

(19) 日本国特許庁(JP)

(12) 特許公報(B2)

(11) 特許番号

特許第6466704号
(P6466704)

(45) 発行日 平成31年2月6日(2019.2.6)

(24) 登録日 平成31年1月18日(2019.1.18)

(51) Int.Cl.

F 1

G 2 1 C 9/004 (2006.01) G 2 1 C 9/004

G 2 1 C 13/00 (2006.01) G 2 1 C 13/00 6 0 0

G 2 1 C 15/18 (2006.01) G 2 1 C 15/18 B

請求項の数 9 (全 25 頁)

(21) 出願番号

特願2014-245552 (P2014-245552)

(22) 出願日

平成26年12月4日 (2014.12.4)

(65) 公開番号

特開2016-109503 (P2016-109503A)

(43) 公開日

平成28年6月20日 (2016.6.20)

審査請求日

平成29年9月1日 (2017.9.1)

(73) 特許権者 507250427

日立GEニュークリア・エナジー株式会社
茨城県日立市幸町三丁目1番1号

(74) 代理人 110001829

特許業務法人開知国際特許事務所

(72) 発明者 池側 智彦

東京都千代田区丸の内一丁目6番6号
株式会社日立製作所
内

審査官 大門 清

最終頁に続く

(54) 【発明の名称】燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラント

(57) 【特許請求の範囲】

【請求項1】

複数の燃料集合体を装荷した炉心を内包する原子炉圧力容器と、前記原子炉圧力容器の下方に設けた下部ドライウェル空間と、前記原子炉圧力容器の周囲の空間かつ前記下部ドライウェル空間以外の空間であって前記下部ドライウェル空間と連通している上部ドライウェル空間と、前記下部ドライウェル空間と前記上部ドライウェル空間から構成されるドライウェル空間と、前記ドライウェル空間と気密壁で区分けされた圧力抑制室空間と、前記圧力抑制室空間内に水張りした圧力抑制プールと、前記上部ドライウェル空間と前記圧力抑制プールとを接続するベント管と、非凝縮性ガスを前記圧力抑制室空間内から前記ドライウェル空間に貫流するための真空破壊弁と、前記炉心の溶融物である溶融コリウムを冷却するために、前記下部ドライウェル空間に冷却材を注水して形成する冷却プールとを内包する原子炉格納容器を備えた燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムにおいて、

前記圧力抑制室空間内の気相部と前記下部ドライウェル空間を接続する非凝縮性ガス供給ラインと、

前記非凝縮性ガス供給ライン上に設けられ、前記圧力抑制室空間内の気相部から前記下部ドライウェル空間に窒素を供給するためのエアコンプレッサと、

前記非凝縮性ガス供給ラインの下部ドライウェル空間側開口部より上方かつ前記原子炉圧力容器より下方に設置した多孔板とを備えた

ことを特徴とする燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム。

【請求項2】

10

20

複数の燃料集合体を装荷した炉心を内包する原子炉圧力容器と、前記原子炉圧力容器下方の下部原子炉格納容器空間と、前記原子炉圧力容器の周囲の空間かつ前記下部原子炉格納容器空間以外の空間であって前記下部原子炉格納容器空間と連通している上部原子炉格納容器空間と、前記下部原子炉格納容器空間と前記上部原子炉格納容器空間から構成される原子炉格納容器空間と、前記炉心の溶融物である溶融コリウムを冷却するために、前記下部原子炉格納容器空間に冷却材を注水して形成する冷却プールとを内包する原子炉格納容器を備えた燃料／冷却材相互作用の緩和システムにおいて、

前記上部原子炉格納容器空間と前記下部原子炉格納容器空間を接続する非凝縮性ガス供給ラインと、

前記非凝縮性ガス供給ライン上に設けられ、前記上部原子炉格納容器空間から前記下部原子炉格納容器空間に窒素を供給するためのエアコンプレッサと、

前記非凝縮性ガス供給ラインの下部原子炉格納容器空間側開口部より上方かつ前記原子炉圧力容器より下方に設置した多孔板とを備えた、

ことを特徴とする燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム。

【請求項3】

請求項1または2に記載の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムにおいて、

前記非凝縮性ガス供給ラインの一部と前記エアコンプレッサとが前記原子炉格納容器の外部に配置される

ことを特徴とする燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム。

【請求項4】

複数の燃料集合体を装荷した炉心を内包する原子炉圧力容器と、前記原子炉圧力容器の下方設けた下部ドライウェル空間と、前記原子炉圧力容器の周囲の空間かつ前記下部ドライウェル空間以外の空間であって前記下部ドライウェル空間と連通している上部ドライウェル空間と、前記下部ドライウェル空間と前記上部ドライウェル空間から構成されるドライウェル空間と、前記ドライウェル空間と気密壁で区分けされた圧力抑制室空間と、前記圧力抑制室空間内に水張りした圧力抑制プールと、前記上部ドライウェル空間と前記圧力抑制プールとを接続するペント管と、非凝縮性ガスを前記圧力抑制室空間内から前記ドライウェル空間に貫流するための真空破壊弁と、前記炉心の溶融物である溶融コリウムを冷却するために、前記下部ドライウェル空間に冷却材を注水して形成する冷却プールとを内包する原子炉格納容器を備えた燃料／冷却材相互作用の緩和システムにおいて、

前記原子炉圧力容器で発生した蒸気により駆動する蒸気タービンと、

前記蒸気タービンを駆動した後の蒸気を凝縮するための復水器と、

前記原子炉圧力容器と前記蒸気タービンと前記復水器とを接続する主蒸気ラインと、

前記主蒸気ライン上であって、前記原子炉圧力容器と前記蒸気タービンとの間に設ける主蒸気隔離弁と、

前記復水器で冷却された冷却材を再加熱するための複数台の給水加熱器と、

再加熱された冷却材を前記原子炉圧力容器に注水するための給水ポンプと、

再加熱された冷却材の前記原子炉圧力容器への注水を止めるための給水止め弁と、

前記復水器と前記給水加熱器と前記給水ポンプと前記給水止め弁と前記原子炉圧力容器とを接続する給水ラインと、

前記給水ライン上の前記給水ポンプと前記給水止め弁との間の部位に一端を接続し、他端を前記下部ドライウェル空間に開口する高温水ラインと、

前記高温水ライン上に設け、前記下部ドライウェルへの注水を止めるための高温水止め弁と、

前記原子炉圧力容器内の水位を検出する第1検出手段と、前記ドライウェル空間の圧力を検出する第2検出手段と、前記復水器内の圧力を検出する第3検出手段と、前記主蒸気隔離弁の開度を検出する第4検出手段と、

前記第1検出手段乃至4検出手段が検出した検出結果を読み込み、これらの検出結果に応じて、前記給水止め弁の閉要求信号発生を判定する論理手段を有する制御装置を備えた、

10

20

30

40

50

ことを特徴とする燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム。

【請求項 5】

請求項4に記載の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムにおいて、前記高温水ラインの冷却材よりも低温の冷却材を蓄える低温水水源と、前記高温水ライン上の前記高温水止め弁より下流側の部位に一端を接続し、他端を前記低温水水源に接続する低温水ラインと、前記低温水ラインへの注水量を制御する低温水止め弁と、前記低温水水源から前記低温水ラインへ冷却材を供給する低温水ポンプとを備えた、ことを特徴とする燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム。

【請求項 6】

請求項1乃至3のいずれか1項に記載の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムにおいて、

前記原子炉圧力容器内の水位を検出する第1検出手段と、前記原子炉圧力容器内の温度を検出する第5検出手段と、

前記第1検出手段が検出した検出結果と前記第5検出手段が検出した検出結果とを読み込み、これらの検出結果に応じて、前記エアコンプレッサの起動信号発生を判定する論理手段を有する制御装置を備えた、

ことを特徴とする燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム。

【請求項 7】

請求項4に記載の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムにおいて、前記原子炉圧力容器内の水位を検出する第1検出手段と、前記原子炉圧力容器内の温度を検出する第5検出手段と、

前記第1検出手段が検出した検出結果と前記第5検出手段が検出した検出結果とを読み込み、これらの検出結果に応じて、前記給水ポンプの起動信号発生及び前記高温水止め弁の開要求信号発生を判定する論理手段を有する制御装置を備えた、

ことを特徴とする燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム。

【請求項 8】

請求項5に記載の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムにおいて、前記原子炉圧力容器内の水位を検出する第1検出手段と、前記原子炉圧力容器内の温度を検出する第5検出手段と、

前記第1検出手段が検出した検出結果と前記第5検出手段が検出した検出結果とを読み込み、これらの検出結果に応じて、前記給水ポンプの起動信号発生及び前記高温水止め弁の開要求信号発生及び前記低温水ポンプの起動信号発生及び前記低温水止め弁の開要求信号発生を判定する論理手段を有する制御装置を備えた、

ことを特徴とする燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム。

【請求項 9】

請求項1乃至8のいずれか1項に記載の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムを備えた

ことを特徴とする原子力発電プラント。

【発明の詳細な説明】

【技術分野】

【0001】

本発明は、燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントに関する。

【背景技術】

【0002】

沸騰水型原子炉もしくは加圧水型原子炉に代表される水冷却式原子炉では、原子炉圧力容器内への給水停止による冷却材の供給喪失、もしくは原子炉圧力容器に接続される配管破断による原子炉圧力容器からの冷却材流出が発生すると、スクラム信号が発生して原子炉に制御棒が挿入され、原子炉は未臨界となる。また、制御棒挿入と併行して、原子炉水

10

20

30

40

50

位低信号等により非常用炉心冷却系が自動起動し、原子炉圧力容器に冷却材を注入することで、炉心冷却を継続し、炉心溶融事故を防止することができる。

【0003】

しかし、極めて小さい可能性ではあるものの、非常用炉心冷却系の自動起動に失敗し、燃料から発生する崩壊熱によって圧力容器内の冷却材が蒸発することで、原子炉水位が低下し、炉心が水面に露出して燃料冷却が不十分となる虞がある。万一このような状況となつても、水冷却式原子炉では、代替の原子炉圧力減圧系を用いて原子炉を手動減圧した後、種々の代替注水系を手動起動することにより、燃料冷却を継続させ、燃料破損を防止することができる。以上の理由により、水冷却式軽水炉では、燃料が冷却不全に陥る可能性は極めて小さい。

10

【0004】

しかし、極めて低い確率ではあるものの、非常用炉心冷却系と手動減圧／注水の両方に失敗し、不十分な燃料冷却状態が継続する可能性は残る。燃料冷却不全状態が継続すると、燃料温度が増加し、燃料が溶融する。溶融燃料は炉内構造物を巻き込みながら原子炉圧力容器下部に落下し、溶融混合物（コリウム）を生成する。溶融混合物（コリウム）が原子炉圧力容器下部構造物を加熱することで原子炉圧力容器下部構造物が溶融破損し、コリウムは格納容器床上に落下する。

