

無動力原子炉冷却システムの提案

東北大学 流体科学研究所 圓山重直
(2012/10/02 作成)

概要

原子炉が外部電源喪失時で外部動力がない状態で、運転員が待避した状態でも自動的に原子炉を冷却し、かつ 10 年以上その冷却を続けて自動的に停止するシステムを提案した。

このシステムは、耐震構造の空冷冷却塔と原子炉の崩壊熱で発電とポンプ動力を生み出す蒸気タービン等で構成されている。本装置は、既存の原子炉にも取り付けることが可能であり、今後、原子炉の多様な安全性を確保する上で必要不可欠な装置となる可能性がある。全面稼働停止までの国内の原子炉の安全運用や海外の原子炉の安全性向上にも必要な装置となりうる。

1. はじめに

2011 年 3 月 11 日に発生した、福島第一原子力発電所（以下福島原発という）の事故は原子炉の重大事故発生が起きないという定説をくつがえした。これまで、「原子炉の中で、ウランが核分裂してできる放射性物質は、発電所の外へ影響を与えないように、5 つの壁で閉じこめられている」と言われてきた。この「神話」が今回の事故でもろくも崩れ去ったのは、承知の通りである。

この事故は、地震と津波による長期停電がきっかけとなり、炉心の崩壊熱で炉心破壊にまで至っている。つまり、長期の停電が発生すると福島原発のような事故は全ての原子力発電所で発生する可能性がある。例えば、テロや戦争で送電が長期間ストップした場合や、非常用発電設備への燃料や運転人員が遮断されれば、自然災害が起きなくても原子炉は簡単に破壊に至ることが証明された。また、複数の原子炉が配置されている原子力発電所では、いずれかの原子炉が破壊されて高汚染放射能が環境に出た場合、作業員が長期間原子力発電所に立ち入れないので、その他全ての原子炉が炉心崩壊を発生する可能性がある。

歴史的には、東日本大震災規模の地震と津波は千年に一度の頻度で発生すると言われている。しかし、世界各国の歴史で千年間戦争が発生しない国はほとんどない。一般には数十年に 1 度以上の戦争を経験している。世界各国に稼働中もしくは休止中の原子力発電所が戦争やテロで長期給電が停止すると、同様な事故を起こす確率は極めて高い。

火力発電所などの従来型の発電設備は、機器が破損したり、操作人員がいなくなったりすると自動的に停止し、燃料の補給がなければそれ以上環境に悪影響を及ぼさない。しかし、原子力発電所は常に操作人員がいて、電力が外部から供給されることを前提にあらゆる安全システムが設計されている。

原子炉の冷温停止には外部からの電力供給が不可欠だけでなく、それを維持するためには長期にわたり炉心冷却が必要である。原子炉をそのままの状態に保存した場合、何もしなくても炉心が破壊されない時間は、原子炉停止後 10~30 年の長期に及ぶ。その間、戦争や大災害等で原子炉の供給電力や運転作業員が途絶えることは十分考えられる。現在の原子炉はこのような場合を想定しておらず、外部の妨害に対して脆弱であると言わざるを得ない。福島原発はこのことを地震と津波という自然災害を通じて証明したことになる。

福島原発の事故により、原子炉を自動的に停止させて、外部からの支援がなくとも 10 年以上炉心を冷

却するシステムが不可欠であることが明らかとなった。そのシステムは、新設の原子炉だけでなく既存の原子炉でも不可欠な装置となることが予想される。また、原子炉の主要機器が動作していれば、外部からの電力や燃料・人的支援がなくても自動的に炉心を冷却し続けるシステムが必要である。また、原子炉が停止して 100°C以下に維持されているいわゆる冷温停止状態の原子炉でも長期の電力供給がない場合は同様な事故が起こる。

著者らは福島原発事故以来、原子炉の熱流動解析と分析を行い、その早期収束に向けた提言を行ってきた。それらはホームページで公開されている [1]。また、福島原発の事故課程をわかりやすく小説にまとめた [2]。本提案はこれらの熱流動解析の過程で生まれたもの [3]、[4] で、長期にわたり電力供給や作業員の運転がなくても原子炉を安定的に冷却するシステムを提案する。なお、この提案は特許出願中 [5] である。

