水タンク 3 1 内に内蔵された凝縮器 3 2 の伝熱管 3 3 の中を流れ、この伝熱管 3 3 の外にある復水タンク 3 1 内の冷却水 3 5 と熱交換して凝縮し、復水して水室 3 4 の下部室で水となり、復水系配管 4 2 から燃料貯蔵プール 1 1 へ戻るようになっている。この時、原子炉建屋 1 0 の系外にある復水タンク 3 1 内の冷却部 3 9 の冷却水 3 5 は、海水循環系 3 6 により海水側へ除熱されている。即ち、使用済み燃料 1 2 の崩壊熱が、最終的に海水を介して大気中に放出されることになる。

10

【 0 0 3 5 】

尚、原子炉建屋 1 0 外の復水タンク 3 1 の設置場所は必ずしも限定されないが、本参考例では、復水タンク 3 1 は、原子炉建屋 1 0 の外側の燃料貯蔵プール 1 1 よりも上方に設置した場合を例示してある。復水タンク 3 1 を、原子炉建屋 1 0 の外側の燃料貯蔵プール 1 1 よりも上方に設置すると、蒸気が凝縮して冷却水に復水したため、凝縮された水は、循環ポンプ無しの自然循環により、燃料貯蔵プール 1 1 内へ戻ることができる。

【 0 0 3 6 】

また、燃料貯蔵プール 1 1 と復水タンク 3 1 とを連結する蒸気系配管 4 1 内の非凝縮性ガスは、ベント配管 4 1 c の途中に設置されているベント弁 4 1 b を適宜開放して排気するか、図 5 に示す如く、開閉弁 8 を全開して真空引き配管 7 で真空引きすればよい。

20

【 0 0 3 7 】

ところで、全電源喪失によって循環水系 2 1 のポンプ 2 2 による燃料プール水 1 4 の強制循環が停止するようなことがあっても、燃料貯蔵プール 1 1 内の燃料プール水 1 4 が沸騰して水位が低下しないように、燃料貯蔵プール 1 1 内の燃料プール水 1 4 の水温が 6 0 程度まで上昇したら、復水タンク 3 1 内の凝縮器 3 2 による崩壊熱除去性能を急速に起動する必要がある。

【 0 0 3 8 】

そこで、凝縮器 3 2 内の飽和圧力 P について、

$$P = 20 \text{ kPa} \quad \dots \text{ (式 1)}$$

30

という条件を満足するようにする。

【 0 0 3 9 】

通常、凝縮器 3 2 内の飽和圧力 P が 20 kPa の場合に、作動流体は約 60 で沸騰する。この時、燃料プール水 1 4 は蒸発潜熱が大きいいため、他の冷媒を使用する場合に比べて、有効な作動媒体である。即ち、蒸気を凝縮して復水させることにより冷却能力を確保し、更に自然循環力をも利用できる。

【 0 0 4 0 】

燃料プール水 1 4 の水温を 60 で蒸気凝縮を作動させるのは、次の理由による。従来の燃料プール水は、開放のため、ほぼ大気圧であっても、飽和蒸気圧の関係から夏場には 60 ~ 70 で水面上の蒸発現象が始まる。一方、通常運転時は、冷却用循環ポンプで強制的に冷却するため、夏場でも燃料プール水 1 4 の水温は、40 ~ 50 以下に制御される。

40

【 0 0 4 1 】

以上のことから、使用済み燃料 1 2 を保管する燃料貯蔵プール 1 1 の水位が低下せず燃料を安定的に冷却するためには、燃料プール水 1 4 の水温を 40 ~ 60 にすることが望ましい。そのため、本参考例における蒸気発生による凝縮現象の上限値を 60 とする。この時の飽和圧力は、20 kPa である。

【 0 0 4 2 】

使用済み燃料 1 2 は、通常、運転中の熱出力の数%程度の崩壊熱を放出しており、燃料

50

貯蔵プール 11 の燃料プール水 14 が、その崩壊熱によって加熱されることになる。燃料プール水 14 内では、燃料プール水 14 の水温が約 60 まで上昇すると液体が蒸発し、蒸気流が発生して蒸気系配管 41 での熱輸送が始まる。そして、その蒸気流が、原子炉建屋 10 の外部に設置した復水タンク 31 内の凝縮器 32 まで供給されると、復水タンク 31 内の冷却水 35 との熱交換によって、蒸気流は、例えば 30 程度に冷却される。所謂冷却強化温度 T_c が 60 である場合、作動流体が、この冷却強化温度 T_c に到達して始めて、凝縮器 32 の熱輸送能力が発揮される熱的ダイオードとして機能する。

【0043】

尚、凝縮器 32 による冷却のスイッチング効果を発揮する上記冷却強化温度 T_c は、上記した 60 より低い適当な値に設定しても何ら問題はない。

10

【0044】

図 2 は、本参考例における燃料貯蔵プール 11 内の燃料プール水 14 の水面温度の経時変化を示したものである。

【0045】

図 2 において、時刻 $t = t_0$ で電源が喪失したと仮定する。この時点では、燃料プール水 14 の水面温度は、まだ T_w (例えば、40 程度) に維持されている。時刻 $t = t_0$ で強制冷却用のポンプ 22 が停止した場合、凝縮器 32 を省略した比較例 (破線) A では、使用済み燃料 12 の崩壊熱が燃料貯蔵プール 11 内の燃料プール水 14 へ移動し、時刻 $t = t_2$ で燃料プール水 14 の水温が、水の大気圧での飽和温度 T_b (沸点: 100) となり、燃料貯蔵プール 11 内において、燃料プール水 14 が沸騰して蒸発してしまう。

20

【0046】

それに対し、本参考例 (実線) B では、ポンプ 22 による強制循環冷却機能が低下しても、時刻 $t = t_1$ ($< t_2$) で、凝縮器 32 内の作動流体 (水) の沸騰・凝縮現象を生じさせる冷却強化温度 T_c (= 60 程度) まで燃料プール水 14 の水温が上昇すると、凝縮器 32 による冷却機能が急速に作動し始め、それ以降、燃料貯蔵プール 11 内の燃料プール水 14 の水面温度が T_c 程度に維持される。この時、燃料貯蔵プール 11 内の燃料プール水 14 では、自然対流が生じている。