【0005】

格納容器床面は鉄筋コンクリートから構成されているため、溶融コリウムが冷却されることなくコンクリート上に留まると、高温（約2500K）の溶融コリウムによって、融点が約1500Kであるコンクリートが溶融してコリウム中に取り込まれると共に、コンクリートに含まれる二酸化炭素や水がガス（二酸化炭素と蒸気）として格納容器中に放出される。

20

【0006】

これらのガスは溶融コリウム中を浮力によって上昇する間にコリウムに含まれるジルコニアによって還元され、ガスの一部が一酸化炭素及び水素となる。このように、二酸化炭素、一酸化炭素、及び水素といった非凝縮性ガスが発生することにより、格納容器内の圧力が増加する虞がある。

【0007】

また、溶融コリウムによって加熱されて高温化した格納容器内ガスの輻射熱や、溶融コリウム自身からの輻射熱によって格納容器壁が加熱され、格納容器の強度が低下する虞がある。

30

【0008】

格納容器内圧力の増加や格納容器強度の低下を抑制するための方策の一つとして、溶融コリウムが原子炉格納容器に落下する前に原子炉格納容器に水張りを行う事前水張り対策が考えられる。事前水張り対策を行うシナリオはウェットシナリオと呼ばれる。ウェットシナリオを採用する事で、コンクリート床面に接触する前に溶融コリウムを冷却することができるため、格納容器内圧力の増加や格納容器強度の低下を抑制することができる。ウェットシナリオに用いられるものであって、安全性が高く冷却性能に優れた炉心溶融物保持装置がある（例えば、特許文献1参照）。

40

【先行技術文献】

【特許文献】

【0009】

【特許文献1】特開2014-62659号公報

【非特許文献1】バルラジ・シーガル(Bal Raj Sehgal)著、「ニュクリアセイフティ イン ライトウォーターリアクターズ(Nuclear Safety in Light Water Reactors)」、アカデミックプレス(Academic Press), 2012年1月、p. 263

【発明の概要】

【発明が解決しようとする課題】

【0010】

50

上述した炉心溶融物保持装置を用いて事前水張りを行う事で、コンクリート床面に接触する前に溶融コリウムを冷却することができる。このことにより、コンクリートの溶融侵食も非凝縮性ガス発生も起ららず、また、溶融コリウムを冷却することで輻射熱も抑制できるため、格納容器内圧力の増加や格納容器強度の低下を抑制することができる。

【0011】

しかしながら、溶融コリウム冷却時には、事前水張りした冷却材プールから発生する蒸気によって短時間に格納容器が加圧される。特に、瞬間的な加圧によっては、格納容器の健全性が低下する虞がある。このような現象は燃料／冷却材相互作用 (Fuel Coolant Interaction、以下 FCI ともいう) と呼ばれる。

【0012】

溶融コリウムが事前水張りした冷却材プール中に落下すると、溶融コリウムが冷却材プール中で粒子化して溶融コリウムの表面積が増加するため、溶融コリウムから冷却材への伝熱量が増加し、粒子化しない場合に比べると蒸気発生量が増加する。しかし、溶融コリウムが冷却材中に落下すると、まず溶融コリウム周囲の冷却材が、溶融コリウムからの伝熱によって局所的に蒸気の膜となって溶融コリウムの周囲を覆う。

【0013】

蒸気膜に覆われた状態の溶融コリウムが蒸気膜の外側にある冷却材を加熱して沸騰させるには、蒸気膜を介してエネルギーを伝達する必要があるが、一般に蒸気膜の熱伝達率が小さいことから、蒸気膜で覆われた溶融コリウムが蒸気膜の外部の冷却材を短時間で沸騰させることはできない。このため、蒸気発生による原子炉格納容器の瞬間的な加圧量は緩和される。

【0014】

一方、蒸気膜が安定して存在できない場合や蒸気膜が破れた箇所では、溶融コリウムと冷却材とが直接接触するため、蒸気膜を介する状態に比べると蒸気発生量が増加する。

【0015】

ウェットシナリオを採用する場合、以上のような現象を全て考慮した上で、瞬間的に発生する蒸気が引き起こす水中における衝撃波で原子炉格納容器が破損しないように原子炉格納容器を設計する必要がある。瞬間的に発生する蒸気の量は、溶融コリウムと冷却材の直接接触面積を低減させることで抑制できる。

【0016】

非特許文献 1 には、事前水張りした冷却材プールの水温が飽和温度である場合、蒸気膜が溶融コリウム周囲に安定して形成されることにより溶融燃料と冷却材の直接接触面積が低減することが記載されている。また、事前水張りした冷却材プール中に蒸気泡や非凝縮性ガスの気泡を混入させることで、混入気泡が溶融コリウムと冷却材の直接接触を妨げるため、瞬間的な水蒸気発生量を抑制できることも記載されている。

【0017】

本発明は上述の事柄に基づいてなされたものであって、その目的は、溶融コリウムと冷却材の直接接触面積を低減して瞬間的な水蒸気発生量を抑制することで、FCI が原子炉格納容器に与える影響を緩和できる原子炉格納容器冷却設備を提供することである。

【課題を解決するための手段】

【0018】

上記課題を解決するために、例えば特許請求の範囲に記載の構成を採用する。本願は、上記課題を解決する手段を複数含んでいるが、その一例を挙げるならば、複数の燃料集合体を装荷した炉心を内包する原子炉圧力容器と、前記原子炉圧力容器の下方に設けた下部ドライウェル空間と、前記原子炉圧力容器の周囲の空間かつ前記下部ドライウェル空間以外の空間であって前記下部ドライウェル空間と連通している上部ドライウェル空間と、前記下部ドライウェル空間と前記上部ドライウェル空間から構成されるドライウェル空間と、前記ドライウェル空間と気密壁で区分けされた圧力抑制室空間と、前記圧力抑制室空間内に水張りした圧力抑制プールと、前記上部ドライウェル空間と前記圧力抑制プールとを接続するベント管と、非凝縮性ガスを前記圧力抑制室から前記ドライウェル空間に貫流す

10

20

30

40

50

るための真空破壊弁と、前記炉心の溶融物である溶融コリウムを冷却するために、前記下部ドライウェル空間に冷却材を注水して形成する冷却プールとを内包する原子炉格納容器とを備えた燃料／冷却材相互作用の緩和システムにおいて、前記圧力抑制室空間内の気相部と前記下部ドライウェル空間を接続する非凝縮性ガス供給ラインと、前記非凝縮性ガス供給ライン上に設けられ、前記圧力抑制室空間内の気相部から前記下部ドライウェル空間に窒素を供給するためのエアコンプレッサと、前記非凝縮性ガス供給ラインの下部ドライウェル空間側開口部より上方かつ前記原子炉圧力容器より下方に設置した多孔板とを備えたことを特徴とする。

【発明の効果】

【0019】

10

本発明によれば、コンクリート床面に接触する前に溶融コリウムを冷却できるウェットシナリオを採用しつつ、溶融コリウムと冷却材の直接接触面積を低減して瞬間的な水蒸気発生量を抑制する機能を提供するので、燃料／冷却材相互作用（FCI）が原子炉格納容器に与える影響を緩和することができる。これにより、原子炉格納容器内でFCIによって瞬間的に発生する蒸気量を抑制することができ、格納容器設計余裕が増加する。この結果、より安全性の高い原子力発電プラントを実現することができる。

【図面の簡単な説明】

【0020】

【図1】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第1の実施の形態の構成の一例を示すシステム系統図である。

20

【図2】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第1の実施の形態の構成の他の例を示すシステム系統図である。

【図3】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第2の実施の形態の構成の一例を示すシステム系統図である。

【図4】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第2の実施の形態の構成の他の例を示すシステム系統図である。

【図5】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第3の実施の形態の構成の一例を示すシステム系統図である。

【図6】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第4の実施の形態の構成の一例を示すシステム系統図である。

30

【図7】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態の構成の一例を示すシステム系統図である。

【図8】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態を構成する給水ライン止め弁制御装置を示す制御ブロック図である。

【図9】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態を構成する窒素注入弁制御装置を示す制御ブロック図である。

【図10】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態を構成する温水注水制御装置を示す制御ブロック図である。

40

【図11】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態の構成の他の例を示すシステム系統図である。

【図12】本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態を構成する高温水注水制御装置を示す制御ブロック図である。

【発明を実施するための形態】

【0021】

以下、本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの実施の形態を図面を用いて説明する。

50

【実施例 1】

【0022】

図1は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第1の実施の形態の構成の一例を示すシステム系統図である。

【0023】

本実施の形態における燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムは沸騰水型原子力発電プラントに適用される。沸騰水型原子力発電プラントは、原子炉圧力容器7と炉心8と原子炉格納容器10と蒸気タービン51と燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムとを備えている。

【0024】

複数の燃料集合体（図示せず）が装荷された炉心8が原子炉圧力容器7内に配置される。原子炉圧力容器7には、主蒸気ライン52や給水ライン23が接続されている。

【0025】

原子炉格納容器10の中央部には、ペデスタル（原子炉本体基礎）16が配置されている。ペデスタル16は、原子炉圧力容器7の外側に設けられた原子炉圧力容器支持スカートを介して原子炉圧力容器7を支持している。

【0026】

原子炉格納容器10は、気密壁であるダイヤフラムフロア15とペデスタル16により上部ドライウェル11、下部ドライウェル12、及び冷却材を充填した圧力抑制プール14と圧力抑制室空間部13から構成される圧力抑制室に区分けされている。原子炉格納容器10の内部は、万一の水素爆発発生に対する備えとして、空気を窒素に置換することで酸素を排除している。

【0027】

下部ドライウェル12は原子炉圧力容器7の真下の領域で、円環状の圧力抑制室に取り囲まれ、原子炉圧力容器支持スカート20によって、上部ドライウェル11と区分されている。

【0028】

ペデスタル16の壁内には、垂直ベント管17が設置されている。垂直ベント管17は、その一端が上部ドライウェル11に開放され、その他端が圧力抑制プール14の冷却水中で水平ベント管18に接続される。水平ベント管18は圧力抑制プール14に開口している。垂直ベント管17には一端が下部ドライウェル12に開放した連通管19の他端が接続されている。下部ドライウェル12と上部ドライウェル11とは、連通管19によって空間的に接続されている。また、ペデスタル16の上方には、圧力抑制室空間部13で生じた非凝縮性ガスを下部ドライウェル12に貫流させるための格納容器真空破壊装置22が設置されている。

【0029】

炉心8で発生した蒸気は、原子炉圧力容器7に接続された主蒸気ライン52を介して蒸気タービン51に導かれ、蒸気タービン51を駆動する。蒸気タービン51を駆動した後の蒸気は主復水器28で凝縮され冷却水に戻る。冷却水は復水ポンプ27により主復水器28から第1給水加熱器26Aに導かれ加熱される。第1給水加熱器26Aで加熱された冷却水は給水ポンプ25で加圧されて第2給水加熱器26Bで加熱された後、給水ライン23を介して原子炉圧力容器7に戻される。

