

(19) 日本国特許庁(JP)

(12) 特 許 公 報(B2)

(11) 特許番号

特許第6771553号
(P6771553)

(45) 発行日 令和2年10月21日(2020.10.21)

(24) 登録日 令和2年10月1日(2020.10.1)

(51) Int.Cl.	F 1				
G 2 1 C 17/00	(2006.01)	G 2 1 C	17/00	2 3 0	
G 2 1 C 7/22	(2006.01)	G 2 1 C	7/22		
G 2 1 C 17/02	(2006.01)	G 2 1 C	17/02	4 0 0	
G 2 1 C 17/10	(2006.01)	G 2 1 C	17/10	1 0 0	
G 2 1 C 17/12	(2006.01)	G 2 1 C	17/12	1 0 0	

請求項の数 13 (全 11 頁)

(21) 出願番号 特願2018-520593 (P2018-520593)
 (86) (22) 出願日 平成28年10月24日(2016.10.24)
 (65) 公表番号 特表2018-537660 (P2018-537660A)
 (43) 公表日 平成30年12月20日(2018.12.20)
 (86) 国際出願番号 PCT/US2016/058406
 (87) 国際公開番号 W02017/083083
 (87) 国際公開日 平成29年5月18日(2017.5.18)
 審査請求日 令和1年9月3日(2019.9.3)
 (31) 優先権主張番号 14/939,116
 (32) 優先日 平成27年11月12日(2015.11.12)
 (33) 優先権主張国・地域又は機関 米国 (US)

(73) 特許権者 501010395
 ウエスチングハウス・エレクトリック・カンパニー・エルエルシー
 アメリカ合衆国 ペンシルベニア州 16066 クランベリー・タウンシップ ウエスチングハウス・ドライブ 1000
 (74) 代理人 100091568
 弁理士 市位 嘉宏
 (72) 発明者
 ヘイベル、マイケル、ディー
 アメリカ合衆国 ペンシルベニア州 15636 ハリソン・シティ ホイッスル・ドライブ 114

審査官 中尾 太郎

最終頁に続く

(54) 【発明の名称】 迅速応答自己給電型炉内検出器を用いる臨界未満反応度監視装置

(57) 【特許請求の範囲】

【請求項1】

炉心(14)および冷却材を収容する圧力容器と、

当該炉心(14)に収容され、少なくとも一部がその内部に1つ以上の主としてガンマ線に感応する迅速応答自己給電型中性子検出器(70)を有し、当該検出器が当該炉心内の核分裂反応に感応して当該反応を示す出力電流を発生させることを特徴とする複数の燃料集合体(22)とを備える原子炉システムであって、

当該出力電流に対する当該核分裂反応の寄与分には、核分裂物質から放出されるガンマ線による第1の寄与分と、臨界未満の核分裂事象に起因する第2の寄与分とが含まれており、

当該1つ以上の主としてガンマ線に感応する自己給電型中性子検出器(70)の出力を受け、当該出力に感応して当該炉心(14)内のガンマ線分布の炉心平均値を発生させる臨界未満反応度監視装置(76)と、

次式

【数1】

$$K_{eff}(t) = 1 - \frac{f(t_{Ref})I_{Ref}}{f(t)I(t)} (1 - K_{Ref})$$

に従って K_{eff} 値を計算し、出力するように構成された処理システムと、

当該 K_{eff} 値を受け取り、 K_{eff} 値に所定の望ましくない変化が検出されると冷却材にホウ素を添加するためのトリガリング信号を発生させるように構成された化学体積制御系（74）とをさらに備え、

当該式において、 t_{Ref} は停止後の時間、 t は t_{Ref} の後の時間であり、 $f(t_{Ref}) / f(t)$ は時間に依存する核分裂生成物ガンマ崩壊関係式に基づく、時間 t における当該第1の寄与分の、時間 t_{Ref} における当該第1の寄与分に対する比率であり、 $I(t)$ は時間 t における当該自己給電型中性子検出器の出力電流であり、 I_{Ref} は時間 t_{Ref} における当該自己給電型中性子検出器の出力電流であり、 K_{Ref} は時間 t_{Ref} における中性子増倍率である、原子炉システム。