【0047】

従って、燃料貯蔵プール 11 内の燃料プール水 14 の蒸発が抑制され、燃料プール水 14 の初期 (時間 $t = t_0$) の水位が維持されるため、燃料貯蔵プール 11 の十分な水位を確保できると共に、燃料プール水 14 の温度も T_c (= 約 60) 程度に維持することができる。

30

【0048】

以上のように、本参考例の原子力プラントにおける燃料貯蔵プール 11 の燃料プール水 14 は、使用済み燃料 12 の崩壊熱が、循環水系 21 を強制循環する冷却水との熱交換の他、燃料貯蔵プール 11 の外部に設置した復水タンク 31 内の凝縮器 32 による熱輸送でも冷却されるようになっている。しかも、この凝縮器 32 による熱輸送には動力が必要ない。また、作動流体の沸騰・凝縮といった相変化現象を用いているため、この流体の大きな蒸発潜熱による熱輸送能力の高さは、例えば作動流体が液体单相流の他の自然循環による放熱手段に比べても際立って良好である。

40

【0049】

そのため、万一、全電源喪失により循環水系 21 のポンプ 22 が作動不能に陥っても、復水タンク 31 内の凝縮器 32 によって、燃料プール水 14 を自然循環で静的に放熱させることができ、燃料プール水 14 の蒸発により燃料貯蔵プール 11 の水位が低下して、使用済み燃料 12 が水面から露出することを抑制することができる。

【0050】

これによって、使用済み燃料 12 の除熱を継続させることができ、燃料プール水 14 中に保管された使用済み燃料 12 の安全性及び健全性の向上を図ることができる。

【実施例 1】

【0051】

50

図3は、本発明の原子力プラントの実施例1における燃料貯蔵プールを有するBWRを示すものである。実施例1における概略構成は、参考例1と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例1に関連する構成のみの説明とする。

【0052】

図3に示す実施例1が、図1の参考例1と相違する点は、燃料貯蔵プール11と復水タンク31内の凝縮器32を連結する蒸気系配管41の間に蒸気タービン43を設置し、この蒸気タービン43に、該蒸気タービン43が駆動することにより起動され、主軸45を介して連結された給水ポンプ44等からなる蒸気駆動式燃料プール冷却ポンプを備えた点である。

【0053】

即ち、本実施例は、燃料貯蔵プール11内の崩壊熱が蒸気となって蒸気系配管41を介して蒸気タービン43を駆動し主軸45を介して給水ポンプ44を起動するものであるから、燃料貯蔵プール11内の崩壊熱が蒸気となって発生する限り、この蒸気を蒸気系配管41を介して蒸気タービン43に取り込むことができるため、蒸気タービン43と連結された給水ポンプ44は起動し続けことができ、この給水ポンプ44により、凝縮器32で凝縮されて復水し水室34の下部室に溜まった水が、復水系配管42から燃料貯蔵プール11へ供給し続けることができるので、燃料貯蔵プール11内の燃料プール水14の水位が低下することがなくなり、燃料貯蔵プール11内の冷却能力が低下することはない。また、給水ポンプ44は、蒸気タービン43により起動されるので、別途、給水ポンプ44を起動するための電源も必要としない。

【0054】

これにより、参考例1と同様な効果が得られることは勿論、参考例1に比べて、燃料貯蔵プール11と復水タンク31間の蒸気及び液の自然循環駆動能力をさらに高めることができ、長期的に安定した冷却性能を維持することができる。また、復水タンク31の設定値を自由に変えることができる。

【実施例2】

【0055】

図4は、本発明の原子力プラントの実施例2における燃料貯蔵プールを有するBWRを示すものである。実施例2における概略構成は、参考例1と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例2に関連する構成のみの説明とする。

【0056】

図4に示す実施例2が、図1の参考例1と相違する点は、燃料貯蔵プール11と復水タンク31内の凝縮器32を連結する蒸気系配管41の間に蒸気タービン43を設置し、この蒸気タービン43に、該蒸気タービン43が駆動することにより起動され、主軸45を介して連結された給水ポンプ44及び海水循環ポンプ46からなる蒸気駆動式燃料プール冷却ポンプを備えた点である。

【0057】

即ち、本実施例は、燃料貯蔵プール11内の崩壊熱が蒸気となって蒸気系配管41を介して蒸気タービン43を駆動し主軸45を介して給水ポンプ44及び海水循環ポンプ46を起動するものであるから、燃料貯蔵プール11内の崩壊熱が蒸気となって発生する限り、この蒸気を蒸気系配管41を介して蒸気タービン43に取り込むことができるため、蒸気タービン43と連結された給水ポンプ44及び海水循環ポンプ46は起動し続けことができ、この給水ポンプ44により、凝縮器32で凝縮されて復水し水室34の下部室に溜まった水が、復水系配管42から燃料貯蔵プール11へ供給し続けることができると共に、復水タンク31内の冷却水35は、海水循環ポンプ46で汲み上げられた海水によって冷却されているので、燃料貯蔵プール11内の燃料プール水14の水位が低下することがなくなり、燃料貯蔵プール11内の冷却能力が低下することはない。また、給水ポンプ44及び海水循環ポンプ46は、蒸気タービン43により起動されるので、別途、給水ポンプ44及び海水循環ポンプ46を起動するための電源も必要としない。

【0058】

10

20

30

40

50

つまり、全電源喪失時に、通常運転時の燃料プール冷却系 2 1 が停止しても、電源なしの無動力で燃料貯蔵プール 1 1 からの崩壊熱を海水中へ放熱し続ける静的冷却システムを構成している。

【0059】

これにより、参考例 1と同様な効果が得られることは勿論、参考例 1に比べて、燃料貯蔵プール 1 1 と最終的なヒートシンクである海水循環系 3 6 間の蒸気及び液の自然循環駆動能力をさらに高めることができ、長期的に安定した冷却性能を維持することができる。

【実施例 3】

【0060】

図 5 は、本発明の原子力プラントの実施例 3 における燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成を示すものである。実施例 3 における燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成は、参考例 1と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例 3に関連する構成のみの説明とする。

10

【0061】

図 5 に示す実施例 3 の燃料貯蔵プール 1 1 が参考例 1の燃料貯蔵プール 1 1 と相違する点は、参考例 1では、燃料貯蔵プール 1 1 内の使用済み燃料 1 2 が、燃料プール水 1 4 中に裸の状態では保管されるのに対し、実施例 3の燃料貯蔵プール 1 1 は、使用済み燃料 1 2 全体を覆うような収納容器 5 を備えている点である。