文献

- [1] 福島第一原子力発電所事故の熱解析と収束プランの提案、<http://www.ifs.tohoku.ac.jp/maru/atom/>
- [2] 円山翠陵、小説 FUKUSHIMA、養賢堂
- [3] 円山重直、無動力原子炉冷却システムの提案、原子力アイ Vol.57.No.9, pp.33-36, (2011).
- [4] 円山重直、無動力原子炉冷却システムの可能性日本機械学会熱工学コンファレンス 2011 講演論文集, pp. 167-168, (2011).
- [5] 特願 2011-127497、無動力原子炉冷却システム

2. 崩壊熱の時系列変化

本提案は、外部電力が得られず、作業員がいなくても原子炉が自動的に完全停止して崩壊熱が十分減少する 10 年から 30 年間炉心を無動力冷却する安全システムを提案するものである。

図 1 は、福島第 1 原発 2 号機が停止してから炉心が放出する崩壊熱の推定量とその累積エネルギーである。ただし、崩壊熱は次式に従うものとする。

$$\frac{P(t)}{P_0} = 0.066 \left[t^{-0.2} - (t_s + t)^{-0.2} \right] \quad (1)$$

ここで、 P は崩壊熱[W]、 P_0 は通常運転時の原子炉熱出力[W]、 t は原子炉停止からの経過時間[s]、 t_s は燃料棒使用時間[s]である。福島原発 2 号機では原子炉の使用履歴から $t_s=1.86$ 年と見積もった。崩壊熱の詳細は著者らのレポート<http://www.ifs.tohoku.ac.jp/maru/atom/> 内のHTC Rep.1.5 (以下[Rep.1.5]と標記する)に記載されている。

原子炉停止（スクラム）直後は非常用復水器や原子炉隔離時冷却設備が作動するので、約 10 時間後の放熱量 14MW を本システムで冷却することを想定する。また、10 年後の崩壊熱は 100kW、30 年後は 30kW なので、そのような小熱量でも動作するシステムが必要である。つまり、原子炉隔離時冷却設備停止直後の大出力から 10~30 年後の小出力の熱を扱い、かつ無人で動作する信頼性のあるシステムが必要となる。その間、外部電力や燃料の補給がなくても動作する必要がある。

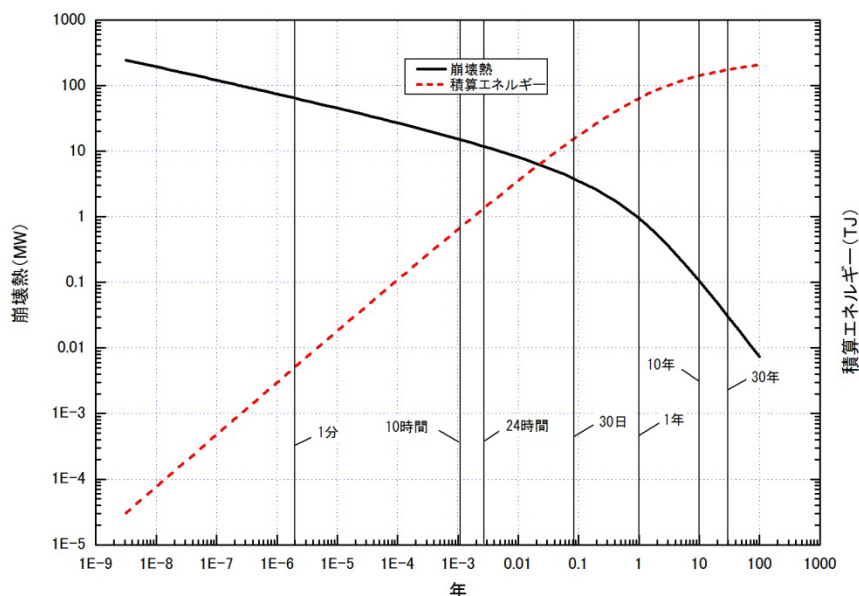


図1 原子炉炉心の崩壊熱の時間変化とその積算エネルギー
(福島原発2号機、電気出力784MWを想定)