10

【請求項2】

前記処理システムが原子炉システムの停止期間中に前記 K_{eff} 値を実質的に継続的に監視するように構成されていることを特徴とする、請求項1の原子炉システム。

【請求項3】

前記臨界未満反応度監視装置（76）が、前記主としてガンマ線に感応する自己給電型中性子検出器（70）の出力のうち前記主としてガンマ線に感応する自己給電型中性子検出器の近傍における核分裂副生成物から放出されるガンマ線の寄与分と、当該測定された出力のうち臨界未満の核分裂事象に直接起因する寄与分とを突き止めるように構成されている、請求項1の原子炉システム。

20

【請求項4】

前記処理システムが、前記主としてガンマ線に感応する自己給電型中性子検出器（70）の前記出力のうち核分裂副生成物の寄与分を、自己給電型中性子検出器の前記出力から減算することによって、前記 K_{eff} 値をリアルタイムで求めるように構成されている、請求項1の原子炉システム。

【請求項5】

圧力容器（10）の外に設置され、前記炉心内の核分裂事象を監視し、当該核分裂事象を判定可能な出力を発生させる中性子源領域検出器（72）を具備し、当該中性子源領域検出器からのデータ入力なしに前記処理システムが前記 K_{eff} 値を計算するように構成されることを特徴とする、請求項1の原子炉システム。

【請求項6】

前記処理システムが K_{eff} 値の所定の望ましくない変化を検出するように構成されており、 K_{eff} 値に当該所定の望ましくない変化が検出されると、前記化学体積制御系（74）が前記冷却材にホウ素を自動的に添加するように構成されている、請求項1の原子炉システム。

30

【請求項7】

原子炉が停止状態にあるかを監視する方法であって、当該原子炉の炉心内の1つ以上の自己給電型検出器を用いて、当該炉心内のガンマ線を検出し、

当該1つ以上の自己給電型検出器によって、検出されたガンマ線に基づく電流を出力し、

40

出力された電流に基づいて、次式

【数2】

$$K_{eff}(t) = 1 - \frac{f(t_{Ref})I_{Ref}}{f(t)I(t)} (1 - K_{Ref})$$

に従って K_{eff} の現在値を生成し、

当該式において、 t_{Ref} は停止後の時間、 t は t_{Ref} の後の時間であり、 $f(t_{Ref}) / f(t)$ は時間に依存する核分裂生成物ガンマ崩壊関係式に基づく、核分裂生成物分の補正係数であり、 $I(t)$ は時間 t における当該1つ以上の自己給電型検出器の出

50

力電流であり、 I_{Ref} は時間 t_{Ref} における当該 1 つ以上の自己給電型検出器の出力電流であり、 K_{Ref} は時間 t_{Ref} における中性子増倍率であり、

当該 K_{eff} の現在値を監視することにより、 K_{eff} 値に所定の望ましくない変化が検出されると当該原子炉の冷却材にホウ素を添加する、方法。

【請求項 8】

前記 1 つ以上の自己給電型検出器が中性子検出器から成る、請求項 7 の方法。

【請求項 9】

前記 1 つ以上の自己給電型検出器がガンマ線検出器から成る、請求項 7 の方法。

【請求項 10】

前記 1 つ以上の自己給電型検出器が白金ベースである、請求項 7 の方法。

10

【請求項 11】

前記 K_{eff} の現在値を監視することが、前記原子炉の停止期間中に実質的に継続的に行われる、請求項 7 の方法。

【請求項 12】

前記炉心の外に設置された中性子源領域炉外検出器を用いて中性子源領域にある前記炉心内の核分裂事象を監視するが、前記 K_{eff} 値の生成は当該中性子源領域炉外検出器からの入力なしに行われる、請求項 7 の方法。

【請求項 13】

前記ホウ素の添加は前記冷却材にホウ酸を添加することから成る、請求項 7 の方法。

【発明の詳細な説明】

20

【技術分野】

【0001】

本発明は原子燃料による発電炉の状態に関し、具体的には、原子炉の実効中性子増倍率測定方法および装置に関する。

【背景技術】

【0002】

加圧水で冷却される原子力発電システムの一次側は、有用エネルギーを発生させるための二次側から隔離されるが当該二次側と熱交換関係にある閉回路を構成する。一次側は、核分裂性物質を含む複数の燃料集合体が炉心内部構造により支持される原子炉容器、熱交換蒸気発生器内の一次回路、加圧器の内部空間、加圧水を循環させるポンプおよび配管類を含み、これらの配管類は蒸気発生器およびポンプをそれぞれ独立に原子炉容器に接続する。原子炉容器に接続される蒸気発生器、ポンプおよび配管系から成る一次側の各部は、一次側ループを形成する。