【0062】

この収納容器 5 は、上下ともに適切な複数の開口部 5 a を有しており、使用済み燃料 1 2 を完全に密閉してしまわずに、地震や災害時に燃料を直接的な機械的損傷から防

20

止するためのものである。

【0063】

また、実施例 3では、使用済み燃料 1 2 の収納容器 5 の下部に、使用済み燃料 1 2 が万

溶融した場合に、溶融デブリを捕獲するためのコアキャッチャ 6 を設置している。このコアキャッチャ 6 は、キャッチャサポート 6 a により燃料貯蔵プール 1 1 の下端部に固定されている。

【0064】

これにより、使用済み燃料 1 2 全体を収納容器 5 で覆っているため、燃料貯蔵プール 1 1 から使用済み燃料 1 2 が露出することがなく、収納容器 5 の開口部 5 a で燃料プール水 1 4 の上下での自然循環による冷却能力を確保することが可能となる。

30

【0065】

また、使用済み燃料 1 2 の収納容器 5 の下部に、コアキャッチャ 6 を設置しているため、万一、使用済み燃料 1 2 が溶融してもコンクリート製の燃料貯蔵プール 1 1 に落下することがなく、構造健全性が確保される。

【実施例 4】

【0066】

図 6 は、本発明の原子力プラントの実施例 4 における復水タンク 3 1 の概略構成を示すものである。実施例 4 における復水タンク 3 1 の概略構成は、参考例 1と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例 4に関連する構成のみの説明とする。

【0067】

40

図 6 に示す実施例 4 の復水タンク 3 1 が参考例 1の復水タンク 3 1 と相違する点は、参考例 1では、復水タンク 3 1 内の凝縮器 3 2 の伝熱管 3 3 は、外殻（シェル）に覆われていない裸の状態では冷却水 3 5 に接しているのに対し、実施例 4での凝縮器 3 2 は、多管式熱交換器であるのに加えて、凝縮器 3 2 の伝熱管 3 3 の外側にシェル 5 1 を設置すると共に、このシェル 5 1 の上下に、それぞれ少なくとも 1 つ以上の下部開口部 5 2、上部開口部 5 3 を備えていることである。

【0068】

これにより、参考例 1と同様な効果が得られることは勿論、復水タンク 3 1 内の冷却水 3 5 は、シェル 5 1 の下部開口部 5 2、上部開口部 5 3 を利用することで流入上昇流 5 4、流出上昇流 5 5 が流れて自然循環され、しかも、複数本の伝熱管 3 3 外の流れが加速さ

50

れて冷却能力が向上する効果を有する。

【0069】

また、本実施例では、使用済み燃料12の崩壊熱は、積極的な除熱によって放熱されるため、参考例1と比べても更に静的な冷却能力を向上させることができる。

【実施例5】

【0070】

図7は、本発明の原子力プラントの実施例5における復水タンク31の概略構成を示すものである。実施例5における復水タンク31の概略構成は、参考例1と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例5に関連する構成のみの説明とする。

【0071】

図7に示す実施例5の復水タンク31が、参考例1の復水タンク31と相違する点は、復水タンク31にオーバーフローライン56を備えた点である。

【0072】

これにより、参考例1と同様な効果が得られることは勿論、復水タンク31外から開閉弁82を全開して、異常事象発生時に給水配管81から冷却水を供給しても、オーバーフローライン56を介して一定の水位を確保することができるので、使用済み燃料12の崩壊熱を除去するために十分な冷却を続けることが可能になる。

【0073】

また、本実施例では、使用済み燃料12の崩壊熱は、積極的な除熱によって放熱されるため、参考例1と比べても更に静的な冷却能力を向上させることができる。

【実施例6】

【0074】

図8は、本発明の原子力プラントの実施例6における復水タンク31の概略構成を示すものである。実施例6における復水タンク31の概略構成は、参考例1と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例6に関連する構成のみの説明とする。

【0075】

図8に示す実施例6の復水タンク31が参考例1の復水タンク31と相違する点は、参考例1では、復水タンク31内の凝縮器32の伝熱管33は、フラットな平滑管であるのに対し、実施例6の凝縮器32は、伝熱管33の外表面に放熱用フィン57を備えている点である。

【0076】

これにより、参考例1と同様な効果が得られることは勿論、復水タンク31内の冷却水35は、伝熱管33の外表面に放熱用フィン57を備えている分放熱面積を拡大することができ、伝熱管33外部の冷却性能を向上させることができる。

【0077】

更に、伝熱管33内をコルゲート管やディンプル管のような非平滑管にすれば、凝縮液膜が剥がれ易く、管内での凝縮性能も向上する。

【0078】

また、本実施例では、使用済み燃料12の崩壊熱は、積極的な除熱によって放熱されるため、参考例1と比べても更に冷却能力を向上させることができる。

【実施例7】

【0079】

図9は、本発明の原子力プラントの実施例7における復水タンク31の概略構成を示すものである。実施例7における復水タンク31の概略構成は、参考例1と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例7に関連する構成のみの説明とする。

【0080】

図9に示す実施例7の復水タンク31が参考例1の復水タンク31と相違する点は、参考例1では、復水タンク31内の凝縮器32の伝熱管33だけ内蔵するのに対し、実施例7の凝縮器32は、伝熱管33の上部に送風する送風ファン63を備えている点である。

【0081】

10

20

30

40

50

具体的には、復水タンク 3 1 内の水が蒸発して完全に無くなり、燃料貯蔵プール 1 1 からの蒸気を凝縮させる冷却方法を、水冷式から空冷式に切り替える状態を想定している。即ち、凝縮器 3 2 の伝熱管 3 3 の冷却方式を、自然放熱式から送風ファン 6 3 による強制空気冷却方式に切り換えた例である。

【 0 0 8 2 】

本実施例では、送風ファン 6 3 は、復水タンク 3 1 の上部に設置されていて、凝縮器 3 2 の伝熱管 3 3 に対して上から下に向けて空気を強制的に供給する方式である。送風ファン 6 3 は、主軸 6 2 を介して電動機 6 1 により回転される。この場合、送風ファン 6 3 による送風方向は、上向き、下向き、横向きのいずれの場合であっても可能である。

【 0 0 8 3 】

また、本実施例では、凝縮器 3 2 の伝熱管 3 3 には放熱面積を大きくするために多数の放熱フィン 5 7 を設置しているが、送風ファン 6 3 によって放熱フィン 5 7 を強制冷却することができれば、伝熱管 3 3 の伝熱面積を小さくすることができ、放熱フィン 5 7 を小型化し、ひいては凝縮器 3 2 をコンパクトに構成することができる。