3. 無動力冷却システムの概要

上記課題を解決するために、原子炉の炉心の蒸気を自然対流で冷却するシステムを提案する。本提案は、図2に示すように、原子炉の主蒸気管の1系統から分岐された①蒸気パイプ、比較的高圧の蒸気で駆動される②高圧タービン、それに直結する③凝縮液ポンプと④発電機、低圧の蒸気で作動する⑤低圧タービンと⑥発電機、免震構造で支えられた⑦蒸気凝縮塔または空冷冷却塔、それに収納された⑧自然対流熱交換機、⑨凝縮管ヘッダー、原子炉給水管の1系列に合流する⑩給水管、⑪真空ポンプと⑫放射性ガス浄化装置、水素除去装置、⑬蓄電池、⑭小流量凝縮水輸送用ポンプ、⑮隔離機械室、⑯コントロールユニット、⑰サーモサイフォン無動力炉心冷却器、および、各種バルブで構成される。

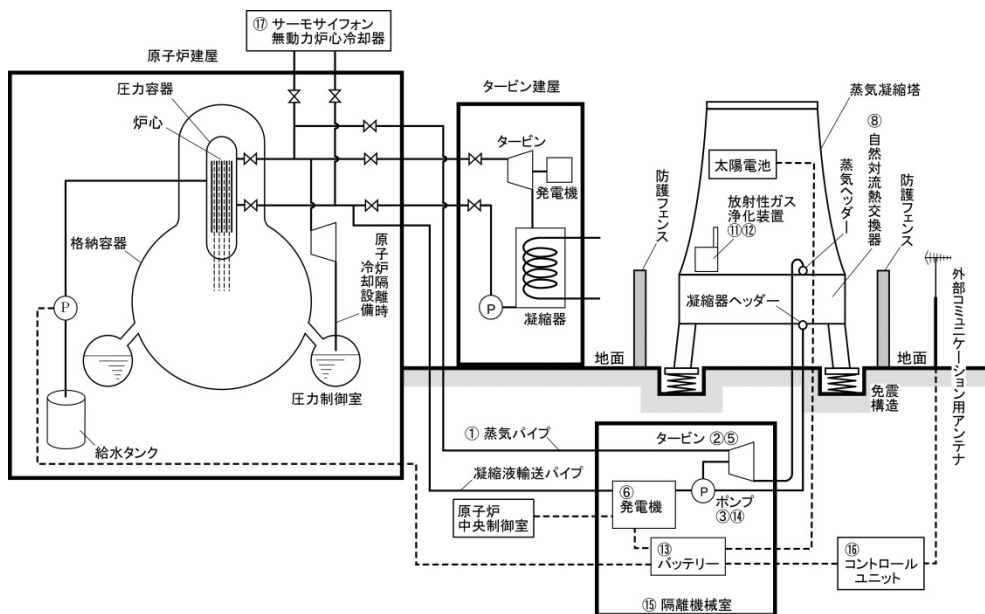


図2 無動力原子炉冷却装置

原子炉隔離時冷却設備停止直後の压力容器は比較的低温であると予想されるが、崩壊熱が蓄積し 200°C 程度になると蒸気パイプの分岐管バルブが開き、炉心蒸気が蒸気パイプを通り地下配管を經由して高圧タービンに流入する。蒸気配管及び給水配管は耐震性と津波、テロなどの人為的妨害などを考慮して地下配管として安全性を確保する。隔離機械室も完全水密構造にして地下に配置される。高圧タービンは送液ポンプを直接駆動してさらに発電機も駆動する。発電機の電力は制御室に送られ、停電中の補助電源としてシステムの健全性を維持する。高圧タービンは炉心の発熱量が大きいときに使用されるが蒸気流量が減少するとバルブが自動閉鎖して、蒸気は低圧タービンに送られる。このタービンは、発電機と接続し電池に充電する。その電力は小流量の凝縮液送液ポンプの駆動に使用される。この段階では、制御室等に電力を供給しない。

