

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-添 1-046 改 01
提出年月日	2022年2月9日

VI-1-3-4 使用済燃料貯蔵槽の冷却能力に関する説明書

2022年2月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 目 次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価	2
3.1 評価方法	2
3.2 評価条件	3
3.3 評価結果	7
4. 燃料プール冷却系	12

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 26 条及び第 69 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、使用済燃料貯蔵槽（以下「燃料プール」という。）で貯蔵し得る容量を踏まえた発熱量に対する冷却能力（スプレーによる燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減を含む）について説明するものである。

なお、通常運転時の冷却能力に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、重大事故の発生防止等のために設置する燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）又は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）により燃料プールに貯蔵される燃料体等の冷却が可能であること、重大事故時に燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、環境への放射性物質の放出をできる限り低減することを説明する。

## 2. 基本方針

技術基準規則第 69 条第 1 項及びその解釈に基づき、燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）又は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）により燃料体等の崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る注水を行うことで燃料プール内の燃料体等を冷却できる設計とする。

また、技術基準規則第 69 条第 2 項及びその解釈に基づき、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）又は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）により、燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回る量の水又は海水を燃料プール内燃料体等に向けてスプレーする設計とする。これにより、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和するとともに、蒸発量を上回るスプレーは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

燃料プールのスプレー系（可搬型スプレーノズル）又は燃料プールのスプレー系（常設スプレーヘッド）による注水量及びスプレー量と比較する蒸発量の評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「有効性評価ガイド」という。）を参考に、通常の冷却機能又は注水機能を喪失した場合の、原子炉停止後に最短時間で取り出した全炉心分の燃料体が一時的に保管された燃料プールの熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を用いることとする。

### 3. 評価

#### 3.1 評価方法

燃料プール水の蒸発量に対し、燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）からの注水量及びスプレイ量が上回ることを確認する。

燃料プールの熱負荷（燃料取替のために原子炉から燃料プールに取り出した燃料体から発生する崩壊熱，過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計）による，燃料プール水の蒸発量は以下の式で求める。なお，顕熱による冷却は保守的に考慮せず，蒸発潜熱のみによる冷却を考慮する。

$$Q = (3600 \times q) \div (\gamma \times h)$$

ここで， $Q$ ：蒸発量（ $\text{m}^3/\text{h}$ ）

$q$ ：燃料プールの熱負荷（ $\text{kW}$ ）\*

$\gamma$ ： $100^\circ\text{C}$ の水の密度（ $=958\text{kg}/\text{m}^3$ ）

$h$ ： $100^\circ\text{C}$ の飽和水蒸発潜熱（ $=2256.9\text{kJ}/\text{kg}$ ）

\*原子炉運転中及び停止中の燃料プールの熱負荷については表 3-2 及び表 3-3 に記載

### 3.2 評価条件

燃料プールの熱負荷（崩壊熱）は、有効性評価ガイドを参考に、以下の条件とする。

- a. 燃料プールには、貯蔵されている燃料体等の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。
  - ・燃料プールの熱負荷としては、燃料取替のために原子炉から燃料プールに取り出した燃料（全炉心分）から発生する崩壊熱と、過去の燃料取替で取り出された使用済燃料から発生する崩壊熱の合計値を想定する。使用済燃料の崩壊熱の評価条件として、崩壊熱が高くなるように燃料取り出し直後の状態を考慮する。
  - ・原子炉を停止してから燃料プールへの燃料体の取り出しが完了するまでの期間は、施設定期検査の主要工程及び実績を踏まえて保守的に10日とする。
  - ・施設定期検査ごとに約1/4炉心分（9×9燃料（A型）の平衡炉心における燃料集合体取替体数124体）の使用済燃料が燃料プールに取り出されるものとする。
- b. 使用済燃料の崩壊熱については、燃料組成、燃焼度等を考慮して設計に基づき適正に評価する。
  - ・1サイクルの運転期間は13ヶ月、使用済燃料の取出平均燃焼度を45GWd/t、燃料取替のために原子炉から燃料プールに取り出した燃料の平均燃焼度は33GWd/tとし、表3-1、表3-2及び表3-3のとおりとする。
  - ・「a.」及び「b.」の条件に基づく熱負荷（崩壊熱）を、表3-1、表3-2及び表3-3に示す。

崩壊熱に関しては、ORIGEN2コードにて求めた。なお、評価に用いる解析コードの検証及び妥当性確認等の概要については、VI-5「計算機プログラム（解析コード）の概要」に示す。

（燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）の冷却能力の評価）

#### (1) 注水時

大量送水車からの燃料プールへの注水流量が崩壊熱による蒸発量を上回ることを確認する。

#### (2) スプレイ時

燃料プール内での輻射や蒸気の対流による伝熱を考慮し、燃料プール内燃料体等に向けて、熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回るスプレイ水が入ることを確認する。燃料損傷時にできる限り放射性物質の放出を低減することについても、スプレイ量が熱負荷（崩壊熱）による蒸発量を上回ることを確認する。

可搬型スプレインズルを使用した、燃料プール内燃料体等に向けたスプレイに関しては、可搬型スプレインズルの噴射幅、首振り角度を考慮したスプレイ分布と、可搬型スプレインズルの設置位置、燃料プール形状・寸法を比較して評価する。

常設スプレイヘッドを使用した燃料プール内燃料体等に向けたスプレイに関しては、常設スプレイヘッドの設置位置、燃料プール形状・寸法を模擬した試験設備で実施したスプレイ試験の結果より評価する。

表 3-1 崩壊熱評価条件

	原子炉運転中	原子炉停止中
1サイクル運転期間	13ヶ月	13ヶ月
停止期間*1	50日	50日
使用済燃料体数	2958体*2	2958体*3
施設定期検査時取出燃料体数	—	560体*3
評価日	運転開始直後	原子炉停止10日後*4

注記\*1：過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績を踏まえ日数を設定した。

\*2：燃料プールの最大貯蔵量（3518体）から1炉心分の燃料（560体）を除いた体数（2958体）が貯蔵されているものとする。

\*3：燃料プールの最大貯蔵量（3518体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（560体）＋使用済燃料（2958体））されているものとする。

\*4：過去の全燃料取出完了日の実績に余裕をみた日数を設定した。

表 3-2 燃料取出スキーム (原子炉運転中)

燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度 (GWd/t)	崩壊熱 (MW)
23サイクル冷却済燃料	23× (13ヶ月+50日) +50日	106体	45	0.019
22サイクル冷却済燃料	22× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.022
21サイクル冷却済燃料	21× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.023
20サイクル冷却済燃料	20× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.023
19サイクル冷却済燃料	19× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.024
18サイクル冷却済燃料	18× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.024
17サイクル冷却済燃料	17× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.025
16サイクル冷却済燃料	16× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.025
15サイクル冷却済燃料	15× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.026
14サイクル冷却済燃料	14× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.027
13サイクル冷却済燃料	13× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.027
12サイクル冷却済燃料	12× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.028
11サイクル冷却済燃料	11× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.029
10サイクル冷却済燃料	10× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.030
9サイクル冷却済燃料	9× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.031
8サイクル冷却済燃料	8× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.033
7サイクル冷却済燃料	7× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.035
6サイクル冷却済燃料	6× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.037
5サイクル冷却済燃料	5× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.042
4サイクル冷却済燃料	4× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.049
3サイクル冷却済燃料	3× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.063
2サイクル冷却済燃料	2× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.094
1サイクル冷却済燃料	1× (13ヶ月+50日) +50日	124体	45	0.171
施設定期検査時 取出燃料	50日	124体	45	0.684
合計 (使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料)		2958体	—	1.592

表 3-3 燃料取出スキーム (原子炉停止中)

燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃焼 度(GWd/t)	崩壊熱 (MW)
24サイクル冷却済燃料	24×(13ヶ月+50日)+10日	106体	45	0.018
23サイクル冷却済燃料	23×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.022
22サイクル冷却済燃料	22×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.022
21サイクル冷却済燃料	21×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.023
20サイクル冷却済燃料	20×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.023
19サイクル冷却済燃料	19×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.024
18サイクル冷却済燃料	18×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.024
17サイクル冷却済燃料	17×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.025
16サイクル冷却済燃料	16×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.026
15サイクル冷却済燃料	15×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.026
14サイクル冷却済燃料	14×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.027
13サイクル冷却済燃料	13×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.028
12サイクル冷却済燃料	12×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.028
11サイクル冷却済燃料	11×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.029
10サイクル冷却済燃料	10×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.030
9サイクル冷却済燃料	9×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.031
8サイクル冷却済燃料	8×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.033
7サイクル冷却済燃料	7×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.035
6サイクル冷却済燃料	6×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.038
5サイクル冷却済燃料	5×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.042
4サイクル冷却済燃料	4×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.050
3サイクル冷却済燃料	3×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.065
2サイクル冷却済燃料	2×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.098
1サイクル冷却済燃料	1×(13ヶ月+50日)+10日	124体	45	0.183
施設定期検査時 取出燃料	10日	560体	33	5.816
合計 (使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料)		3518体	—	6.767



### 3.3 評価結果

- a. 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）又は燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水