【 0 0 8 4 】

勿論、本実施例は、放熱フィン 5 7 の強制冷却機構が付加されてはいるが、参考例 1 の構成を包含しているため、送風ファン 6 3 が駆動しなくても凝縮器 3 2 そのものは機能する。

【 0 0 8 5 】

これにより、参考例 1 と同様な効果が得られることは勿論、伝熱管 3 3 外部の冷却性能を向上させることができる。

【 0 0 8 6 】

また、本実施例では、送風ファン 6 3 を駆動した場合には、使用済み燃料 1 2 の崩壊熱は、凝縮器 3 2 の放熱効率が向上し、より冷却効果が高まるため、参考例 1 と比べても更に冷却能力を向上させることができる。

【実施例 8】

【 0 0 8 7 】

図 1 0 は、本発明の原子力プラントの実施例 8 における復水タンク 3 1 と燃料貯蔵プール 1 1 の配置関係の一例を示すものである。実施例 8 における復水タンク 3 1 及び燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成は、参考例 1 と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例 8 に関連する構成のみの説明とする。

【 0 0 8 8 】

図 1 0 に示す実施例 8 が 参考例 1 と相違する点は、参考例 1 では、復水タンク 3 1 は燃料貯蔵プール 1 1 より上方に設置すれば良いが、実施例 8 では、凝縮器 3 2 を内蔵した復水タンク 3 1 を、タービン建屋 7 0 と同一の地上面 7 9 に設置されている原子炉建屋 1 0 より高い高台 7 2 へ設置させた点である。ここで、原子炉建屋 1 0 外の高台 7 2 とは、原子炉建屋 1 0 の頂部より高い高台 7 2 である。

【 0 0 8 9 】

具体的には、地震や津波対策用として、非常時にも自然冷却機能が確保されるように、原子炉建屋 1 0 の頂部より高い高台 7 2 に復水タンク 3 1 を設置したものである。

【 0 0 9 0 】

これにより、参考例 1 と同様な効果が得られることは勿論、復水タンク 3 1 が原子炉建屋 1 0 内の燃料貯蔵プール 1 1 より高い場所に設置されているので、自然の重力落下を利用できるため、燃料貯蔵プール 1 1 と復水タンク 3 1 の自然循環能力がさらに高まる。

[参考例 2]

【 0 0 9 1 】

図 1 1 は、本発明の原子力プラントの参考例 2 における復水タンク 3 1 と燃料貯蔵プール 1 1 の配置関係の一例を示すものである。参考例 2 における復水タンク 3 1 及び燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成は、参考例 1 と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、参考例 2 に関連する構成のみの説明とする。

10

20

30

40

50

【 0 0 9 2 】

図 1 1 に示す参考例 2 が参考例 1 と相違する点は、参考例 1 では、復水タンク 3 1 を原子炉建屋 1 0 の外に設置しているが、参考例 2 では、凝縮器 3 2 を内蔵した復水タンク 3 1 を原子炉建屋 1 0 の内で、かつ、燃料貯蔵プール 1 1 の上方に設置させた点である。

【 0 0 9 3 】

具体的には、地震や津波対策用として、非常時にも自然の重力落下により自然冷却機能が確保されるように、復水タンク 3 1 を原子炉建屋 1 0 の内の燃料貯蔵プール 1 1 の上方に設置したものである。

【 0 0 9 4 】

これにより、参考例 1 と同様な効果が得られることは勿論、復水タンク 3 1 を原子炉建屋 1 0 の内の燃料貯蔵プール 1 1 の上方に設置しているため、自然の自由落下を利用できるため、燃料貯蔵プール 1 1 と復水タンク 3 1 の自然循環能力がさらに高まる。

【 実施例 9 】

【 0 0 9 5 】

図 1 2 は、本発明の原子力プラントの実施例 9 における復水タンク 3 1 と燃料貯蔵プール 1 1 の配置関係の一例を示すものである。実施例 9 における燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成は、参考例 1 と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例 9 に関連する構成のみの説明とする。

【 0 0 9 6 】

図 1 2 に示す実施例 9 が参考例 1 と相違する点は、凝縮器 3 2 を内蔵した復水タンク 3 1 として、原子炉建屋 1 0 内に設置されている炉内機器保管用プール 9 0 を用い、かつ、燃料貯蔵プール 1 1 と炉内機器保管用プール 9 0 を、ほぼ水平に配置した点である。

【 0 0 9 7 】

即ち、本実施例の炉内機器保管用プール 9 0 は、上部に炉内機器（気水分離器、蒸気乾燥器等）を、下部に凝縮器 3 2 をそれぞれ設置し、これら両者を区分するための仕切り板 9 1 を、両者の間に設置している。更に、本実施例では、燃料貯蔵プール 1 1 と炉内機器保管用プール 9 0 内の凝縮器 3 2 を連結する蒸気系配管 4 1 の間に蒸気タービン 4 3 を設置し、この蒸気タービン 4 3 に、該蒸気タービン 4 3 が駆動することにより起動され、主軸 4 5 を介して連結された給水ポンプ 4 4 等からなる蒸気駆動式燃料プール冷却ポンプを備え、凝縮器 3 2 で凝縮された水は、給水ポンプ 4 4 により復水系配管 4 2 を介して燃料貯蔵プール 1 1 へ供給するようになっている。

【 0 0 9 8 】

本実施例は、地震や津波対策用として、非常時用に新たなプールやタンクを設置しないで、既設の炉内機器保管用プール 9 0 を有用したものである。

【 0 0 9 9 】

これにより、参考例 1 と同様な効果が得られることは勿論、燃料貯蔵プール 1 1 と復水タンク 3 1 の冷却能力がさらに高まる。

【 実施例 1 0 】

【 0 1 0 0 】

図 1 3 は、本発明の原子力プラントの実施例 1 0 における燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成を示すものである。実施例 1 0 における燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成は、参考例 1 と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例 1 0 に関連する構成のみの説明とする。

【 0 1 0 1 】

図 1 3 に示す実施例 1 0 が参考例 1 と相違する点は、燃料貯蔵プール 1 1 内の気相空間内の水素濃度を検出し、その水素濃度が水素可燃限界濃度を超えない範囲で、燃料貯蔵プール 1 1 内の水素ガスを大気中に放出するようにした点である。