10 年以後の炉心冷却装置のバックアップとして、原子炉建屋屋上もしくは原子炉より高い位置にある場所に自然対流とサーモサイフォンを応用した炉心冷却システムも装着する。これは、小流量ポンプが作動しなくなったとき、自然対流フィンがついた凝縮管に炉心蒸気を導き、凝縮水は重力で炉心に戻るシステムであり、動力を一切必要としない。

図 3 に示す蒸気凝縮塔は免震基礎上に建設される。蒸気パイプ、および、凝縮液輸送パイプは凝縮塔の揺れにも対応できる構造とする。この凝縮塔は自然対流で炉心の崩壊熱を除去する本提案の中心となるもので、炉心からの蒸気の凝縮熱で自然対流を起こし、炉心を冷却する。蒸気凝縮塔の熱交換器は津波による被害を防ぐために空気取り入れ口を地上約 10m に設置する。冷却塔の周りには津波と瓦礫流入による凝縮塔の破損を防ぐために防護フェンスを設置する。熱交換器上部と下部には、人為的破壊行為や落下物から熱交換器を守るための防護フェンスを設置する。凝縮塔上部は煙突効果で空気を吸い出すための構造物で熱交換器上部から約 30m の高さを有する。凝縮塔の中には炉内の非凝縮性ガスを抜気して放射能を浄化し大気に放出する小型システムを設置する。

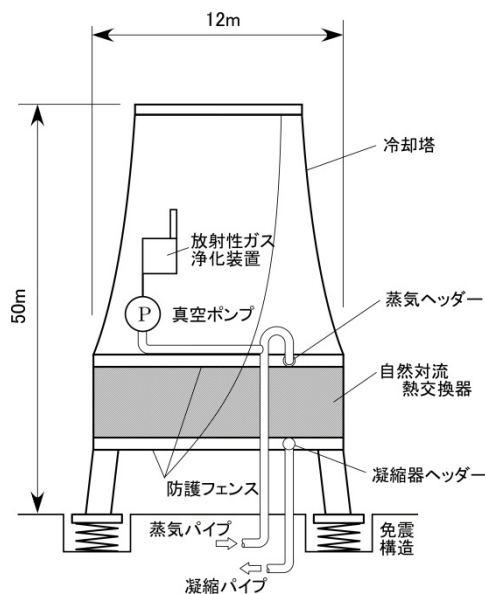


図3 蒸気凝縮塔

4. 自然対流熱交換器

図3に示す蒸気凝縮塔または空冷冷却塔は免震基礎上に建設される。この冷却塔は自然対流で炉心の崩壊熱を除去するもので、炉心からの蒸気の凝縮熱によって発生する自然対流で炉心の蒸気を冷却・凝縮させる。冷却塔の煙突高さは30m程度を想定している。この塔の下部に設置される熱交換器は津波による被害を防ぐために空気取り入れ口を地上約10mに設置する。凝縮塔は30年間補修なしでも使用できるものとする。

自然対流熱交換器は、無動力で長期の崩壊熱除去に有効である。自然対流熱交換器の一例を図3に示す。この熱交換器は1×2mの平板フィンを30mmピッチで配置し、通風断面2×2m、6段で高さ約7mのユニットである。フィンは厚さ1mmの鋼板を想定した。強度と人為的な攻撃に備えて最下段と最上段のフィンは厚さ3mmとした。フィンを通る凝縮管の配管は直径30mmを想定した。フィンの材料としては、亜鉛メッキ鋼板またはガルバリウム鋼板が考えられる。フィンは、熱的特性や重量を考えるとアルミ製とすることも考えられる。しかし、アルミは大規模火災では燃焼するので鋼板製フィンの方がより適していると考えられる。本熱交換器は温度によって伸縮するので、そのための上下方向の隙間を十分に取る。

上方の蒸気ヘッダーで分岐された蒸気は凝縮管を流下して凝縮液となる。凝縮液は液だめに集められて収集管にまとめられる。このユニットは幾つかの集合体としてまとめられ、そこには圧力センサーと遮断弁が付随する。何らかの故障で熱交換器にもれや閉塞が生じたとき、圧力センサーが感知して、遮断弁で系統より隔離する。熱交換器の大きさは、余裕を持って設計する。