30

【0003】

説明の目的のために、図 1 は炉心 14 を包囲する、蓋体 12 を備えたほぼ円筒形の原子炉圧力容器 10 を含む原子炉一次系を簡略化して示す。水などの原子炉冷却材が、ポンプ 16 により容器 10 に圧入され、炉心 14 を通過するとき熱エネルギーを吸収して、一般的に蒸気発生器と呼ばれる熱交換器 18 へ送られる。その熱エネルギーは蒸気駆動タービン発電機のような利用回路（図示せず）へ運ばれる。原子炉冷却材はその後、ポンプ 16 へ還流して、一次ループが完成する。一般的に、上述したループが複数個、冷却材配管 20 により単一の原子炉容器 10 に接続されている。

40

【0004】

原子炉の一例を図 2 においてさらに詳細に示す。炉心 14 は互いに平行且つ垂直に延びる複数の燃料集合体 22 より成るが、その他の容器内部構造物は、説明の目的で、下部炉内構造物 24 と上部炉内構造物 26 とに分けることができる。従来型原子炉の下部炉内構造物は、炉心コンポーネントおよび計装体の支持、整列および案内機能だけでなく、容器内の流れの方向を定める機能を有する。上部炉内構造物は、燃料集合体 22（簡略化のため 2 つだけ図中に示す）を拘束し、あるいは燃料集合体に二次的拘束手段を提供し、計装体と例えば制御棒 28 のようなコンポーネントを支持し、案内する。図 2 に例示する原子炉では、冷却材は 1 つ以上の入口ノズル 30 から原子炉容器 10 に流入し、当該容器と炉

50

心槽 3 2 との間に画定される環状部を流下し、下部プレナム 3 4 で 1 8 0 ° 方向転換し、下部支持板 3 7 および燃料集合体 2 2 が着座する下部炉心板 3 6 を上向きに貫流したあと、当該集合体の中および周りを流動する。下部支持板 3 7 および下部炉心板 3 6 の代わりに、単一構造の下部炉心支持板を下部支持板 3 7 と同じ高さに配置する設計もある。炉心とその周辺領域 3 8 を貫流する冷却材の流量は通常、毎秒約 2 0 フィートの流速で毎分 4 0 0 , 0 0 0 ガロン級の大きなものである。燃料集合体はその流れに起因する圧力降下と摩擦力によって持ち上げられる傾向にあるが、円形の上部炉心板 4 0 を含めた上部炉内構造物はその動きを押さえ付ける。炉心 1 4 を出た冷却材は上部炉心板 4 0 の下面を流れ、さらに複数の穴 4 2 を上向きに流れる。冷却材はその後、上方および半径方向に流れて 1 つ以上の出口ノズル 4 4 へ到達する。

10

【 0 0 0 5 】

上部炉内構造物 2 6 は、容器または容器蓋体に取り付けて支持させることが可能であり、上部支持集合体 4 6 はその一部である。荷重は、上部支持集合体 4 6 と上部炉心板 4 0 との間を主として複数の支柱 4 8 によって伝えられる。支柱は、所定の燃料集合体 2 2 および上部炉心板 4 0 の孔 4 2 の上方において一直線に並んだ位置にある。

【 0 0 0 6 】

直線方向に移動可能な制御棒 2 8 は一般的に駆動シャフト 5 0 および中性子毒物棒のスパイダ集合体 5 2 を含むが、それらは制御棒案内管 5 4 により上部炉内構造物 2 6 を通り抜け、整列関係にある燃料集合体 2 2 内へ案内される。当該案内管は、上部支持集合体 4 6 に固着され、さらに割ピン 5 6 によって上部炉心板 4 0 の頂部に圧力ばめされている。このピンによる連結は、案内管の組込みおよび必要に応じて行われる交換を容易にし、また、炉心の荷重が、特に地震や他の高負荷事故条件下で案内管 5 4 ではなく主として支柱 4 8 にかかるようにする。この支柱は、制御棒挿入能力に悪影響を与えかねない事故状況下において案内管の変形の抑制に寄与するように配列されている。