【 0 1 0 2 】

即ち、本実施例では、燃料貯蔵プール 1 1 内の気相空間内の水素濃度を検出する水素濃度検出器 7 1 と、燃料貯蔵プール 1 1 の気相空間と原子炉建屋 1 0 の外部空間とを接続す

10

20

30

40

50

る水素排出管路 7 4 と、この水素排出管路 7 4 の流路を開閉する制御弁 7 3 とを備え、更に、燃料貯蔵プール 1 1 には、該燃料貯蔵プール 1 1 の気相空間と接続する検出口 7 2 が設けられており、この検出口 7 2 が水素濃度検出器 7 1 に接続されている。

【0103】

そして、検出口 7 2 を介して水素濃度検出器 7 1 により検出される燃料貯蔵プール 1 1 内の気相空間の水素濃度を見て、燃料貯蔵プール 1 1 内の気相空間の水素濃度が空気中の酸素と反応するための水素可燃限界の濃度以下の範囲であることを条件として、制御弁 7 3 に水素濃度検出器 7 1 から指令信号を出力することによって制御弁 7 3 を開放し、水素排出管路 7 4 を介して水素 7 5 を排出するものである。

【0104】

特に図示していないが、水素濃度検出器 7 1 の検出信号を基に制御弁 7 3 を開閉制御する制御装置を設置してもよい。

【0105】

このような本実施例によれば、参考例 1 と同様の効果が得られることは勿論、燃料貯蔵プール 1 1 内における水素燃焼の発生を抑制することができ、地震や津波対策用として、非常時にも水素爆発を防止することができる。

【実施例 1 1】

【0106】

図 1 4 は、本発明の原子力プラントの実施例 1 1 における燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成を示すものである。実施例 1 1 における燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成は、参考例 1 と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例 1 1 に関連する構成のみの説明とする。

【0107】

図 1 4 に示す実施例 1 1 が 参考例 1 と相違する点は、燃料貯蔵プール 1 1 と復水タンク 3 1 内の凝縮器 3 2 を連結する蒸気系配管 4 1 a の間に制御弁 7 3 を設置して、燃料貯蔵プール 1 1 内の圧力が制限値以上になったら制御弁 7 3 を全開放し、凝縮器 3 2 内へ蒸気を排出するようにした点である。

【0108】

即ち、本実施例では、燃料貯蔵プール 1 1 内の気相空間の圧力を検出する圧力検出器 7 6 と、燃料貯蔵プール 1 1 と原子炉建屋 1 0 の外部空間とを接続する蒸気系配管 4 1 a と、この蒸気系配管 4 1 a の流路を開閉する制御弁 7 3 とを備え、更に、燃料貯蔵プール 1 1 には、該燃料貯蔵プール 1 1 内の気相空間と接続する検出口 7 2 が設けられており、この検出口 7 2 が圧力検出器 7 6 に接続されている。

【0109】

そして、検出口 7 2 を介して圧力検出器 7 6 により検出される燃料貯蔵プール 1 1 内の気相空間の圧力を見て、燃料貯蔵プール 1 1 内の気相空間の圧力が 20 kPa 以下の範囲であることを条件として、制御弁 7 3 に圧力検出器 7 6 から指令信号を出力することによって制御弁 7 3 を開放し、蒸気系配管 4 1 a を介して蒸気を排出するものである。

【0110】

特に図示していないが、圧力検出器 7 6 の検出信号を基に制御弁 7 3 を開閉制御する制御装置を設置してもよい。

【0111】

このような本実施例によれば、参考例 1 と同様の効果が得られることは勿論、燃料貯蔵プール 1 1 内における水位低下を抑制することができる。

【実施例 1 2】

【0112】

図 1 5 は、本発明の原子力プラントの実施例 1 2 における燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成を示すものである。実施例 1 2 における燃料貯蔵プール 1 1 の概略構成は、参考例 1 と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例 1 2 に関連する構成のみの説明とする。

10

20

30

40

50

【0113】

図15に示す実施例12が参考例1と相違する点は、燃料貯蔵プール11と復水タンク31内の凝縮器32を連結する蒸気系配管41aの間に制御弁73を設置して、燃料貯蔵プール11内の温度が制限値以上になったら制御弁73を全開放し、凝縮器32内へ蒸気を排出するようにした点である。

【0114】

即ち、本実施例では、燃料貯蔵プール11内の気相空間の温度を検出する温度検出器77と、燃料貯蔵プール11と原子炉建屋10の外部空間とを接続する蒸気系配管41aと、この蒸気系配管41aの流路を開閉する制御弁73とを備え、更に、燃料貯蔵プール11には、該燃料貯蔵プール11内の気相空間と接続する検出口72が設けられており、この検出口72が温度検出器77に接続されている。

10

【0115】

そして、検出口72を介して温度検出器77により検出される燃料貯蔵プール11内の気相空間の温度を見て、燃料貯蔵プール11内の気相空間の温度が60以下の範囲であることを条件として、制御弁73に温度検出器77から指令信号を出力することによって制御弁73を開放し、蒸気系配管41aを介して蒸気を排出するものである。

【0116】

特に図示していないが、温度検出器77の検出信号を基に制御弁73を開閉制御する制御装置を設置してもよい。

【0117】

このような本実施例によれば、参考例1と同様の効果が得られることは勿論、燃料貯蔵プール11内における水位低下を抑制することができる。

20

【実施例13】

【0118】

図16は、本発明の原子力プラントの実施例13における燃料貯蔵プール11の概略構成を示すものである。実施例13における燃料貯蔵プール11の概略構成は、参考例1と略同一であり、ここでの詳細説明は省略し、実施例13に関連する構成のみの説明とする。

【0119】

図16に示す実施例13が参考例1と相違する点は、燃料貯蔵プール11と復水タンク31内の凝縮器32を連結する蒸気系配管41aの間に制御弁73を設置して、停電による全電源喪失状態の場合に、燃料貯蔵プール11の燃料プール水14を強制循環冷却するポンプ22が停止したら制御弁73を全開放、凝縮器32内へ蒸気を排出するようにした点である。

30

【0120】

即ち、本実施例では、燃料貯蔵プール11内の水位を見て全電源喪失を検出する水位検出器78と、燃料貯蔵プール11と原子炉建屋10の外部空間とを接続する蒸気系配管41aと、この蒸気系配管41aの流路を開閉する制御弁73とを備え、更に、燃料貯蔵プール11には、該燃料貯蔵プール11内の水位の下限値に接続される検出口72が設けられており、この検出口72が水位検出器78に接続されている。