5. 本システムの動作例

本装置の実施例としてBWR（沸騰水型）福島原発2号機（電気出力784MW）を想定する。原子炉はBWRだけでなくPWR（加圧水型）もあり、出力も多様ではあるが、基本的な動作例は同様である。

原子炉が何らかの理由で緊急停止（スクラム）すると、制御棒が上がり臨界が停止する。炉心とタービンを結ぶ主蒸気管と給水管が遮断され、電力が外部から得られる場合または非常電源が作動している場合は、非常用炉心冷却設備が作動し緊急の冷却を行い、残留熱除去設備で外部からの海水を熱交換器で循環し、炉心の水と熱交換することによって炉心の冷却が行われる。

電源が得られないときは、非常用復水器や原子炉隔離時冷却設備が作動して圧力制御室の水が高温になり飽和するまで炉心を冷却する。外部から電力の供給がない場合は、一定時間の後非常用冷却設備が停止する。その後炉心の冷却は停止するが、その後で本システムが作動する。つまり、臨界停止 10 時間後の崩壊熱は図 1 から約 14MW なので、余裕を持って 30MW の最大冷却能力を設定する。もし原子炉隔離時冷却設備が作動している間に本体の非常電源が途絶える場合は、主蒸気管からバイパスで本装置のタービンに蒸気の一部を引き込み発電して原子炉本体の制御室電力を確保することも考えられる。

原子炉隔離時冷却設備停止した直後の炉心温度は、サブプレッションチャンバーの飽和温度で約 100°C であると推定されるが、その後崩壊熱で圧力が上昇し、200°C、15 気圧まで上昇する。その時、主蒸気管の 1 系統から分岐されたバルブが開き、本装置の蒸気パイプに流入する。流入蒸気は、高圧タービンを駆動し自然対流熱交換器に流入する。このとき、タービン内の断熱膨張で蒸気の温度は約 150°C に下がるよう設定する。この過程で最大 5MW のタービン出力が得られる。フィンチューブ型の熱交換器の凝縮管で空気と熱交換し、蒸気が凝縮する。蒸気で加熱された空気は凝縮塔の中で浮力を得て外部に排出される。その浮力によって熱交換器入り口の空気を吸引する。つまり、凝縮塔が煙突となり冷却空気を導入する。30MW の熱を吸収するためには、熱交換器の入り口直径は約 12m となる。

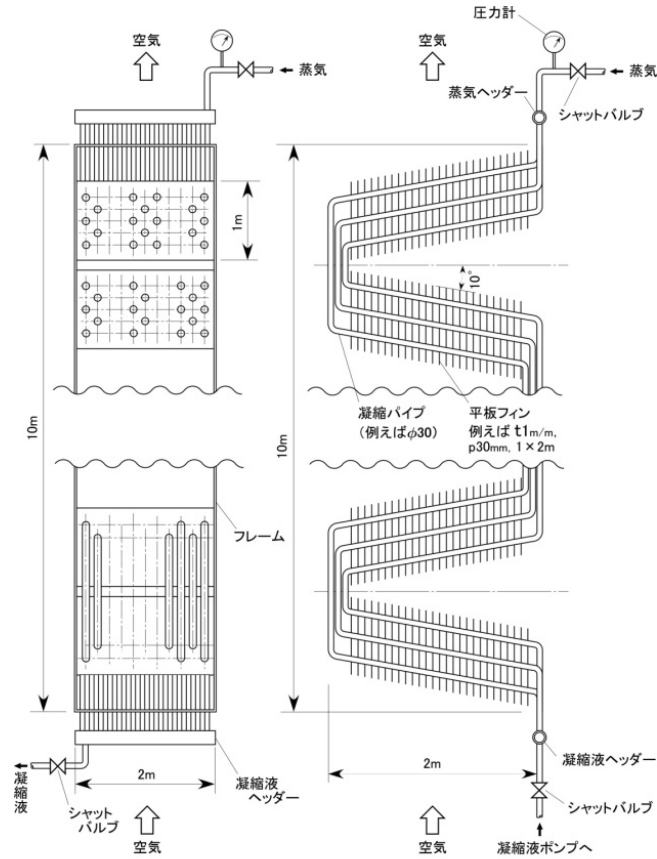
凝縮した水は高圧タービンと直結したポンプで主給水管の 1 系統を経由して炉心に導入される。本装置作動初期における水の流量は約 14 リットル/秒である。この凝縮水を送水する動力は 30kW 程度なので、タービン出力には十分余裕がある。その余剰エネルギーで発電機を回し、隔離機械室内とコントロールユニットの電池充電と主制御室の電源確保に使用する。高圧タービンが作動している間は、タービン入り口圧力を 15 気圧に保ち動作させる。1 年後炉心の発熱量が約 1MW に減少した時点で蒸气流路を低圧タービンに置き換える。