【0030】

給水ポンプ25の出口と第2給水加熱器26Bの入口を接続する配管には、給水ライン止め弁24が設置されている。また、主蒸気ライン52上には、万一の事故時に備えて、放射性物質を原子炉格納容器10内に閉じ込めるための主蒸気隔離弁53が設置されている。主蒸気隔離弁53は原子炉格納容器10の内部及び外部の2カ所に設置される。原子炉を停止する際に主復水器28の真空を破壊する目的から、主復水器28には復水器真空破壊装置29が設置されている。

【0031】

10

20

30

40

50

燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システムは、圧力抑制室空間部 13 と下部ドライウェル 12 とを原子炉格納容器 10 の外部を経由して接続する非凝縮性ガス供給ライン 1 と、原子炉格納容器 10 の外側の非凝縮性ガス供給ライン 1 上に設けられ、窒素を圧力抑制室空間部 13 から下部ドライウェル 12 に導くためのエアコンプレッサ 2 と、圧力抑制室空間部 13 から原子炉格納容器 10 の外部に貫出した非凝縮性ガス供給ライン 1 上であって、原子炉格納容器 10 の内部側と外部側にそれぞれ設けた非凝縮性ガス供給ライン上流側隔離弁 4 と、原子炉格納容器 10 の外部から下部ドライウェル 12 に貫入した非凝縮性ガス供給ライン 1 上であって、原子炉格納容器 10 の内部側と外部側にそれぞれ設けた非凝縮性ガス供給ライン下流側隔離弁 5 と、非凝縮性ガス供給ライン 1 の下部ドライウェル 12 側の開口部である非凝縮性ガス供給ライン下流側開口部 54 の上部に設置した多孔板 3 とを備えている。10

【 0 0 3 2 】

非凝縮性ガス供給ライン上流側隔離弁 4 は常時開とし、非凝縮性ガス供給ライン 1 からの放射性物質のリーク等の異常事態を検出した場合に限り緊急閉するように設計する。非凝縮性ガス供給ライン下流側隔離弁 5 は、窒素注入方向への流れを阻害せず、かつ原子炉格納容器 10 から外部への放射性物質の放出を防止できるように逆止弁で構成している。また、非凝縮性ガス供給ライン下流側開口部 54 は下部ドライウェル 12 の床面近傍に設置し、多孔板 3 は非凝縮性ガス供給ライン下流側開口部 54 近傍の上方に設置する。通常運転時にはエアコンプレッサ 2 は停止している。20

【 0 0 3 3 】

次に、主蒸気ライン 1 本の大破断（大破断 L O C A ）を想定した場合を一例として、本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システムおよび原子力発電プラントの第 1 の実施の形態の動作を説明する。20

【 0 0 3 4 】

図 1において、複数本ある主蒸気ライン 52 の一本が破断すると、原子炉圧力容器 7 で発生した蒸気が破断口 21 から原子炉格納容器 10 内に流出し、原子炉圧力容器 7 内の水位 9 及び圧力が低下する。主蒸気隔離弁 53 は、主蒸気管流量大の信号によって全閉し、主蒸気隔離弁閉信号によってスクラム信号が発生し、全ての制御棒が炉心 8 に挿入されることで原子炉は停止する。スクラムにより原子炉が停止した後も、定格熱出力の数 % 以下と小さく、かつ時間と共に指數関数的に減少するものの、炉心 8 内に存在する核分裂生成物（F P ）の原子核崩壊に伴って発生する崩壊熱により蒸気が発生し続けるため、原子炉圧力容器 7 内の冷却材は減少し続ける。このため、原子炉圧力容器 7 内の水位 9 を維持することで炉心 8 を継続的に冷却する必要がある。30

【 0 0 3 5 】

まず、原子炉格納容器 10 内に放出された発生蒸気の凝縮について説明する。破断口 21 から上部ドライウェル 11 に蒸気が流出することで上部ドライウェル 11 の圧力が増加し、垂直ベント管 17 内の水位を押し下げる。水平ベント管 18 のベント管蒸気流出口より低い位置まで垂直ベント管 17 内水位が押し下げられることで、上部ドライウェル 11 から圧力抑制プール 14 に窒素及び蒸気が流入する。圧力抑制プール 14 に流入した窒素は圧力抑制室空間部 13 に蓄積して原子炉圧力容器 7 の圧力を上昇させるが、上部ドライウェル 11 の体積と圧力抑制室空間部 13 の体積の割合を適切な範囲に設計することで圧力上昇幅が一定以下となるように調整している。一方、圧力抑制プール 14 に流入した蒸気は圧力抑制プール 14 の未飽和水によって凝縮されて水に戻されるため、発生蒸気による原子炉格納容器 10 の圧力上昇を抑制できる。40

【 0 0 3 6 】

次に原子炉圧力容器 7 内の水位 9 の維持について説明する。大 L O C A が発生しても、外部電源もしくは非常用電源を利用できる場合には、非常時炉心冷却系（E C C S ）の主要設備の一つである残留熱除去系（R H R ）を用いて、原子炉圧力容器 7 への注水（L P F L ）、原子炉格納容器 10 へのスプレイ注水、及び圧力抑制プール 14 の冷却を行う事ができる。原子炉圧力容器 7 への注水によって水位 9 を炉心 8 より上方に維持することで50

、炉心 8 を継続的に安定冷却しつつ、原子炉格納容器 10 から除熱することで、大 L O C A を安全に収束させることができる。

【 0 0 3 7 】

しかし、深層防護の思想として、設計基準事故を超える事故として、何らかの理由によつて E C C S の機能喪失発生を想定した場合には、上述した L P F L による原子炉圧力容器 7 への注水機能が使用できないため、原子炉圧力容器 7 内の水位 9 が徐々に低下する虞がある。しかし、万一、このような状況に陥ったとしても、消火系や復水補給水系等の他の恒設設備や、安全系の多様化を目的として設置が検討されている防災棟に設置される注水設備、もしくは可搬式の消防車等からの注水によって、原子炉圧力容器 7 内の水位 9 を炉心 8 より上方に維持することができる。

10

【 0 0 3 8 】

炉心 8 の燃料から放出される崩壊熱によって発生する蒸気は、破断口 21、上部ドライウェル 11、垂直ベント管 17 及び水平ベント管 18 を経て圧力抑制プール 14 に導かれ、プール水によって凝縮される。可搬式の熱交換設備により圧力抑制プール 14 を除熱することができるが、万一、可搬式熱交換設備が使用出来ない場合は、最終手段として、圧力抑制室空間部 13 内の非凝縮性ガス及び水蒸気を、格納容器ベントライン（図示せず）及び排気塔を介して外部に放出することで原子炉格納容器 10 内のエネルギーを外部に放出して除熱する。

【 0 0 3 9 】

沸騰水型原子炉では、原子炉圧力容器 7、上部ドライウェル 11、及び下部ドライウェル 12 内に放出された放射能を含むガスは、主蒸気逃しライン（図示せず）、もしくは垂直ベント管 17 及び水平ベント管 18 を介し、圧力抑制プール 14 内を経由して圧力抑制室空間部 13 に至る。そのため、格納容器内ガスに含まれる水溶性の放射能の大部分は圧力抑制プール 14 水に保持され、圧力抑制室空間部 13 内の放射能レベルは小さくなり、格納容器ベント時の環境への影響を抑制できる。

20

【 0 0 4 0 】

以上の様に、大 L O C A のような厳しい事故が発生したとしても、E C C S や防災棟設備を用いることで、原子炉圧力容器 7 内の水位 9 を炉心 8 より上方に維持する事が可能であり、炉心 8 の溶融破損を防止することができる。

【 0 0 4 1 】

しかし、極めて低い発生確率ではあるものの、上記の対策が全て使用できず、原子炉圧力容器 7 内の水位 9 を維持する事ができなくなる虞がある。水位 9 の低下によって炉心 8 が冷却不全状況となった場合、上述したように、溶融炉心と炉内構造物の混合溶融物（コリウム）が原子炉圧力容器 7 の下部ヘッドを溶融貫通し、下部ドライウェル 12 に落下する。下部ヘッドが溶融破損する前に、下部ドライウェル 12 内に水張りを行う事前水張り対策を実施しておくことで、コリウムによるコンクリート侵食に伴う水素、一酸化炭素、二酸化炭素ガスの発生量を抑制できる。しかし、事前水張りを行う事で、原子炉圧力容器 7 から落下する高温のコリウムが事前水張りプールの冷却材と接触して水蒸気が短時間に急激に発生する現象である燃料 / 冷却材相互作用（F C I）が発生する。原子炉格納容器 10 は F C I によって発生する動荷重に耐えるように設計する必要がある。

30

【 0 0 4 2 】

上記のような、F C I による水蒸気発生が予期される事故に対して、本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 1 の実施の形態は以下のように動作する。

【 0 0 4 3 】

大 L O C A が発生して破断口 21 から原子炉格納容器 10 内に蒸気が放出されると、上部ドライウェル 11 及び下部ドライウェル 12 に存在する窒素は垂直ベント管 17 及び水平ベント管 18 を介して圧力抑制室空間部 13 に移行する。大 L O C A 状態が継続する、上部ドライウェル 11 及び下部ドライウェル 12 の窒素はほぼ全量圧力抑制室空間部 13 に移行し、上部ドライウェル 11 及び下部ドライウェル 12 は破断口 21 から放出され

40

50

る蒸気で満たされる。一方、万一、原子炉圧力容器 7 への注水が全て失敗すると、原子炉の水位 9 は低下し続け、炉心 8 が除熱不足となって溶融破損に至る。

【 0 0 4 4 】

溶融破損した炉心及び炉内構造物の混合物（コリウム）は、燃料下部支持板の隙間等から原子炉圧力容器 7 の下部ヘッドに落下する。下部ヘッド内への注水もできない場合、下部ヘッドに落下したコリウムは、下部ヘッド内の冷却材が枯渇すると下部ヘッドをも溶融貫通して下部ドライウェル 1 2 に落下する。

【 0 0 4 5 】

本実施の形態においては、溶融コリウムが落下する前に、防災棟等の多重化・多様化された防災設備からの注水によって、下部ドライウェル 1 2 への事前水張りを行うと同時に、防災棟電源によってエアコンプレッサ 2 を起動して圧力抑制室空間部 1 3 内の窒素を下部ドライウェル 1 2 下部に供給する。

10

【 0 0 4 6 】

下部ドライウェル 1 2 に供給された窒素は多孔板 3 を介して気泡（ボイド）となり、事前水張りプール中を浮力によって上昇する。エアコンプレッサ 2 による窒素供給を連続的に行うことで事前水張りプール中の気泡体積割合（ボイド率）が増加する。事前水張りプール中のボイド率を増加させることで、溶融コリウムと冷却材の直接接触を妨げる気泡が増加するので瞬間的な水蒸気発生量を抑制することができる。加えて、気泡（ボイド）の圧縮／膨張によって衝撃波の伝播速度が抑制され、発生する衝撃波ピークをなまらせることができるため、水中で生成する衝撃波も緩和することができる。このことにより、原子炉格納容器 1 0 内で F C I によって瞬間的に発生する蒸気量を抑制することができ、格納容器設計余裕が増加する。この結果、より安全性の高い原子力発電プラントを実現することができる。