20

【 0 0 0 7 】

図 3 は、参照数字 2 2 で総括表示する燃料集合体を垂直方向に短縮した形で示す立面図である。燃料集合体 2 2 は加圧水型原子炉に用いるタイプであり、下端部に下部ノズル 5 8 を備えた構造躯体を有する。下部ノズル 5 8 は、原子炉炉心領域において燃料集合体 2 2 を下部炉心板 3 6 の上に支持する。燃料集合体 2 2 の構造躯体は、下部ノズル 5 8 に加えて、上端部の上部ノズル 6 2 と、複数の案内管またはシンプル 5 4 とを有する。これらの案内管は、下部ノズル 5 8 と上部ノズル 6 2 との間を縦方向に延び、両端部はそれらのノズルに剛性的に固着されている。

30

【 0 0 0 8 】

燃料集合体 2 2 はさらに、案内シンプル 5 4 (案内管とも呼ばれる)の軸方向離隔位置に取り付けられた複数の横方向グリッド 6 4 と、当該グリッド 6 4 により横方向に離隔して支持された細長い燃料棒 6 6 の整列アレイとを有する。図 3 からは分からないが、グリッド 6 4 は、これまで通り、卵箱パターンを形成するように相互に差し込まれた直交ストラップから成り、4 つのストラップの隣接界面がほぼ正方形の支持セルを画定する。燃料棒 6 6 は支持セルを貫通し、互いに横方向に離隔した関係で支持される。多くの従来設計と同様に、支持セルを形成するストラップの対向する壁面には、ばねおよびディンプルが打抜き加工により形成されている。ばねおよびディンプルは支持セル内へ放射状に延びてそれらの間に燃料棒を捕捉し、燃料棒の被覆を押圧して当該燃料棒を定位置に保持する。また、燃料集合体 2 2 の中心部には、下部ノズル 5 8 と上部ノズル 6 2 との間を延びてそれらに取り付けられる計測管 6 8 が配置される。このような部品の配置構成により、燃料集合体 2 2 は、部品の全体的構成を壊すことなく容易に取り扱うことができる一体的なユニットを形成する。

40

【 0 0 0 9 】

原子炉の出力レベルは、一般的に 3 つの領域に区分される。すなわち、中性子源領域 (起動領域)、中間領域および出力領域である。原子炉の出力レベルは、安全運転を保証するために継続的に監視される。かかる監視は、通常は、原子炉の中性子束を測定するため

50

に炉心の外側と内側に配置された中性子検出器によって行われる。原子炉内の任意の点の中性子束は、核分裂率に比例するため、出力レベルにも比例する。

【0010】

原子炉の中間領域および出力領域における中性子束の測定に核分裂電離箱が使用されてきた。そのような核分裂電離箱は、すべての標準出力レベルで動作可能であるが、一般的に、中性子源領域の低レベル中性子束は感度不足で正確に検出できない。このため、原子炉出力レベルが中性子源領域にある時は通常、別個の低レベル中性子源領域検出器により中性子束を監視する。

【0011】

米国特許第4,588,547号は、原子炉の臨界への近さを判定する方法および装置を開示している。この発明は、原子炉が臨界未満のとき、人工中性子源および核分裂による直接の子孫により生成される中性子束は、原子炉燃料の自然中性子源からの中性子とそれらの子孫とにより生成される中性子束より大きいという事実を利用する。しかしながら、この発明は、原子炉が制御棒引抜きにより臨界に近づき到達する局面に的を絞ったものではない。

10

【0012】

中性子源が存在しない場合、ある世代の自由中性子数の、先行世代の自由中性子数に対する比率を「中性子増倍率」(K_{eff})と呼ぶが、これは原子炉の反応度の目安として用いられる。換言すれば、炉心の反応度の目安である K_{eff} は、中性子生成数の、破壊と損失双方に起因する総中性子減少数に対する比率である。 K_{eff} が1より大きい場合、破壊される中性子(失われる中性子を含む)より生成される中性子の方が多い。同様に、 K_{eff} が1より小さい場合、生成される中性子より破壊される中性子の方が多い。 K_{eff} が1より小さい場合、原子炉は「臨界未満」と言われる。現在、臨界が起きる時点が中性子源領域炉外検出器を用いて直接測定する方法は存在しない。プラント運転者は現在、臨界が発生する時点を多数の方法を併用することにより推定している。臨界発生を推定する方法の1つは、中性子源領域検出器から得られる計数率の逆比を、プラントを臨界にするために使用する状態変化(例えば制御棒引抜き)の関数としてプロットすることである。プラントが臨界になるとき、中性子源領域計数率は無限大に近づき、計数率の逆比(ICRR)はゼロになる。原子炉炉心内で起きる反応の物理特性により、ICRR曲線はほぼ常に凸状であるが、凹状の時もある。したがって、ICRR曲線によるプラントが臨界になる状態の推定は、大きな不確実性を伴い易く、原子力規制委員会(Nuclear Regulatory Commission)および国際原子力協会(International Nuclear Power Organization)による相当な監視を受けることにもなる。