このときの凝縮水の流量は、0.5 リットル/秒である。低圧タービンの設定圧力は 120°C、2 気圧に設定する。蒸気圧を常に大気圧より大きくするのは炉心に空気が入り水素爆発するのを防ぐためである。また、凝縮塔上部に設置された真空ポンプ及び排気ガス浄化装置で常に非凝縮製ガスを連続的に取り出し、凝縮器内の性能を維持する。低圧タービンに接続された発電機は蓄電池に接続され、その電力で小型のポンプにより原子炉内に給水する。これらの過程で失われた水は、原子炉の水タンクから炉心に供給される。この装置は炉心発熱量が 100kW になる 10 年後まで動作させる。後半では蒸気は熱交換器に到達しないで凝縮する分もあるので、その凝縮水はバイパス管路を通してポンプに供給される。

それ以後も自立運転する場合は、凝縮塔に設置した太陽電池で蓄電池を充電し、小型のポンプで炉心注水を継続する。30 年後に炉心発熱量が 30kW に減少したときに、全てのバルブを閉鎖して、原子炉は自動停止する。また、小型ポンプが動作しなくなったときには、原子炉より上に設置されたサーモサイフォン冷却器で炉心の冷却を継続する。

上記プロセスは、10 年もしくは 30 年間完全に作業員が不在の場合に想定される最悪シナリオである。実際には上記動作プロセスの途中で保守点検を行う場合が多い。また、電源が回復すれば本来の炉心冷却設備を作動させることが出来る。

図 3 に示すように、凝縮塔下部にはフィンチューブ型の熱交換器が収納されている。熱交換器の 1 ユニットの図 4 に示す。この熱交換器で空気と熱交換し、蒸気が凝縮する。蒸気で加熱された空気は空冷冷却塔の中で浮力を得て外部に排出される。その浮力によって熱交換器入り口の空気を吸引する。つまり、冷却塔が煙突となり冷却空気を導入する。



自然対流熱交換機の一例 寸法は概略値(m)