20

【 0 0 4 7 】

上述した本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 1 の実施の形態によれば、コンクリート床面に接触する前に溶融コリウムを冷却できるウェットシナリオを採用しつつ、溶融コリウムと冷却材の直接接触面積を低減して瞬間的な水蒸気発生量を抑制する機能を提供するので、燃料／冷却材相互作用（F C I）が原子炉格納容器 1 0 に与える影響を緩和することができる。これにより、原子炉格納容器 1 0 内で F C I によって瞬間的に発生する蒸気量を抑制することができ、格納容器設計余裕が増加する。この結果、より安全性の高い原子力発電プラントを実現することができる。

30

【 0 0 4 8 】

また、上述した本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 1 の実施の形態によれば、非凝縮性ガス供給ライン 1 、エアコンプレッサ 2 、多孔板 3 による単純なシステム構成により、溶融コリウムと冷却材の直接接触を妨げる気泡が増加するので瞬間的な水蒸気発生量を抑制することができる。これにより F C I 発生時に原子炉格納容器 1 0 にかかる動荷重を低減することができるため、格納容器設計余裕が増加し、より安全性の高い原子力発電プラントを提供できる。

40

【 0 0 4 9 】

なお、本実施の形態においては、万一の遠隔起動失敗に備えてエアコンプレッサ 2 を原子炉格納容器 1 0 の外部に設置して手動起動できる構成を例に説明したが、これに限るものではない。例えば、図 2 に示すように、エアコンプレッサ 2 を圧力抑制室空間部 1 3 に設置することも可能である。ここで、図 2 は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 1 の実施の形態の構成の他の例を示すシステム系統図である。

【 0 0 5 0 】

このような構成とする場合、起動失敗を防ぐためにエアコンプレッサ 2 の信頼性を向上させる必要があるものの、原子炉格納容器 1 0 からの放射性物質放出を防ぐために設置する非凝縮性ガス供給ライン上流側隔離弁 4 と非凝縮性ガス供給ライン下流側隔離弁 5 の設

50

置が不要となり、設備構成をより単純化できるというメリットがある。

【実施例 2】

【0051】

以下、本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第2の実施の形態を図面を用いて説明する。図3は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第2の実施の形態の構成の一例を示すシステム系統図である。図3において、図1及び2に示す符号と同符号のものは同一部分であるので、その詳細な説明は省略する。

【0052】

本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第2の実施の形態において、燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムの構成は図3に示すように、大略第1の実施の形態と同じであるが、非凝縮性ガス供給ライン1とエアコンプレッサ2と多孔板3と非凝縮性ガス供給ライン上流側隔離弁4と非凝縮性ガス供給ライン下流側隔離弁5とを省略し、これらに替えて、再加熱された冷却材を原子炉圧力容器7に注水するための給水ポンプ25と給水ライン止め弁24とを接続する配管の部位に一端を接続し、他端を下部ドライウェル12で開口する高温水ライン31を設けた点と、この高温水ライン31の上流側に高温水ライン止め弁32を設け、高温水ライン31上であって、原子炉格納容器10の外部側と内部側にそれぞれ高温水ライン隔離弁33を設けた点が異なる。

【0053】

次に、設計基準事故を超える事故として、主蒸気ライン1本の大破断（大LOCA）、かつECCS及び代替炉心注水に失敗したケースを想定した場合の本実施の形態の動作について説明する。なお、原子炉格納容器10の機能、ECCS及び代替注水系の機能喪失時の大LOCA時の事象推移は第1の実施の形態と同じであるため、説明を省略し、高温水ラインを追設した本実施の形態の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムの動作について主に説明する。

【0054】

第1の実施の形態にて詳述したように、原子炉圧力容器7内の水位9を維持する事ができなくなると、水位9の低下によって炉心8が冷却不全状況となり、溶融炉心と炉内構造物の混合溶融物（コリウム）が原子炉圧力容器7の下部ヘッドを溶融貫通し、下部ドライウェル12に落下する。下部ヘッドが溶融破損する前に、下部ドライウェル12内に水張りを行う事前水張り対策を実施しておくことで、コリウムによるコンクリート侵食に伴う水素、一酸化炭素、二酸化炭素ガスの発生量を抑制できる。しかし、事前水張りを行う事で、原子炉圧力容器7から落下する高温のコリウムが事前水張りプールの冷却材と接触して水蒸気が短時間に急激に発生する現象である燃料／冷却材相互作用（FCI）が発生する。原子炉格納容器10はFCIによって発生する動荷重に耐えるように設計する必要がある。

【0055】

上記のような、FCIによる水蒸気発生が予期される事故に対して、本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第2の実施の形態は以下のように動作する。

【0056】

大LOCAが発生して破断口21から原子炉格納容器10内に蒸気が放出されると、上部ドライウェル11及び下部ドライウェル12に存在する窒素は垂直ベント管17及び水平ベント管18を介して圧力抑制室空間部に移行する。大LOCA状態が継続すると、上部ドライウェル11及び下部ドライウェル12の窒素はほぼ全量圧力抑制室空間部13に移行し、上部ドライウェル11及び下部ドライウェル12は破断口21から放出される蒸気で満たされる。

【0057】

一方、万一、原子炉圧力容器7への注水が全て失敗すると、原子炉の水位9は低下し続

10

20

30

40

50

け、炉心 8 が除熱不足となって溶融破損に至る。溶融破損した炉心及び炉内構造物の混合物（コリウム）は、燃料下部支持板の隙間等から原子炉圧力容器 7 の下部ヘッドに落下する。

【 0 0 5 8 】

下部ヘッド内への注水も出来ない場合、下部ヘッドに落下したコリウムは、下部ヘッド内の冷却材が枯渇すると下部ヘッドをも溶融貫通して下部ドライウェル 1 2 に落下するが、溶融コリウムが落下する前に、防災棟等の多重化・多様化された防災設備からの注水によって、下部ドライウェル 1 2 への事前水張りを行う。第 1 の実施の形態においては、事前水張りに用いる冷却材を防災棟から供給したが、防災棟水源の水温は常温である。これに対して、本実施の形態では、給水ライン止め弁 2 4 を閉止し、給水ポンプ 2 5 を起動して高温水ライン止め弁 3 2 を開操作することで、事前水張りに用いる冷却材を、高温水ライン 3 1 を介して、給水ライン 2 3 から供給する。

10

【 0 0 5 9 】

なお、主復水器 2 8 内の圧力が低い場合、即ち主復水器 2 8 の真空度が高い場合は、下部ドライウェル 1 2 から主復水器 2 8 側への逆流が生じる可能性があるため、高温水ライン止め弁 3 2 を開く前に既存設備である主復水器 2 8 の復水器真空破壊装置 2 9 を開いて大気開放を行い、主復水器 2 8 の真空度を事前に下げておく。

【 0 0 6 0 】

給水ライン 2 3 上の冷却材温度は、給水ライン 2 3 の位置によって異なるが、一般的には 3 0 ~ 2 1 0 程度の値を取る。本実施の形態で示した給水ポンプ 2 5 の下流側では約 1 5 0 程度の高温水であり、高温水ライン 3 1 を介して給水ライン 2 3 上の高温水を下部ドライウェル 1 2 に注水すると、注水の一部は減圧沸騰して気化するが、大部分は原子炉格納容器 1 0 の飽和温度の冷却材となって下部ドライウェル 1 2 に蓄積する。上述したように、事前水張りプール水温を飽和温度まで増加させることができれば、溶融コリウム周囲に形成された蒸気膜の未飽和温度の冷水による凝縮を防止することができるため、蒸気膜を安定化させることができる。

20

【 0 0 6 1 】

安定した蒸気膜に覆われた状態の溶融コリウムが蒸気膜の外側にある冷却材を加熱して沸騰させるには、蒸気膜を介してエネルギーを伝達する必要があるが、一般に蒸気膜の熱伝達率が小さいことから、蒸気膜で覆われた溶融コリウムが蒸気膜の外部の冷却材を短時間で沸騰させることはできない。このため、蒸気発生による原子炉格納容器 1 0 の瞬間的な加圧量を大きく緩和することができるので、F C I が原子炉格納容器 1 0 に与える影響を緩和することができる。このことにより、原子炉格納容器 1 0 内で F C I によって瞬間的に発生する蒸気量を抑制することができ、格納容器設計余裕が増加する。この結果、より安全性の高い原子力発電プラントを実現することができる。

30

【 0 0 6 2 】

上述した本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 2 の実施の形態によれば、上述した第 1 の実施の形態と同様の効果を得ることができる。

【 0 0 6 3 】

40

また、上述した本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 2 の実施の形態によれば、給水ライン止め弁 2 4 、高温水ライン 3 1 、高温水ライン止め弁 3 2 などを備えた単純なシステム構成を追加することにより、既存の給水ライン 2 3 内の高温水を有効活用することが可能となる。高温水を活用することで、溶融コリウムと冷却材の間に安定した蒸気膜が形成されることで溶融コリウムから冷却材への伝熱が阻害され、瞬間的な水蒸気発生量を抑制することができる。このことにより、F C I 発生時に原子炉格納容器 1 0 にかかる動荷重を低減することができ、格納容器設計余裕が増加する。この結果、より安全性の高い原子力発電プラントを提供できる。

【 0 0 6 4 】

なお、本実施の形態においては、高温水ライン 3 1 のみを追加する最小構成を例に説明

50

したが、これに限るものではない。例えば、図4に示すように、高温水ライン止め弁32とその下流側の高温水ライン隔離弁33との間の高温水ライン31に一端側を接続し、他端側に低温水タンクもしくは低温水プール38を接続する低温水ライン35と、低温水ライン35の注水量を制御するための低温水ライン止め弁37と、低温水タンクもしくは低温水プール38から低温水ライン35へ冷却材を供給する低温水ポンプ36とを更に追加する構成としても良い。ここで、図4は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第2の実施の形態の構成の他の例を示すシステム系統図である。

【0065】

低温水タンクもしくは低温水プール38には常温の冷却材が蓄えられており、水源としては、防災棟プール、復水貯蔵タンク、ろ過水タンク等が考えられる。上述したように、高温水ライン31のみから下部ドライウェル12に高温水を供給する場合、大部分は原子炉格納容器10の飽和温度の冷却材となって下部ドライウェル12に蓄積するものの、一部は減圧沸騰により蒸気となってしまい、事前水張りプール形成に寄与しない。これに対して、図4のように低温水ライン35を追設すると、約150の高温水に常温の低温水を混合させることができるために、減圧沸騰による蒸気発生を抑制することが可能となる。このことにより、高温水ライン31上の高温水による水張りを効率良く行う事ができる。また、原子炉格納容器10外の給水配管破断のような、何らかのトラブルによって給水ライン上の冷却材が喪失した場合でも、低温水ライン35から下部ドライウェル12への給水が可能となり、事前水張りの信頼性が向上する。

10

20

【実施例3】

【0066】

以下、本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第3の実施の形態を図面を用いて説明する。図5は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第3の実施の形態の構成の一例を示すシステム系統図である。図5において、図1乃至4に示す符号と同符号のものは同一部分であるので、その詳細な説明は省略する。