40

【0121】

そして、検出口72を介して水位検出器78により検出される燃料貯蔵プール11内の水位が下限値に達しているか否かを見て、該水位検出器78の指示により必要と判断された場合に、全電源喪失状態であることを条件として、制御弁73に水位検出器78から指令信号を出力することによって制御弁73を開放し、蒸気系配管41aを介して蒸気を排出するものである。

【0122】

特に図示していないが、例えば水位下限値のような水位検出器78の指示を基に制御弁73を開閉制御する制御装置を設置してもよい。

【0123】

50

このような本実施例によれば、参考例 1と同様の効果が得られることは勿論、燃料貯蔵プール 11 内における水位低下を抑制することができる。

【0124】

以上説明した各実施例においては、BWR に本発明を適用した場合を例に挙げて説明したが、BWR に限らず、改良型沸騰水型軽水炉を含めて、核燃料一次貯蔵プールを有するプラントであれば本発明は適用可能である。例えば、加圧水型原子力プラントや高速増殖炉型原子力プラント等の他方式の原子力プラントに本発明を適用した場合においても、BWR に本発明を適用した場合と同様の効果が得られる。

【0125】

また、各実施の形態は適宜組み合わせ可能であり、本発明の技術思想を逸脱しない範囲で適宜設計変更可能である。例えば、本実施例では、燃料貯蔵プール 11 には、循環水系 21 と凝縮器 32 を備えた復水タンク 31 の両方が接続されているが、必ずしも両方燃料貯蔵プール 11 に接続されている必要はなく、凝縮器 32 を備えた復水タンク 31 が接続されていれば、本発明の目的は達成される。

【符号の説明】

【0126】

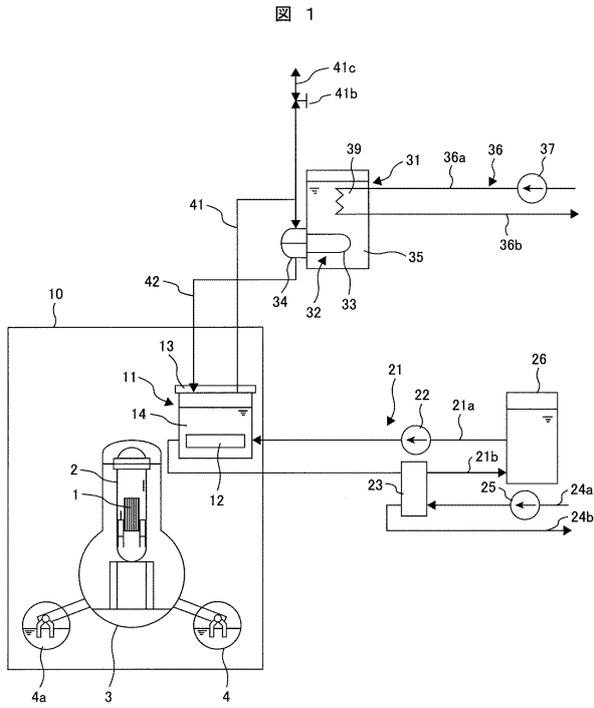
1 ... 炉心、2 ... 原子炉圧力容器、3 ... 格納容器、4 ... 圧力抑制プール、41a ... 液、5 ... 収納容器、5a ... 開口部、6 ... コアキャッチャ、6a ... キャッチャサポート、7 ... 真空引き配管、8 ... 開閉弁、10 ... 原子炉建屋、11 ... 燃料貯蔵プール、12 ... 使用済み燃料、13 ... 上蓋、14 ... 燃料プール水、21 ... 循環水系、21a ... 給水路、21b ... 排水路、22 ... ポンプ、23 ... 冷却水熱交換器、24a、24b ... 海水、25 ... 海水ポンプ、26 ... 冷却水タンク、31 ... 復水タンク、32 ... 凝縮器、33 ... 伝熱管、34 ... 水室、35 ... 冷却水、36 ... 海水循環系、36a、36b ... 海水、37 ... 海水ポンプ、39 ... 冷却部、41、41a ... 蒸気系配管、41b ... ベント用弁、41c ... ベント配管、42 ... 復水系配管、43 ... 蒸気タービン、44、46 ... 給水ポンプ、45、47 ... 主軸、51 ... シェル、52 ... 下部開口部、53 ... 上部開口部、54 ... 流入上昇流、55 ... 流出上昇流、56 ... オーバーフローライン、57 ... 放熱用フィン、61 ... 電動機、62 ... 主軸、63 ... 送風ファン、70 ... タービン建屋、71 ... 水素濃度検出器、72 ... 検出口、73 ... 制御弁、74 ... 水素排出管路、75 ... 水素排出、76 ... 圧力検出器、77 ... 温度検出器、78 ... 水位検出器、79 ... 地上面、81 ... 非常時給水配管、82 ... 開閉弁、90 ... 炉内機器保管用プール、91 ... 仕切り板。