20

30

【0013】

原子炉が臨界に近づく際、一般的に、中性子源領域検出器からの信号により、予定または計画された炉心状態に到達する前の、原子炉が臨界状態にあるか、まだ臨界に達していないかの判断をする。核分裂プロセスにより放出された中性子の吸収を制御することによる原子炉の反応度の調節は、制御バンクの形態の制御棒集合体により行われる。原子炉を臨界状態にするために制御バンクを引き抜くのは、各運転サイクルの初期起動後のすべての原子炉起動に使用される典型的な方法であるが、制御バンクの位置の変化により生じる中性子源領域検出器の信号強度の変化がそのまま炉心反応度の変化を表すわけではない。中性子源領域検出器の信号のこの振る舞いが、原子炉運転員によるこの情報の正しい利用を難しくする。原子炉運転員が、計画された臨界状態に至る前に、原子炉が現在臨界状態にあるか否か、あるいは臨界になりそうか否か判定できるだけでなく、原子炉がどれ程臨界に近いかの判定もできることが理想的である。原子炉がどれだけ臨界に近いかを正確に判定するには、制御バンクの構成の変化による信号の変化の大きさだけに頼らない、中性子源領域検出器からの信号情報の利用方法が必要である。

40

【0014】

本発明の譲受人に譲渡された米国特許第6,181,759号は、この必要性に的を絞

50

って、起動時の原子炉の臨界への近さを測定する方法を提供するものであり、この方法は、制御棒の引抜きステップを完了して中性子検出器の出力信号を変化させるステップと、制御棒引抜きステップの完了後および出力信号の遷移部分の間出力信号を測定するステップと、測定した出力信号および出力信号測定間の経過時間に基づいて実効中性子増倍率 (K_{eff}) を計算するステップと、実効中性子増倍率 (K_{eff}) の計算値に基づいて原子炉の臨界への近さを測定するステップとから成る。しかし、この解決策はあくまでも推定であり、原子炉システムを確実に臨界未満に保つための原子炉の化学体積制御系の自動制御に利用可能なこの臨界への近さの推定に対する信頼性を高めるものではない。

【0015】

自己給電型固定式炉内検出器は現在、原子炉の出力領域の監視に使用されている。自己給電型固定式炉内検出器 (FID) は、商業用原子力発電炉の炉心出力分布の測定に一般的に使用されている。自己給電型 FID の 1 つに中性子感応物質を利用するタイプがあり、ロジウムはこのタイプのセンサにもっとも一般的に使用される元素である。そのような検出器素子は、炉心出力に直接関連する中性子束を直接測定することができるが、中性子への応答性が高いこのタイプの物質は減損するのがかなり速い。

【0016】

もう 1 つのタイプの自己給電型 FID は、ガンマ線に感応する物質を利用する。炉心で発生するガンマ線の約 80% が核分裂反応によって生じるため、炉心出力を表すものがあるが、残りの 20% は、時間的に遅延し、核分裂生成物によって生じる。ガンマ線に感応する元素は中性子束によって減損しないが、原子炉出力分布を測定するには、複雑な電子技術または原子炉物理学的な方法が必要となる。

【0017】

すべての原子炉出力レベルで外部電源なしに信号を出力できるという自己給電型検出器の長所を利用し、原子炉の臨界未満の状態を自動制御するために信頼できる真の原子炉出力の表示数値に重なる核分裂副生成物の寄与分を識別し、検出器出力から減算する必要がある。