【0067】

本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第3の実施の形態において、燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムの構成は図4に示すように、第1の実施の形態における非凝縮性ガス供給ライン1と、第2の実施の形態の高温水ライン31と低温水ライン35と、これらの構成要素を全て設けたものである。その他の構成要素は第1の実施の形態と同じである。

30

【0068】

次に、設計基準事故を超える事故として、主蒸気ライン1の大破断（大LOCA）、かつECCS及び代替炉心注水に失敗したケースを想定した場合の本実施の形態の動作について説明する。なお、原子炉格納容器10の機能、ECCS及び代替注水系の機能喪失時の大LOCA時の事象推移は第1の実施の形態と同じであるため、説明を省略し、高温水ラインを追設した本実施の形態の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムの動作について主に説明する。

40

【0069】

第1の実施の形態にて詳述したように、原子炉圧力容器7内の水位9を維持する事ができなくなると、水位9の低下によって炉心8が冷却不全状況となり、溶融炉心と炉内構造物の混合溶融物（コリウム）が原子炉圧力容器7の下部ヘッドを溶融貫通し、下部ドライウェル12に落下する。下部ヘッドが溶融破損する前に、下部ドライウェル12内に水張りを行う事前水張り対策を実施しておくことで、コリウムによるコンクリート侵食に伴う水素、一酸化炭素、二酸化炭素ガスの発生量を抑制できる。しかし、事前水張りを行う事で、原子炉圧力容器7から落下する高温のコリウムが事前水張りプールの冷却材と接觸して水蒸気が短時間に急激に発生する現象である燃料／冷却材相互作用（FCI）が発生する。原子炉格納容器10はFCIによって発生する動荷重に耐えるように設計する必要が

50

ある。

【0070】

上記のような、F C Iによる水蒸気発生が予期される事故に対して、本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第3の実施の形態は以下のように動作する。

【0071】

大LOCAが発生して破断口21から原子炉格納容器10内に蒸気が放出されると、上部ドライウェル11及び下部ドライウェル12に存在する窒素は垂直ベント管17及び水平ベント管18を介して圧力抑制室空間部に移行する。大LOCA状態が継続すると、上部ドライウェル11及び下部ドライウェル12の窒素はほぼ全量圧力抑制室空間部13に10移行し、上部ドライウェル11及び下部ドライウェル12は破断口21から放出される蒸気で満たされる。

【0072】

一方、万一、原子炉圧力容器7への注水が全て失敗すると、原子炉の水位9は低下し続け、炉心8が除熱不足となって溶融破損に至る。溶融破損した炉心及び炉内構造物の混合物（コリウム）は、燃料下部支持板の隙間等から原子炉圧力容器7の下部ヘッドに落下する。

【0073】

下部ヘッド内への注水も出来ない場合、下部ヘッドに落下したコリウムは、下部ヘッド内の冷却材が枯渇すると下部ヘッドをも溶融貫通して下部ドライウェル12に落下するが、溶融コリウムが落下する前に、給水ライン止め弁24を閉止し、給水ポンプ25を起動し高温水ライン止め弁32を開くことで給水ライン23上に存在する高温水が高温水ライン31を介して事前水張りに用いる冷却材として供給される。また、低温水ポンプ36を起動し低温水ライン止め弁37を開くことで常温の低温水タンクもしくは低温水プール38水が高温水ライン31を介して同時に事前水張りに用いる冷却材として供給される。

【0074】

また、このとき、防災棟電源によってエアコンプレッサ2を起動して圧力抑制室空間部13内の窒素を下部ドライウェル12下部に供給する。下部ドライウェル12に供給された窒素は多孔板3を介して気泡となり、事前水張りプール中を浮力によって上昇する。エアコンプレッサ2による窒素供給を連続的に行うことで事前水張りプール中の気泡体積割合（ボイド率）が増加する。事前水張りプール中のボイド率を増加させることで、溶融コリウムと冷却材の直接接触を妨げる気泡が増加するので瞬間的な水蒸気発生量を抑制することができる。加えて、気泡（ボイド）の圧縮・膨張によって衝撃波の伝播速度が抑制され、発生する衝撃波ピークをなまらせることができるため、水中で生成する衝撃波も緩和することができる。

【0075】

また、気泡吹き込みに加えて、高温水ライン31から下部ドライウェル12に、給水ライン23上の高温水と低温水タンクもしくは低温水プール38の常温水とを混合した高温水が供給されるので、事前水張りプール水温を飽和温度に近づけることができる。このことにより、溶融コリウム周囲に形成された蒸気膜の未飽和温度の冷水による凝縮を防止することができ、蒸気膜を安定化させることができる。安定した蒸気膜に覆われた状態の溶融コリウムが蒸気膜の外側にある冷却材を加熱して沸騰させるには、蒸気膜を介してエネルギーを伝達する必要があるが、一般に蒸気膜の熱伝達率が小さいことから、蒸気膜で覆われた溶融コリウムが蒸気膜の外部の冷却材を短時間で沸騰させることはできない。このため、蒸気発生による原子炉格納容器の瞬間的な加圧量を大きく緩和することができる。この結果、F C Iが原子炉格納容器10に与える影響を緩和することができる。

【0076】

上述した本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第3の実施の形態によれば、上述した第1の実施の形態と同様の効果を得ることができる。

10

20

30

40

50

【0077】

また、上述した本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第3の実施の形態によれば、上述した第1の実施の形態の効果と第2の実施の形態の効果の2つの効果が重畠するので、FCIが原子炉格納容器10に与える影響を大きく緩和することができる。このことにより、原子炉格納容器10内でFCIによって瞬間に発生する蒸気量を抑制することができ、格納容器設計余裕が増加する。この結果、より安全性の高い原子力発電プラントを実現することができる。

【実施例4】

【0078】

以下、本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第4の実施の形態を図面を用いて説明する。図6は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第4の実施の形態の構成の一例を示すシステム系図である。図6において、図1乃至5に示す符号と同符号のものは同一部分であるので、その詳細な説明は省略する。

10

【0079】

本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第4の実施の形態は、上述した第3の実施の形態の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムの構成を、沸騰水型原子炉ではなく加圧水型原子炉へ適用した場合を示す。

【0080】

図6に示すように、加圧水型原子炉では、二次系冷却ライン13aと2次系の主蒸気ライン52や2次系の給水ライン23が蒸気発生器15aを介して熱的に接続される点と、加圧水型原子炉の原子炉格納容器10は窒素置換されておらず空気雰囲気である点が沸騰水型原子炉と大きく異なる。なお、原子炉格納容器10は、その内部に上部ドライウェルに相当する上部原子炉格納容器空間11aと下部ドライウェルに相当する下部原子炉格納容器空間12aとを備えている。

20

【0081】

加圧水型原子炉では、一次冷却材ポンプ14aによって原子炉圧力容器7内の冷却材を蒸気発生器15aに導く。1次系冷却材は伝熱管16a内を流れる際に伝熱管の外側（シェル側）の2次系冷却材を沸騰させ、蒸気発生器15a内で蒸気が発生する。2次系は、1次系冷却材を蒸気発生器15aで除熱し、除熱された1次系冷却材が再び原子炉圧力容器7に戻される。蒸気発生器15aのシェル側で発生した蒸気は、主蒸気ライン52を介して蒸気タービン51に導かれる。

30

【0082】

蒸気タービン51で仕事を終えた蒸気は主復水器28で凝縮され、冷却水に戻る。冷却水は、復水ポンプ27及び給水ポンプ25で加圧され、かつ第1給水加熱器26A及び第2給水加熱器26Bで加熱された後、給水ライン23を介して蒸気発生器15aに送られ、高温の1次系冷却材から熱を受け取って再び蒸気となる。

【0083】

主蒸気ライン52上には、万一の事故時に備えて、放射性物質を原子炉格納容器10内に閉じ込めるための主蒸気隔離弁53が設置されている。主蒸気隔離弁53は原子炉格納容器10の内部及び外部の2カ所に設置されている。原子炉を停止する際に主復水器28の真空を破壊する目的から、主復水器28には復水器真空破壊装置29が設置されている。以上の様に、加圧水型原子炉においても、1次系と2次系の冷却材が分離されており、蒸気発生器15aを介して熱的に接続されている点を除けば、主蒸気ラインや給水ラインの基本的な考え方は沸騰水型原子炉と同じである。

40

【0084】

次に、加圧水型原子炉で大LOC A発生時に原子炉圧力容器7への注水に失敗すると、原子炉圧力容器7内の水位9を維持する事ができなくなり、水位9の低下によって炉心8が冷却不全状況となる。そのような場合、沸騰水型原子炉同様、溶融炉心と炉内構造物の混合溶融物（コリウム）が原子炉圧力容器7の下部ヘッドを溶融貫通し、下部原子炉格納

50

容器空間 12a に落下する。

【0085】

下部ヘッドが溶融破損する前に、下部原子炉格納容器空間 12a 内に水張りを行う事前水張り対策を実施しておくことで、コリウムによるコンクリート侵食に伴う水素、一酸化炭素、二酸化炭素ガスの発生量を抑制できる。しかし、事前水張りを行う事で、原子炉圧力容器 7 から落下する高温のコリウムが事前水張りプールの冷却材と接触して水蒸気が短時間に急激に発生する現象である燃料 / 冷却材相互作用 (FCI) が発生する。原子炉格納容器 10 は FCI によって発生する動荷重に耐えるように設計する必要がある。

【0086】

上記のような、FCI による水蒸気発生が予期される事故に対して、本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 4 の実施の形態は以下のように動作する。

【0087】

大LOC-A が発生すると、破断口 21 から原子炉格納容器 10 内に蒸気が放出される。加圧水型原子炉の原子炉格納容器 10 は沸騰水型原子炉より体積が大きいが、発生蒸気を凝縮させて原子炉格納容器 10 内の圧力上昇を抑制する設備である圧力抑制プール 14 を持たないため、原子炉格納容器 10 内圧力は発生する蒸気によって徐々に上昇する。

【0088】

一方、万一、原子炉圧力容器 7 への注水が全て失敗すると、原子炉の水位 9 は低下し続け、炉心 8 が除熱不足となって溶融破損に至る。溶融破損した炉心及び炉内構造物の混合物 (コリウム) は、燃料下部支持板の隙間等から原子炉圧力容器 7 の下部ヘッドに落下する。

【0089】

下部ヘッド内への注水も出来ない場合、下部ヘッドに落下したコリウムは、下部ヘッド内の冷却材が枯渇すると下部ヘッドをも溶融貫通して下部原子炉格納容器空間 12a に落下するが、溶融コリウムが落下する前に、給水ライン止め弁 24 を閉止し、給水ポンプ 25 を起動し高温水ライン止め弁 32 を開くことで給水ライン 23 上に存在する高温水が高温水ライン 31 を介して事前水張りに用いる冷却材として供給される。また、低温水ポンプ 36 を起動し低温水ライン止め弁 37 を開くことで常温の低温水タンクもしくは低温水プール 38 水が高温水ライン 31 を介して同時に事前水張りに用いる冷却材として供給される。