10

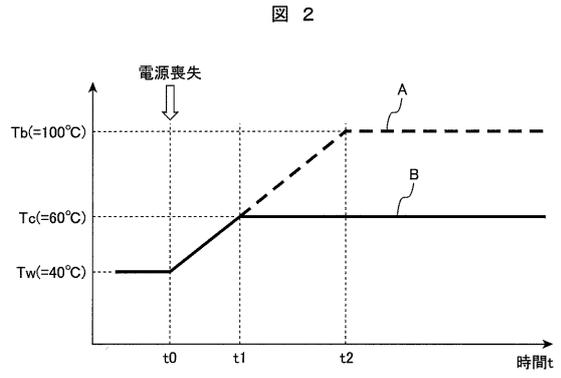
20

30

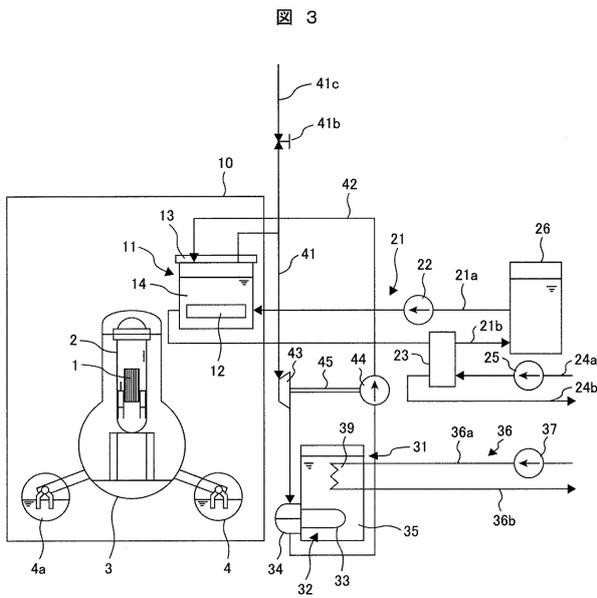
【図1】



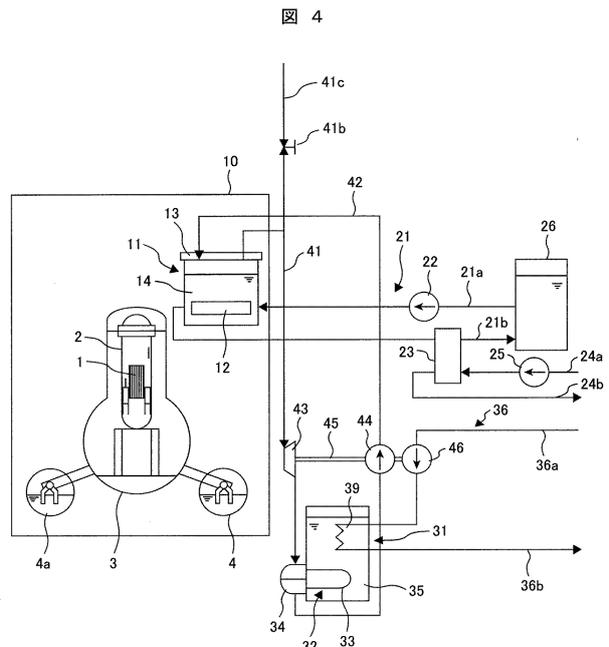
【図2】



【図3】

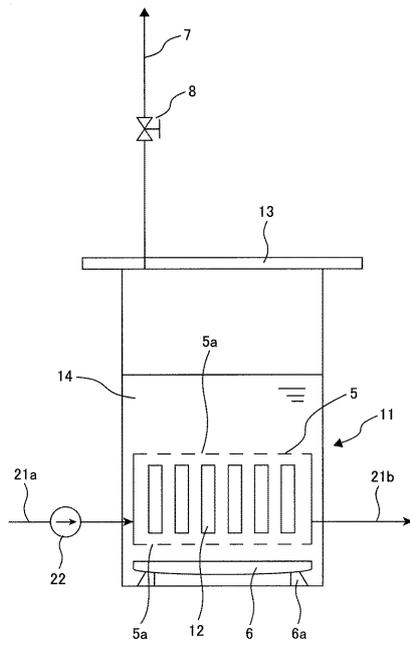


【図4】



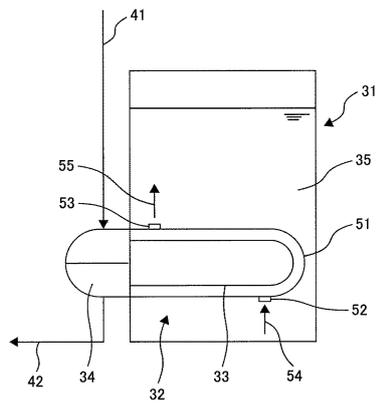
【図5】

図5



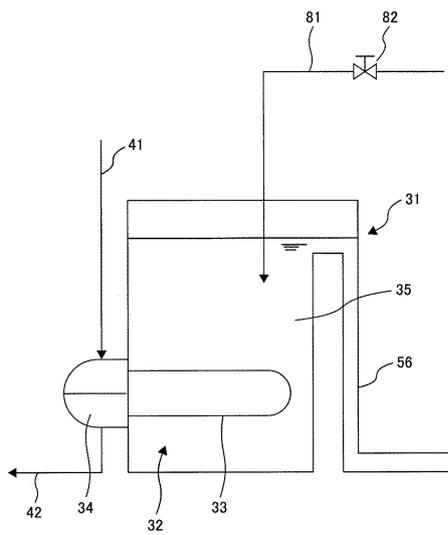
【図6】

図6



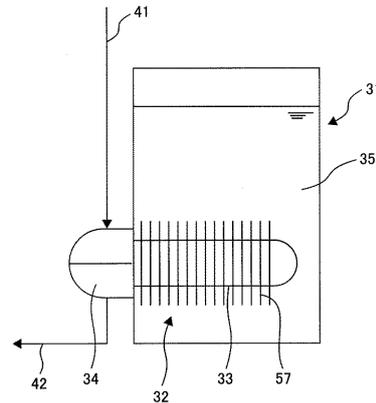
【図7】

図7



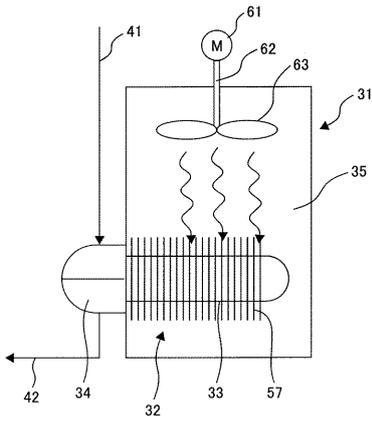
【図8】

図8



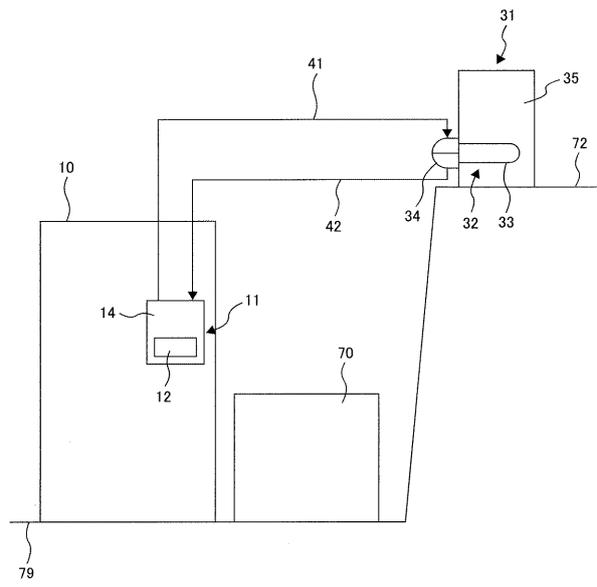
【図 9】

図 9



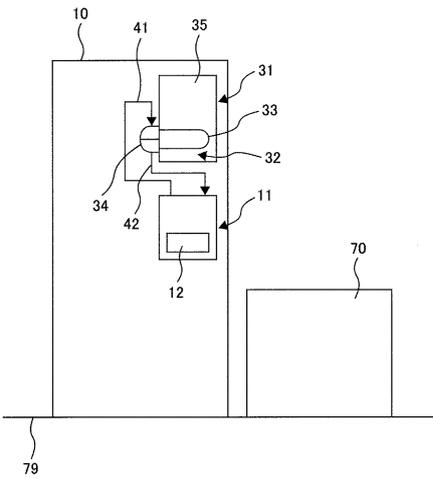
【図 10】

図 10