【発明の概要】

【0018】

本発明は、前述の目的を達成するために、炉心および冷却材を収容する圧力容器と、当該炉心内の、少なくとも一部がその内部に 1 つ以上の主としてガンマ線に感応する迅速応答自己給電型中性子検出器を有する複数の燃料集合体とから成り、当該検出器は当該炉心内の核分裂反応に感応して当該反応を示す出力を発生する、原子炉システムを提供する。臨界未満反応度監視装置は、当該 1 つ以上の主としてガンマ線に感応する自己給電型中性子検出器の出力を受け、当該出力に感応して当該炉心内のガンマ線分布の炉心平均値を発生させる。処理システムは、ガンマ線分布の当該炉心平均値を受けて、次式

【数 1】

$$K_{eff}(t) = 1 - \frac{f(t_{Ref})I_{Ref}}{f(t)I(t)} (1 - K_{Ref})$$

に従って K_{eff} 値を計算し、出力するように構成されている。化学体積制御系は、当該 K_{eff} 値を受けて、 K_{eff} の値に所定の望ましくない変化が検出されると当該冷却材にホウ素を添加するトリガリング信号を発生させるように構成されている。

【0019】

当該 K_{eff} 値は、原子炉システムの運転停止期間中、継続的に監視するのが好ましい。一実施態様において、当該臨界未満反応度監視装置は、主としてガンマ線に感応する自己給電型中性子検出器の出力のうち自己給電型中性子検出器の近傍における核分裂副生成物から放出されるガンマ線の寄与分と、測定された出力のうち臨界未満の核分裂事象に直接起因するものとの突き止めるように構成されている。そのような一実施態様では、当該ガンマ線検出自己給電型中性子検出器の出力のうち核分裂副生成物の寄与分を、当該自己給電型中性子検出器の出力から減算することによって、当該 K_{eff} 値をリアルタイムで

求める。

【0020】

さらに別の実施態様において、当該原子炉システムは、当該原子炉が臨界未満のときに当該炉心内の核分裂事象を監視し、当該核分裂事象を判定可能にする出力を提供する中性子源領域検出器を具備する。当該中性子源領域検出器は压力容器の外側に設置され、当該中性子源領域検出器からのデータ入力なしに K_{eff} 値が計算される。 K_{eff} に所定の望ましくない変化が検出されると、当該化学体積制御系が当該冷却材にホウ素を自動的に添加するのが望ましい。

【図面の簡単な説明】

【0021】

本発明の詳細を、好ましい実施態様を例にとり、添付の図面を参照して以下に説明する。

【0022】

【図1】本発明を適用できる原子炉システムの単純化した概略図である。

【0023】

【図2】本発明を適用できる原子炉容器および内部構成機器の部分断面立面図である。

【0024】

【図3】図示を明瞭にするために垂直方向に短縮し、部品を破断して示す燃料集合体の部分断面立面図である。

【0025】

【図4】本発明の装置の一実施態様におけるプロセスの各ステップを実施するための例示的なシステムのブロック図である。

【発明を実施するための形態】

【0026】

商用原子炉の運転者は、プラントの技術仕様書で規定された最小の余裕を確保して原子炉を停止状態に保つようにする必要がある。原子炉の停止を K_{eff} の計算値により定量化する、停止余裕と呼ぶ量があるが、これは、 K_{eff} が1.0をどれ程下回るかによって決まる。 K_{eff} を計算するための現行の方法の1つは、原子炉冷却系へ添加されるホウ酸の量が、起こり得るかもしれない停止事故のシナリオ（制御棒飛び出し、原子炉冷却系の急速冷却、原子炉冷却系ホウ素濃度の意図しない希釈化など）の確かな防波堤となるようにする安全サイドの操作を多数、計算に施すのを要求する。 K_{eff} がプラント技術仕様書が要求する限度を常に下回るようにするべく原子炉冷却系に添加される、安全サイドに立つ量のホウ酸は、運転停止後に原子炉を再稼働する際、原子炉冷却系から再度取り除く必要がある。運転サイクルの最終段階で運転停止をする場合、何十万ガロンもの脱塩された純水を添加することにより、安全サイドの停止条件を得る目的で添加されたホウ素を除去する必要がある。このことは、純水によって置き換えられるホウ酸水を取り除いて貯蔵する必要がある化学体積制御系74（図4）に大きな負荷がかかることを意味する。原子炉の運転費も有意に増えることになる。本発明の好ましい実施態様は、停止余裕を継続的に測定して、安全サイドの運転に必要とされる計算の不確実性を解消することにより、ホウ酸濃度を最適化し、化学体積制御系74に必要とされる処理および貯蔵の要求を最小限に抑えるのを可能にする。