【0090】

また、このとき、非常用発電機の代替電源によってエアコンプレッサ 2 を起動して上部原子炉格納容器空間 11a 内の空気を下部原子炉格納容器空間 12a の下部に供給する。下部原子炉格納容器空間 12a に供給された空気は多孔板 3 を介して気泡となり、事前水張りプール中を浮力によって上昇する。エアコンプレッサ 2 による空気供給を連続的に行うことで事前水張りプール中の気泡体積割合 (ボイド率) が増加する。事前水張りプール中のボイド率を増加させることで、溶融コリウムと冷却材の直接接触を妨げる気泡が増加するので瞬間的な水蒸気発生量を抑制することができる。加えて、気泡 (ボイド) の圧縮・膨張によって衝撃波の伝播速度が抑制され、発生する衝撃波ピークをなまらせることができるために、水中で生成する衝撃波も緩和することができる。

【0091】

また、気泡吹き込みに加えて、高温水ライン 31 から下部原子炉格納容器空間 12a に、給水ライン 23 上の高温水と低温水タンクもしくは低温水プール 38 の常温水とを混合した高温水が供給されるので、事前水張りプール水温を飽和温度に近づけることができる。このことにより、溶融コリウム周囲に形成された蒸気膜の未飽和温度の冷水による凝縮を防止することができ、蒸気膜を安定化させることができる。安定した蒸気膜に覆われた状態の溶融コリウムが蒸気膜の外側にある冷却材を加熱して沸騰させるには、蒸気膜を介してエネルギーを伝達する必要があるが、一般に蒸気膜の熱伝達率が小さいことから、蒸気膜で覆われた溶融コリウムが蒸気膜の外部の冷却材を短時間で沸騰させることはできな

10

20

30

40

50

い。このため、蒸気発生による原子炉格納容器の瞬間的な加圧量を大きく緩和することができる。この結果、FCIが原子炉格納容器10に与える影響を緩和することができる。

【0092】

上述した本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第4の実施の形態によれば、上述した第1の実施の形態と同様の効果を得ることができる。

【0093】

また、上述した本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第4の実施の形態によれば、加圧水型原子炉においても、上述した第3の実施の形態の効果を得ることができ、より安全性の高い加圧水型原子炉を備えた原子力発電プラントを実現できる。

10

【実施例5】

【0094】

以下、本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第4の実施の形態を図面を用いて説明する。図7は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態の構成の一例を示すシステム系図、図8は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態を構成する給水ライン止め弁制御装置を示す制御ブロック図、図9は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態を構成する窒素注入弁制御装置を示す制御ブロック図、図10は本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態を構成する温水注水制御装置を示す制御ブロック図である。図7乃至10において、図1乃至6に示す符号と同符号のものは同一部分であるので、その詳細な説明は省略する。

20

【0095】

本発明の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第5の実施の形態は、上述した第3の実施の形態の燃料／冷却材相互作用の影響緩和システムの構成に対して、給水ライン止め弁制御装置30と非凝縮性ガス注入制御装置6と温水注水制御装置34と各種センサとを追加した構成を有している。その他の構成要素は第3の実施の形態と同じである。

30

【0096】

図7に示すように、原子炉圧力容器7には原子炉圧力容器内の冷却材の水位を検出する水位センサ42aと、原子炉圧力容器内の冷却材の温度を検出する温度センサ43aとが設けられている。また、原子炉格納容器10には原子炉格納容器内の圧力を検出する圧力センサ40aと、原子炉格納容器内の放射能レベルを検出する放射能センサ41aとが設けられている。また、主蒸気隔離弁53には、弁の開度を検出する弁開度センサ39aが設けられている。さらに、主復水器28には、主復水器内圧力（真空度）を検出する圧力センサ44aが設けられている。これらのセンサが検出した信号は、給水ライン止め弁制御装置30、非凝縮性ガス注入制御装置6、及び温水注水制御装置34のいずれかに入力されている。

40

【0097】

給水ライン止め弁制御装置30は、図8に示すように、弁開度センサ39aが検出した主蒸気隔離弁開度信号39と、圧力センサ44aが検出した主復水器内圧力信号44と、圧力センサ40aが検出した格納容器内圧力信号40と、水位センサ42aが検出した圧力容器内水位信号42を入力する入力部と、これら入力信号を基に各種演算する演算部と、演算部で算出した給水ライン止め弁閉止信号48を給水ライン止め弁24へ出力する出力部とを備えている。

【0098】

給水ライン止め弁制御装置30の演算部は、主蒸気隔離弁53の弁開度設定値を設定した信号発生器101aと、主蒸気隔離弁開度信号39から信号発生器101aの弁開度設

50

定値を減算する減算器 101b と、減算器 101b の出力が 0 未満のときに 1 を出力する比較器 101c と、主復水器 28 の圧力設定値（真空度）を設定した信号発生器 102a と、主復水器内圧力信号 44 から信号発生器 102a の圧力設定値を減算する減算器 102b と、減算器 102b の出力が 0 超過のときに 1 を出力する比較器 102c とを備えている。

【0099】

また、給水ライン止め弁制御装置 30 の演算部は、原子炉格納容器 10 の圧力設定値を設定した信号発生器 103a と、格納容器内圧力信号 40 から信号発生器 103a の圧力設定値を減算する減算器 103b と、減算器 103b の出力が 0 超過のときに 1 を出力する比較器 103c と、原子炉圧力容器 7 の水位設定値を設定した信号発生器 104a と、圧力容器内水位信号 42 から信号発生器 104a の水位設定値を減算する減算器 104b と、減算器 104b の出力が 0 未満のときに 1 を出力する比較器 104c と、比較器 103c と比較器 104c の出力を入力しその論理積を出力する論理積演算器 105 と、比較器 101c と比較器 102c と論理積演算器 105 の出力を入力しその論理和を出力する論理和演算器 106 とを備えている。

【0100】

図 8 に示すように、比較器 101c の出力は、主蒸気ライン閉止状態のときに 1 出力となる。また、比較器 102c の出力は、主復水器 28 の機能喪失状態のときに 1 出力となる。論理積演算器 105 の出力は、LOCA 信号状態のときに 1 出力となる。これらの信号のいずれか 1 つが 1 出力となると、論理和演算器 106 の出力は 1 となり、給水ライン止め弁閉止信号 48 が出力される。

【0101】

非凝縮性ガス注入制御装置 6 は、図 9 に示すように、放射能センサ 41a が検出した格納容器内放射能レベル信号 41 と、水位センサ 42a が検出した圧力容器内水位信号 42 と、温度センサ 43a が検出した圧力容器内温度信号 43 とを入力する入力部と、これら入力信号を基に各種演算する演算部と、演算部で算出したエアコンプレッサ起動信号 45 をエアコンプレッサ 2 へ出力する出力部とを備えている。

【0102】

非凝縮性ガス注入制御装置 6 の演算部は、原子炉格納容器 10 内の放射能レベル設定値を設定した信号発生器 201a と、格納容器内放射能レベル信号 41 から信号発生器 201a の放射能レベル設定値を減算する減算器 201b と、減算器 201b の出力が 0 超過のときに 1 を出力する比較器 201c と、原子炉圧力容器 7 の水位設定値を設定した信号発生器 202a と、圧力容器内水位信号 42 から信号発生器 202a の水位設定値を減算する減算器 202b と、減算器 202b の出力が 0 未満のときに 1 を出力する比較器 202c と、原子炉圧力容器 7 の温度設定値を設定した信号発生器 203a と、圧力容器内温度信号 43 から信号発生器 203a の温度設定値を減算する減算器 203b と、減算器 203b の出力が 0 超過のときに 1 を出力する比較器 203c と、比較器 201c と比較器 202c と比較器 203c の出力を入力しその論理和を出力する論理和演算器 204 とを備えている。

【0103】

図 9 に示すように、比較器 201c の出力は、格納容器内放射能レベルが設定値を超えた状態のときに 1 出力となる。また、比較器 202c の出力は、圧力容器内の水位 9 が設定値より低下した状態のときに 1 出力となる。比較器 203c の出力は、圧力容器内の温度が設定値を超えた状態のときに 1 出力となる。これらの信号のいずれか 1 つが 1 出力となると、論理和演算器 204 の出力は 1 となり、エアコンプレッサ起動信号 45 が出力される。

【0104】

温水注水制御装置 34 は、図 10 に示すように、放射能センサ 41a が検出した格納容器内放射能レベル信号 41 と、水位センサ 42a が検出した圧力容器内水位信号 42 と、温度センサ 43a が検出した圧力容器内温度信号 43 とを入力する入力部と、これら入力

10

20

30

40

50

信号を基に各種演算する演算部と、演算部で算出した給水ポンプ起動信号 4 6 と低温水ポンプ起動信号 4 7 と高温水ライン止め弁開信号 4 9 と低温水ライン止め弁開信号 5 0 を、給水ポンプ 2 5 , 低温水ポンプ 3 6 , 高温水ライン止め弁 3 2 , 低温水ライン止め弁 3 7 のそれぞれへ出力する出力部とを備えている。

【 0 1 0 5 】

温水注水制御装置 3 4 の演算部は、原子炉格納容器 1 0 内の放射能レベル設定値を設定した信号発生器 3 0 1 a と、格納容器内放射能レベル信号 4 1 から信号発生器 3 0 1 a の放射能レベル設定値を減算する減算器 3 0 1 b と、減算器 3 0 1 b の出力が 0 超過のときに 1 を出力する比較器 3 0 1 c と、原子炉圧力容器 7 の水位設定値を設定した信号発生器 3 0 2 a と、圧力容器内水位信号 4 2 から信号発生器 3 0 2 a の水位設定値を減算する減算器 3 0 2 b と、減算器 3 0 2 b の出力が 0 未満のときに 1 を出力する比較器 3 0 2 c と、原子炉圧力容器 7 の温度設定値を設定した信号発生器 3 0 3 a と、圧力容器内温度信号 4 3 から信号発生器 3 0 3 a の温度設定値を減算する減算器 3 0 3 b と、減算器 3 0 3 b の出力が 0 超過のときに 1 を出力する比較器 3 0 3 c と、比較器 3 0 1 c と比較器 3 0 2 c と比較器 3 0 3 c の出力を入力しその論理和を出力する論理和演算器 3 0 4 とを備えている。

【 0 1 0 6 】

図 1 0 に示すように、比較器 3 0 1 c の出力は、格納容器内放射能レベルが設定値を超えた状態のときに 1 出力となる。また、比較器 3 0 2 c の出力は、圧力容器内の水位 9 が設定値より低下した状態のときに 1 出力となる。比較器 3 0 3 c の出力は、圧力容器内の温度が設定値を超えた状態のときに 1 出力となる。これらの信号のいずれか 1 つが 1 出力となると、論理和演算器 3 0 4 の出力は 1 となり、給水ポンプ起動信号 4 6 と低温水ポンプ起動信号 4 7 と高温水ライン止め弁開信号 4 9 と低温水ライン止め弁開信号 5 0 が出力される。