図4 自然対流熱交換器ユニットの詳細図

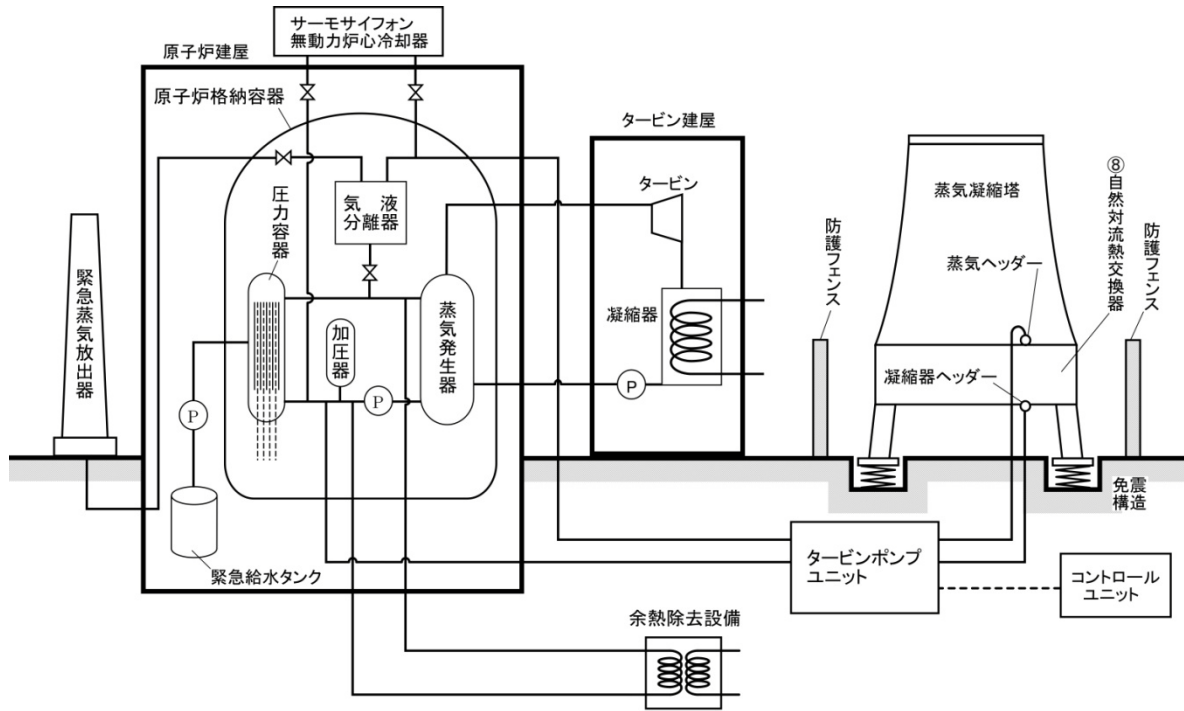
表1に熱交換器格段の温度や伝熱量を示す。この計算では図4の熱交換器内の浮力は考慮せず、高さ30mの冷却塔の煙突効果のみを流体駆動力としている。凝縮管の凝縮温度を150°C(4.5気圧)と設定し、フィン効率を考慮して伝熱面の平均温度は100°Cとした。凝縮熱交換器内の熱伝達率や圧力損失は文献[3]の推定式を使用した。30MWの熱を吸収するためには入り口空気温度40°C、前面面積4m²でフィンが5段の1ユニット当たりの放熱量は、表1より1.2MWとなる。図2に示す熱交換器が約25台必要となるから、熱交換器の入り口直径は約12mとなる。

表1 熱交換機の性能特性(外気温度40°Cと仮定)

	出口温度 (°C)	流速(m/s)	圧力差 (Pa)	熱伝達率 (W/m ² K)	伝熱量(MW)
5段	97.0	6.54	11.4	48.2	0.054
4段	94.4	6.46	11.2	47.9	0.101
3段	89.7	6.05	10.4	47.0	0.181
2段	85.8	5.82	10.0	46.2	0.322
1段	66.1	5.16	8.7	44.5	0.552

以上は(BWR)の場合であるが、本システムは加圧水型原子炉(PWR)にも装着可能である。その場

合、緊急停止した炉心の高温水から沸騰した蒸気として取り出す気液分離器を取り付ける必要がある。図5に、PWRに本装置を装着した場合の概略図を示す。



PWR原子炉無動力冷却装置

図5 加圧水型原子炉の無動力冷却実施例

6. まとめ

原子炉が外部電源喪失時で、作業員と外部動力がない状態でも自動的に原子炉を冷却し、かつ10年以上その冷却を続けて自動的に停止するシステムを提案した。このシステムは、耐震構造の空冷冷却塔と原子炉の崩壊熱で発電とポンプ動力を生み出す蒸気タービン等で構成されている。本システムには、自立充電システムと蓄電池および自立コントロールユニットが付随し、原子炉停止後長期間にわたり炉心の冷却を外部からの電力供給を受けず、かつ無人で自立運転可能な無動力原子炉冷却装置を実現する。

5段のフィン付き管熱交換器と直径12m、高さ30mの冷却塔により、外気温度40℃の場合でも、30MWの初期崩壊熱を冷却することが出来る。

本システムは、新規の原子炉だけでなく既存の沸騰水型および加圧水型原子炉にも取り付けることが可能であり、今後原子炉の多様な安全性を確保する上で必要不可欠な装置となる可能性もある。さらに、従来と全く異なる冷却システムを持つことは、原子炉をより安全に運用する重要な要素となる。