【0027】

米国特許第6,181,759号に記載された K_{eff} の計算方法では、原子炉が臨界状態（ $K_{eff} = 1$ ）に達する過程における、周期的な制御棒引抜き後の K_{eff} の値を中性子源領域炉外検出器を使用して算定する。中性子源領域検出器を使用するに当たり、 K_{eff} 値を目標とする所定の正確さで求めるための統計的に一貫性のある計数率データセットを得るには、間隔を置いて制御棒を引き抜く必要がある。本発明で記述する方法は、1つ以上の迅速応答自己給電型検出器70（例えば白金ベースの設計）の出力信号を使用して、原子炉が停止状態のとき、臨界状態に達するまでの間、および臨界状態のときに、 K_{eff} 値を継続的に監視する。迅速応答自己給電型検出器を使用すると、通常は炉外

10

20

30

40

50

検出器の応答に影響を与える原子炉冷却系の温度変化に影響されない処理済の自己給電型検出器の出力信号に基づいてホウ素希釈保護系76を制御することができる。

【0028】

この方法を使用するに当たって鍵となるのは、自己給電型検出器の測定信号のうち、自己給電型検出器の元素の近傍における核分裂生成物から放出されたガンマ線が寄与する分と、臨界未満の核分裂事象が寄与する分とを突き止める能力である。原子炉の停止後、核分裂生成物の濃度は時間とともに、よく知られた態様で変化する。したがって、自己給電型検出器の測定信号のうちの核分裂生成物から放出されるガンマ線の寄与分も相応に変化する。自己給電型検出器の測定信号を、簡単な時間依存解析補正係数で調整して、核分裂生成物からのガンマ線寄与分を取り除くことによって、自己給電型検出器の測定信号から、核分裂プロセスで生じたガンマ線による信号のみを算出できる。この核分裂ガンマ線の信号は、熱中性子数に直接比例する。熱中性子数が少なくとも相対的にわかれば、次に示す簡単な未臨界増倍関係式から、基準状態の既知の K_{eff} と比べた相対的な K_{eff} 値を求めることができる。

【数2】

$$K_{eff}(t) = 1 - \frac{f(t_{Ref})I_{Ref}}{f(t)I(t)} (1 - K_{Ref})$$

上式において、 $f(t)$ は、時間 t における自己給電型検出器の電流測定値 ($I(t)$) の核分裂ガンマ線寄与分である。 K_{Ref} 値は、米国特許第6,181,759号に記載された制御棒引抜き方法によるか、またはウェスチングハウス社のBEACONシステムなどのツールを用いた計算により決定できる。前者の方法では、中性子源領域検出器72から中性子源領域計数率測定データを、核分裂生成物寄与分につき補正した自己給電型検出器の電流値で置き換えるが、後者の方法では、原子炉の運転履歴を捕捉する原子炉モデルから基準停止状態の K_{eff} 値を計算する。核分裂生成物につき補正した電流値は比率の形で使用されるので、自己給電型検出器の測定信号を中性子束の単位に明示的に変換する必要はなく、核分裂生成物補正係数を相対的な形状関数で表すことができる。核分裂生成物補正用の形状関数は、十分に実証されたさまざまな原子炉停止時加熱計算で使用される、時間に依存する核分裂生成物ガンマ崩壊関係式によって十分に表される。ここに、 t_{Ref} は停止後の時間、 t は t_{Ref} 後の時間である。自己給電型検出器が検出する電流は、本質的に、中性子源領域検出器によるパルス繰り返し数の測定データよりも統計的な変動が小さいため、自己給電型検出器の電流信号データを継続的に使用できる。それに対して、パルスデータの統計は周期的な性質を持つ。