【 0 1 0 7 】

次に、設計基準事故を超える事故として、主蒸気ライン 1 本の大破断（大 L O C A ）、かつ E C C S 及び代替炉心注水に失敗したケースを想定した場合の本実施の形態の動作について説明する。なお、原子炉格納容器 1 0 の機能、E C C S 及び代替注水系の機能喪失時の大 L O C A 時の事象推移、非凝縮性ガス供給ラインの動作、高温水ライン及び低温水ラインの動作は第 3 の実施の形態と同じであるため、説明を省略し、追設した 3 つの制御装置の動作について主に説明する。

【 0 1 0 8 】

第 3 の実施の形態で上述したような、F C I による水蒸気発生が予期される事故に対して、本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 5 の実施の形態は以下のように動作する。

【 0 1 0 9 】

図 7 において、大 L O C A が発生して破断口 2 1 から原子炉格納容器 1 0 内に蒸気が放出されると、上部ドライウェル 1 1 及び下部ドライウェル 1 2 に存在する窒素は垂直ベント管 1 7 及び水平ベント管 1 8 を介して圧力抑制室空間部に移行する。また、L O C A が発生すると、給水ライン止め弁制御装置 3 0 の作用により、給水ライン止め弁閉止信号 4 8 が出力され、給水ライン止め弁 2 4 が自動的に閉止される。

【 0 1 1 0 】

図 8 を用いて給水ライン止め弁制御装置 3 0 の動作を具体的に説明する。ここで、給水ライン止め弁制御装置 3 0 の圧力設定値は、通常の原子炉格納容器 1 0 内圧力よりも高めに設定されていて、水位設定値は、通常の原子炉圧力容器 7 内水位よりも低めに設定されている。

【 0 1 1 1 】

破断口 2 1 を介して原子炉圧力容器 7 内の冷却材が蒸気となって上部ドライウェル 1 1 内に流出することで、格納容器内圧力が上昇し、かつ、原子炉圧力容器 7 内の水位 9 が低下する。このため、格納容器内圧力信号 4 0 が圧力設定値よりも大きく、かつ、圧力容器

10

20

30

40

50

内水位信号 4 2 が水位設定値よりも小さくなつた場合、給水ライン止め弁制御装置 3 0 は論理積演算器 1 0 5 により、LOC A が発生したものと判定する。

【0112】

このLOC A 信号は、論理和演算器 1 0 6 に入力され、給水ライン止め弁閉止信号 4 8 を出力する。これにより、給水ライン止め弁 2 4 は自動的に閉止される。

なお、図 8 に示すように、何らかのトラブルによって、主蒸気隔離弁 5 3 が閉止する場合や、主復水器 2 8 の真空度が低下して除熱性能が低下する場合においても、給水ライン止め弁制御装置 3 0 は、主蒸気ライン 5 2 及び給水ライン 2 3 が使用不能になったと判定し、給水ライン 2 3 内の高温水を保持するために、給水ライン止め弁 2 4 を自動的に閉止する。

10

【0113】

図 7 に戻り、大LOC A 状態が継続すると、上部ドライウェル 1 1 及び下部ドライウェル 1 2 の窒素はほぼ全量圧力抑制室空間部 1 3 に移行し、上部ドライウェル 1 1 及び下部ドライウェル 1 2 は破断口 2 1 から放出される蒸気で満たされる。一方、万一、原子炉圧力容器 7 への注水が全て失敗すると、原子炉の水位 9 は低下し続け、炉心 8 が除熱不足となつて溶融破損に至る。炉心 8 が溶融破損に至る状況においては、燃料被覆管内に閉じ込められていた放射性物質が破断口 2 1 を介して原子炉格納容器 1 0 内に放出されると共に、原子炉圧力容器 7 内の水位 9 が低下し、かつ、溶融燃料からの輻射熱によって原子炉圧力容器 7 内の雰囲気温度が増加する。このとき、非凝縮性ガス注入制御装置 6 の作用により、エアコンプレッサ起動信号 4 5 が出力され、エアコンプレッサ 2 が自動起動する。

20

【0114】

図 9 を用いて非凝縮性ガス注入制御装置 6 内の動作を具体的に説明する。ここで、給水ライン止め弁制御装置 3 0 の放射能レベル設定値は、通常の運転状態における原子炉格納容器 1 0 内の放射能レベルよりも高めに設定されていて、水位設定値は、通常の原子炉圧力容器 7 内水位よりもかなり低めに設定されていて、温度設定値は、通常の原子炉圧力容器 7 内温度である飽和温度よりも高めに設定されている。

【0115】

炉心 8 が溶融破損すると、破断口 2 1 を介して原子炉圧力容器 7 内の放射性物質が上部ドライウェル 1 1 内に流出することで、格納容器内の放射能レベルが上昇し、かつ、原子炉圧力容器 7 内の水位 9 が低下する。加えて、高温燃料からの輻射熱により、原子炉圧力容器 7 内の雰囲気温度が冷却材の飽和温度を超えて上昇する。

30

【0116】

非凝縮性ガス注入制御装置 6 では、燃料破損を検出するため以下の 3 つの判定方法を用いる。まず、格納容器内放射能レベル信号 4 1 が放射能レベル設定値を超えるか否か、圧力容器内水位信号 4 2 が水位設定値を下回るか否か、圧力容器内温度信号 4 3 が温度設定値を超えるか否かを書く減算器 2 0 1 b , 2 0 2 b , 2 0 3 b と各比較器 2 0 1 c , 2 0 2 c , 2 0 3 c とが演算する。

【0117】

各比較器 2 0 1 c , 2 0 2 c , 2 0 3 c からの出力信号は、論理和演算器 2 0 4 に入力され、原子炉格納容器内の放射能レベル計測値が設定値を超えるか、原子炉圧力容器内水位計測値が設定値を下回るか、原子炉圧力容器内温度計測値が設定値を超えるかの、いずれか一つ以上の条件が満たされた場合、論理和演算器 2 0 4 は、エアコンプレッサ起動信号 4 5 を出力する。これにより、エアコンプレッサ 2 は自動起動する。これは、非凝縮性ガス注入制御装置 6 において、炉心損傷が発生したものと判定して、エアコンプレッサ 2 を起動させるものである。

40

【0118】

また、温水注水制御装置 3 4 は、図 1 0 に示すように、非凝縮性ガス注入制御装置 6 と同様の制御ロジックを備えている。このため、原子炉格納容器内の放射能レベル計測値が設定値を超えるか、原子炉圧力容器内水位計測値が設定値を下回るか、原子炉圧力容器内温度計測値が設定値を超えるかの、いずれか一つ以上の条件が満たされた場合、温水注水

50

制御装置 3 4 は炉心損傷が発生したものと判定し、給水ポンプ 2 5 及び低温水ポンプ 3 6 を自動起動すると共に、高温水ライン止め弁 3 2 及び低温水ライン止め弁 3 7 を自動的に開くことで、給水ライン 2 3 内の高温水と低温水タンクもしくは低温水プール 3 8 内の常温の低温水を同時に下部ドライウェル 1 2 に自動的に注水することができる。

【 0 1 1 9 】

非凝縮性ガス注入制御装置 6 及び温水注水制御装置 3 4 により、溶融コリウムが原子炉圧力容器 7 の下部ヘッドを溶融貫通して下部ドライウェル 1 2 に落下する前に、高温水による事前水張りを行うと共に、事前水張りプールへの窒素ガス供給により、事前水張りプール中のボイド率を自動的に増加させることができる。

【 0 1 2 0 】

上述した本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 5 の実施の形態によれば、上述した第 1 の実施の形態と同様の効果を得ることができる。

【 0 1 2 1 】

また、上述した本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 5 の実施の形態によれば、高温水による事前水張り、及び窒素ガスによるボイド率増加という 2 つの機能を自動起動することができるので、運転員による手動操作を行う事無く、FCI が原子炉格納容器 1 0 に与える影響を大きく緩和することができる。この結果、より信頼性の高い原子力発電プラントを実現することができる。

【 0 1 2 2 】

なお、本実施の形態においては、低温水ライン 3 5 を備えた構成とこれに適用する制御装置について説明したが、これに限るものではない。例えば、図 1 1 に示すように、低温水ライン 3 5 を含まず高温水ライン 3 1 のみの構成とこれに適用する制御装置とすることも可能である。この場合、温水注水制御装置 3 4 に替えて図 1 2 に示す高温水注水制御装置 3 4 a を用いて、高温水ラインを制御する。ここで、図 1 1 は本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 5 の実施の形態の構成の他の例を示すシステム系統図、図 1 2 は本発明の燃料 / 冷却材相互作用の影響緩和システム及びそれを備えた原子力発電プラントの第 5 の実施の形態を構成する高温水注水制御装置を示す制御ブロック図である。

【 0 1 2 3 】

図 1 2 に示す高温水注水制御装置 3 4 a は、温水注水制御装置 3 4 と同じ入力部を有し、演算部は、論理和演算器 3 0 5 のみが異なり他の構成は同じである。また、出力部は、演算部で算出した給水ポンプ起動信号 4 6 と高温水ライン止め弁開信号 4 9 のみを、給水ポンプ 2 5 と高温水ライン止め弁 3 2 へ出力する点が温水注水制御装置 3 4 の出力部と異なる。

【 0 1 2 4 】

このような構成とすることで、FCI が原子炉格納容器 1 0 に与える影響を大きく緩和することができる。この結果、より信頼性の高い原子力発電プラントを実現することができる。

【 0 1 2 5 】

なお、本発明は上述した第 1 乃至第 5 の実施の形態に限られるものではなく、様々な変形例が含まれる。上記した実施形態は本発明をわかり易く説明するために詳細に説明したものであり、必ずしも説明した全ての構成を備えるものに限定されるものではない。例えば、ある実施形態の構成の一部を他の実施の形態の構成に置き換えることが可能であり、また、ある実施形態の構成に他の実施の形態の構成を加えることも可能である。また、各実施形態の構成の一部について、他の構成の追加、削除、置換をすることも可能である。

【 符号の説明 】

【 0 1 2 6 】

1 : 非凝縮性ガス供給ライン、2 : エアコンプレッサ、3 : 多孔板、4 : 非凝縮性ガス供給ライン上流側隔離弁、5 : 非凝縮性ガス供給ライン下流側隔離弁 (逆止弁)、6 : 非