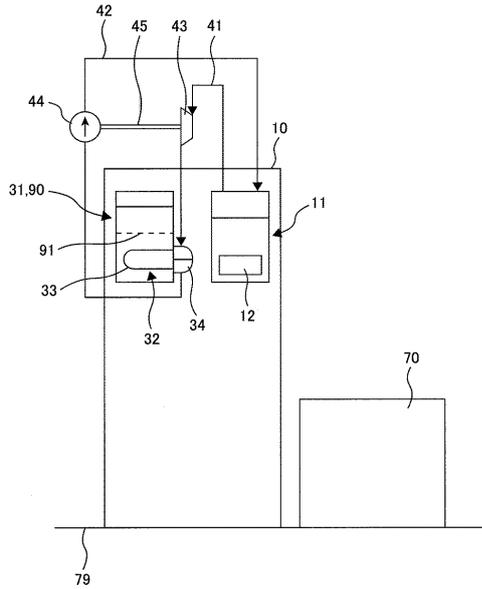
【図 11】

図 11



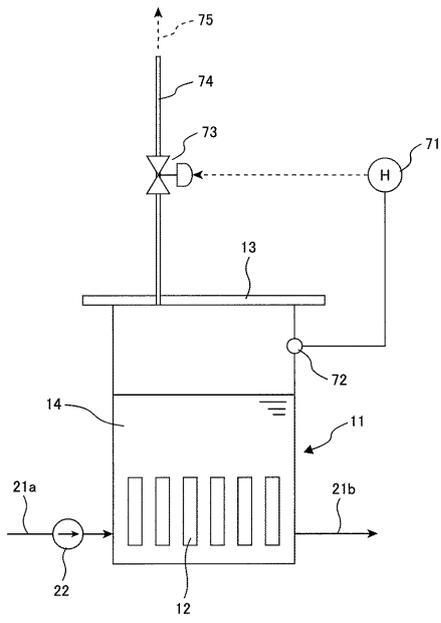
【図 12】

図 12



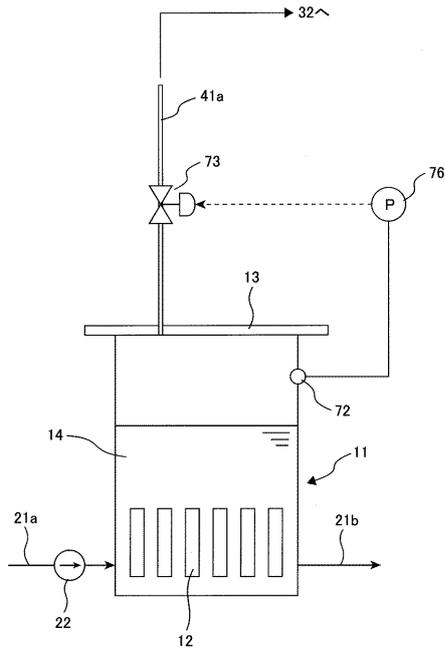
【図 13】

図 13



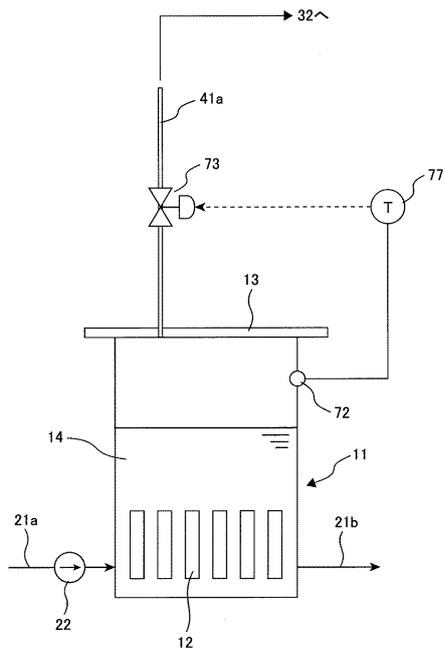
【図 14】

図 14



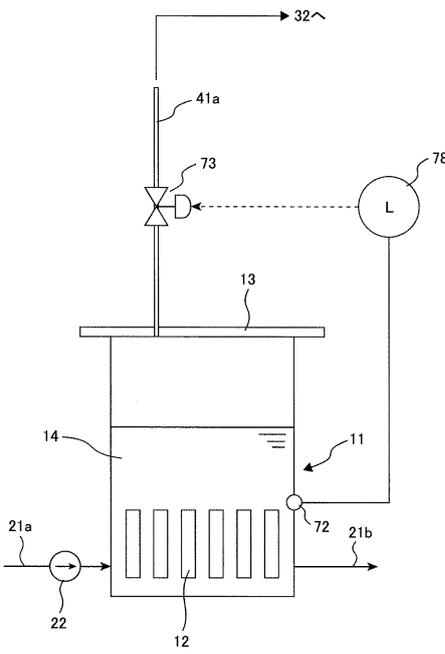
【図 15】

図 15



【図 16】

図 16



フロントページの続き

- (56)参考文献 特開昭61-041992(JP,A)
登録実用新案第3149111(JP,U)
特開2008-232880(JP,A)
特開2010-038571(JP,A)
実開平06-014771(JP,U)

(58)調査した分野(Int.Cl., DB名)

G 2 1 C	1 9 / 0 0	-	1 9 / 5 0
G 2 1 C	2 3 / 0 0		
G 2 1 D	1 / 0 0		
G 2 1 D	3 / 0 4		