【0029】

したがって、本発明は、原子炉増倍係数 (K_{eff}) が連鎖反応の実現または維持に必要な反応度をいかに下回るかを突き止めるために、炉心内に設置された1つ以上の主としてガンマ線に感応する(迅速応答)自己給電型検出器様式の放射線測定装置70を使用する。この能力は、原子炉の運転状態に関する非常に重要な情報を原子炉運転者に提供する。本発明は、自己給電型検出器の電流の変化を測定することにより、原子炉運転者が、 K_{eff} 値が臨界値 (1.0) を下回る原子炉停止期間の間実質的に任意所望の間隔で K_{eff} 値を測定できるようにする。本発明は、炉心内に設置された1つ以上の迅速応答自己給電型検出器の計装を使用し、また、この自己給電型検出器からの出力は外部電源を必要としないから、本発明で得られる K_{eff} データの正確さと信頼性は、米国特許第6,181,759号に記載された実施態様をはるかに凌ぐものである。さらに、本発明の好ましい実施態様は、このような能力の原子炉保護系への直接の組み入れを可能にするため、現行のホウ素希釈事故防止法に関連する運転および炉心設計解析上の制約に伴う費用を一掃できる。

【0030】

本発明は、臨界未満の炉心における K_{eff} の継続的な測定を目的とする、迅速応答自己給電型炉内検出器の信号の新規な利用に関わるものである。この自己給電型検出器の信号処理の特に新規なところは、自己給電型検出器で測定した信号の補正を、十分に実証された崩壊熱加熱関数に基づいて、その測定信号への核分裂生成物ガンマ線の寄与分を除去するように行う点である。

【0031】

本発明の特定の実施態様について詳しく説明したが、当業者は、本開示書全体の教示するところに照らして、これら詳述した実施態様に対する種々の変更および代替を想到できるであろう。したがって、ここに開示した特定の実施態様は説明目的だけのものであり、本発明の範囲を何らも制約せず、本発明の範囲は添付の特許請求の範囲に記載の全範囲およびその全ての均等物である。

【図1】

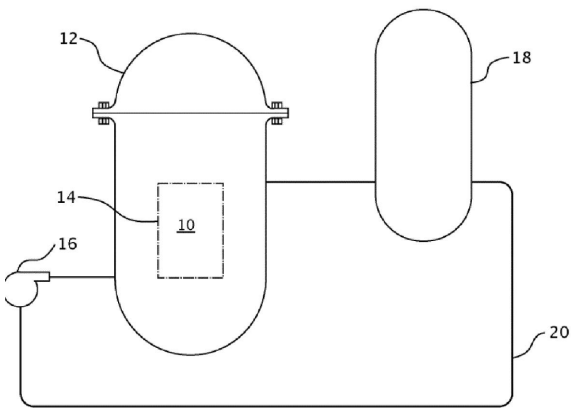


図1 先行技術

【図2】

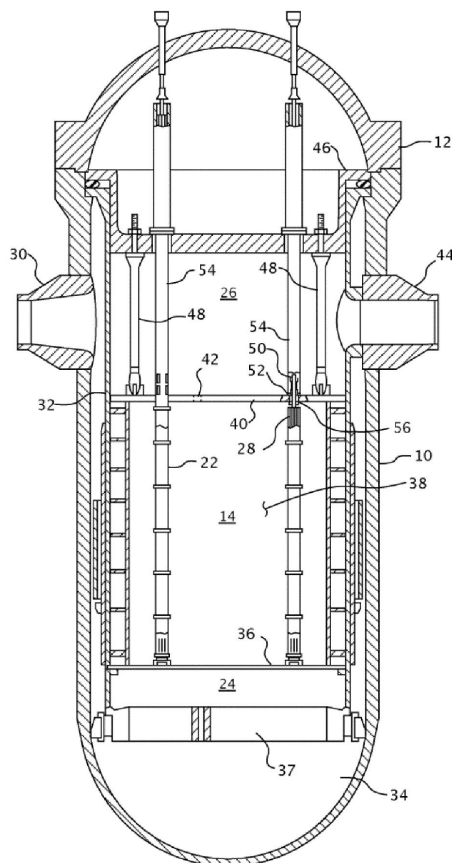


図2 先行技術

フロントページの続き

(56)参考文献 特開平06-059045(JP,A)
特開平06-194493(JP,A)
特開2001-033581(JP,A)
特開2010-249618(JP,A)
特表2012-511726(JP,A)
米国特許出願公開第2013/0083879(US,A1)

(58)調査した分野(Int.Cl., DB名)

G21C 17/00
G21C 7/22
G21C 17/02
G21C 17/10
G21C 17/12