10

20

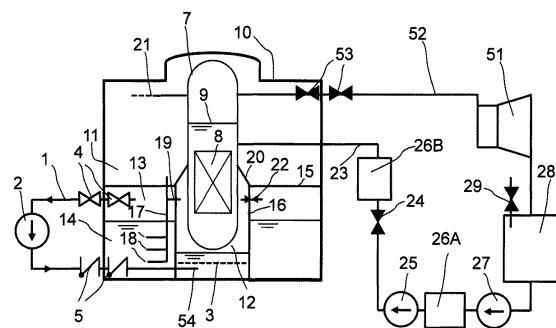
30

40

50

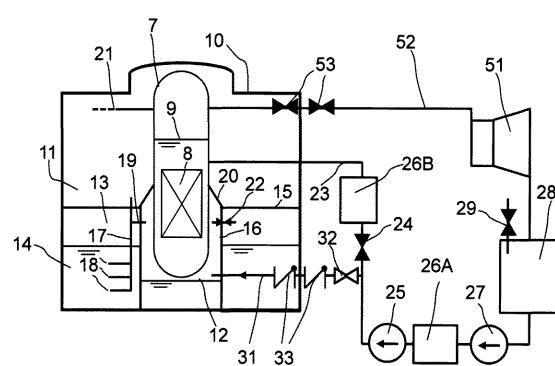
凝縮性ガス注入制御装置、7：原子炉圧力容器、8：炉心、9：水位、10：原子炉格納容器、11：上部ドライウェル、11a：上部原子炉格納容器空間、12：下部ドライウェル、12a：下部原子炉格納容器空間、13：圧力抑制室空間部、13a：一次系冷却ライン、14：圧力抑制プール、14a：一次冷却材ポンプ、15：ダイヤフラムフロア、15a：蒸気発生器、16：ペデスタル、16a：伝熱管、17：垂直ベント管、18：水平ベント管、19：連通管、20：原子炉圧力容器支持スカート、21：破断口、22：格納容器真空破壊装置、23：給水ライン、24：給水ライン止め弁、25：給水ポンプ、26A：第1給水加熱器、26B：第2給水加熱器、27：復水ポンプ、28：主復水器、29：復水器真空破壊装置、30：給水ライン止め弁制御装置、31：高温水ライン、32：高温水ライン止め弁、33：高温水ライン隔離弁、34：温水注水制御装置、35：低温水ライン、36：低温水ポンプ、37：低温水ライン止め弁、38：低温水タンクもしくは低温水プール、39：主蒸気隔離弁開度信号、40：格納容器内圧力信号、41：格納容器内放射能レベル信号、42：圧力容器内水位信号、43：圧力容器内温度信号、44：主復水器内圧力信号、45：エアコンプレッサ起動信号、46：給水ポンプ起動信号、47：低温水ポンプ起動信号、48：給水ライン止め弁閉止信号、49：高温水ライン止め弁開信号、50：低温水ライン止め弁開信号、51：蒸気タービン、52：主蒸気ライン、53：主蒸気隔離弁、54：非凝縮性ガス供給ライン下流側開口部

(1)



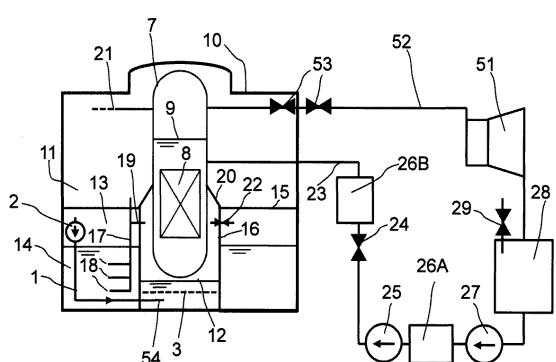
【 図 2 】

〔 3 〕

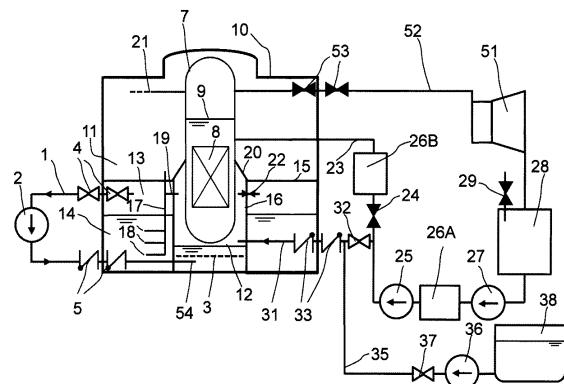


【 図 2 】

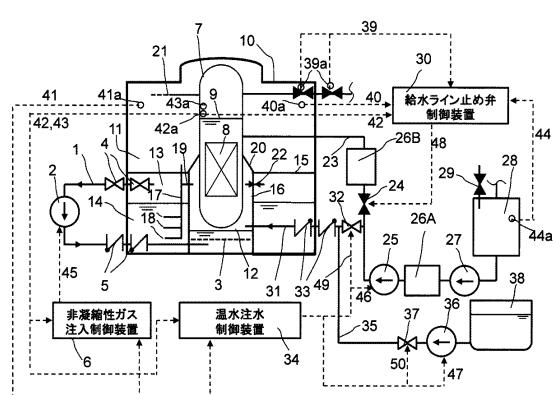
〔 四 4 〕



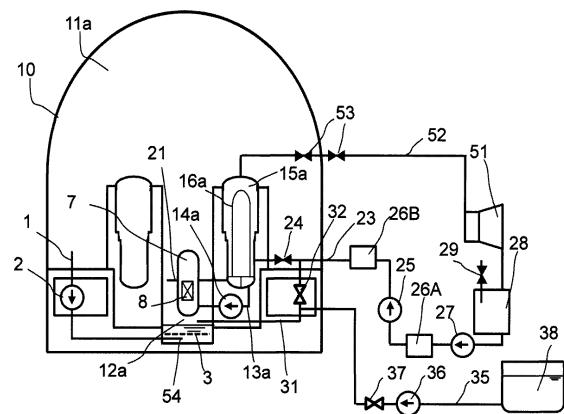
【図5】



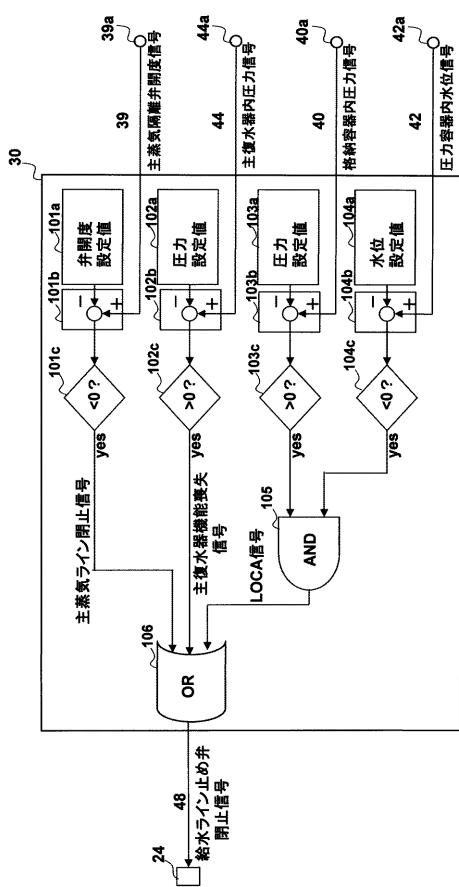
【図7】



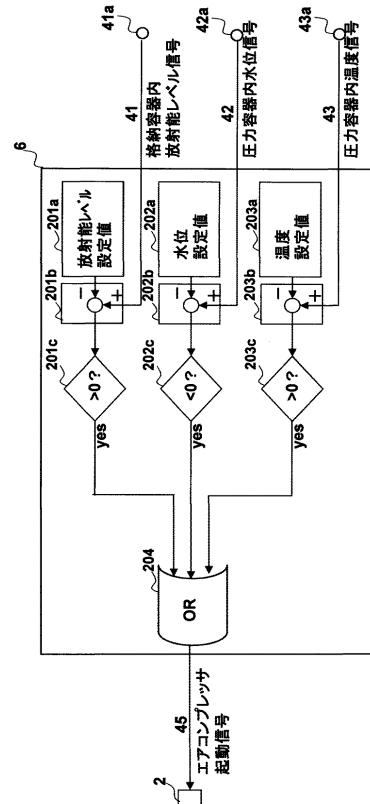
【図6】



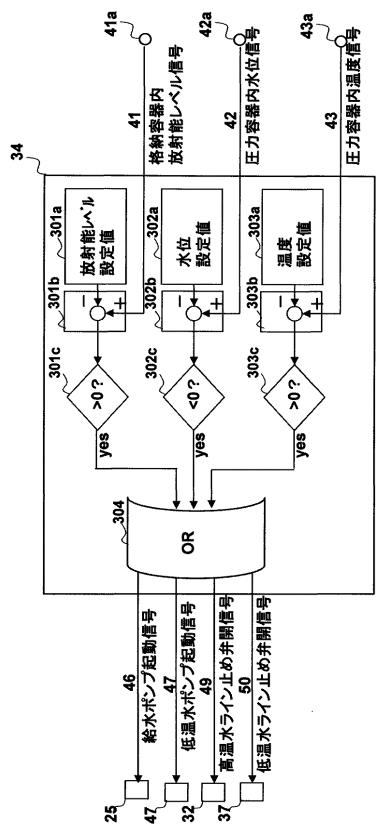
【図8】



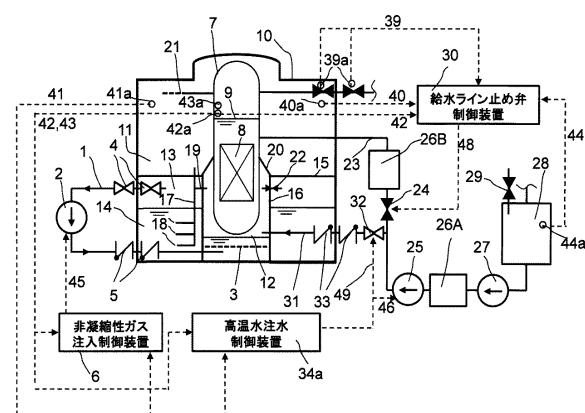
【図9】



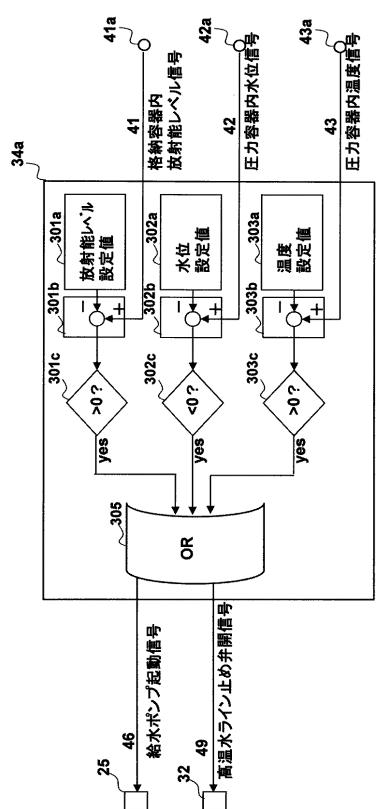
【図10】



【図11】



【図12】



フロントページの続き

(56)参考文献 特開平06-265675(JP,A)
特開2014-085227(JP,A)
特開2009-052951(JP,A)
特開平04-172291(JP,A)
米国特許第05511102(US,A)
特開2011-058866(JP,A)
特開2014-137237(JP,A)
実開平06-072092(JP,U)
特表2002-530682(JP,A)
特開平05-249273(JP,A)

(58)調査した分野(Int.Cl., DB名)

IPC G21C 9/00 - 9/06
G21C11/00 - 13/00
G21C15/18
G21D 1/00 - 9/00