「3.1 評価方法」の式で求めた燃料プール水の蒸発量は、約  $11.3\text{m}^3/\text{h}$  であり、 $48\text{m}^3/\text{h}$  以上\*の補給能力を持つ大量送水車を設置することで、この蒸発量を上回る注水を確保できる。

図 3-3 及び図 3-4 に可搬型スプレイノズル及び常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水時の系統概要図を示す。

注記\*：本工事計画のうち、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール注水時の流量の下限値。

燃料プールに接続する配管の破断による水位低下に対しても、サイフォンブレイク配管の効果により漏えいは止まるため、大量送水車により蒸発量を上回る注水を実施することで、放射線の遮蔽に必要な水源を確保することができる。

- b. 燃料プールスプレイ系による燃料プールへのスプレイ

- (1) 可搬型スプレイノズル

「3.1 評価方法」の式で求めた燃料プール水の蒸発量は、約  $11.3\text{m}^3/\text{h}$  であるが、メーカ工場でのスプレイ試験に基づくスプレイ分布を可搬型スプレイノズル設置位置と燃料プール形状・寸法に照らし合わせた結果、可搬型スプレイノズルからのスプレイ量（約  $48\text{m}^3/\text{h}$ ）のうち、蒸発量を上回るスプレイ量（燃料プール南側からスプレイする場合：約  $\square\text{m}^3/\text{h}$ 、北側からスプレイする場合：約  $\square\text{m}^3/\text{h}$ ）を燃料プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で燃料プール内燃料体等に向けてスプレイし、輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

図 3-3 に可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

表 3-4 にスプレイ試験条件を、図 3-1 にスプレイ試験に基づくスプレイ分布を、図 3-2 に燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布を示す。図 3-2 により燃料プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。

表 3-4 スプレイ試験条件

項目	試験条件
スプレイ量 (霧状)	
スプレイ到達距離	
スプレイヘッド (ノズル) 必要圧力 (霧状)	
スプレイヘッド (ノズル) 仰角	
スプレイヘッド (ノズル) 自動旋回角度	
スプレイ時間	
測定用の容器	

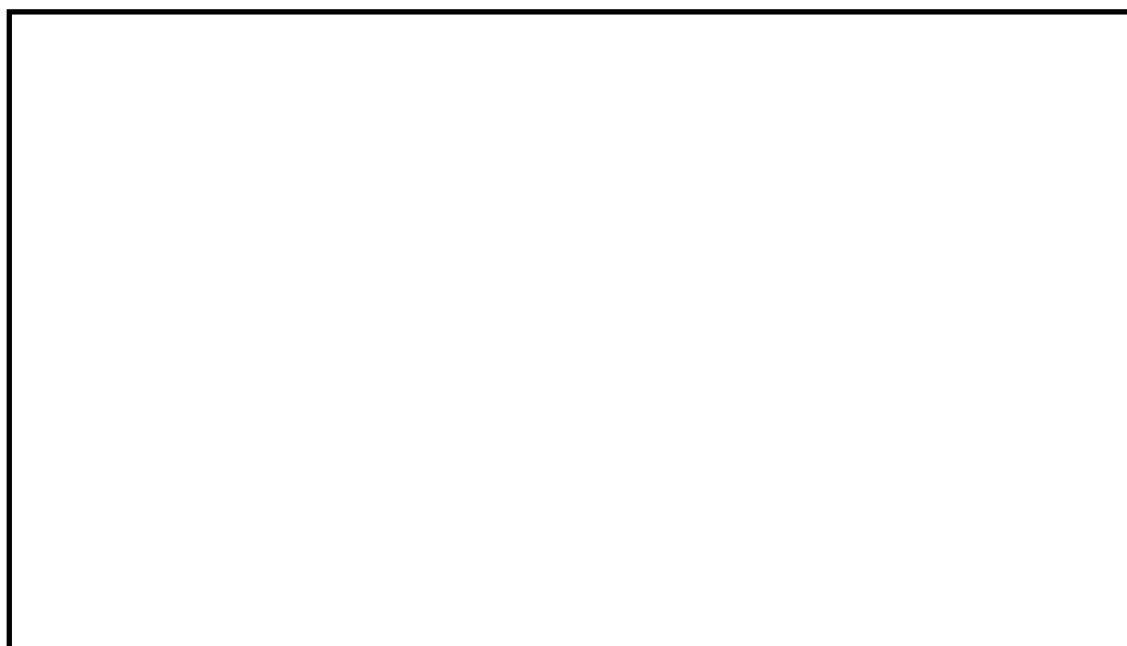


図 3-1 スプレイ試験に基づくスプレイ分布

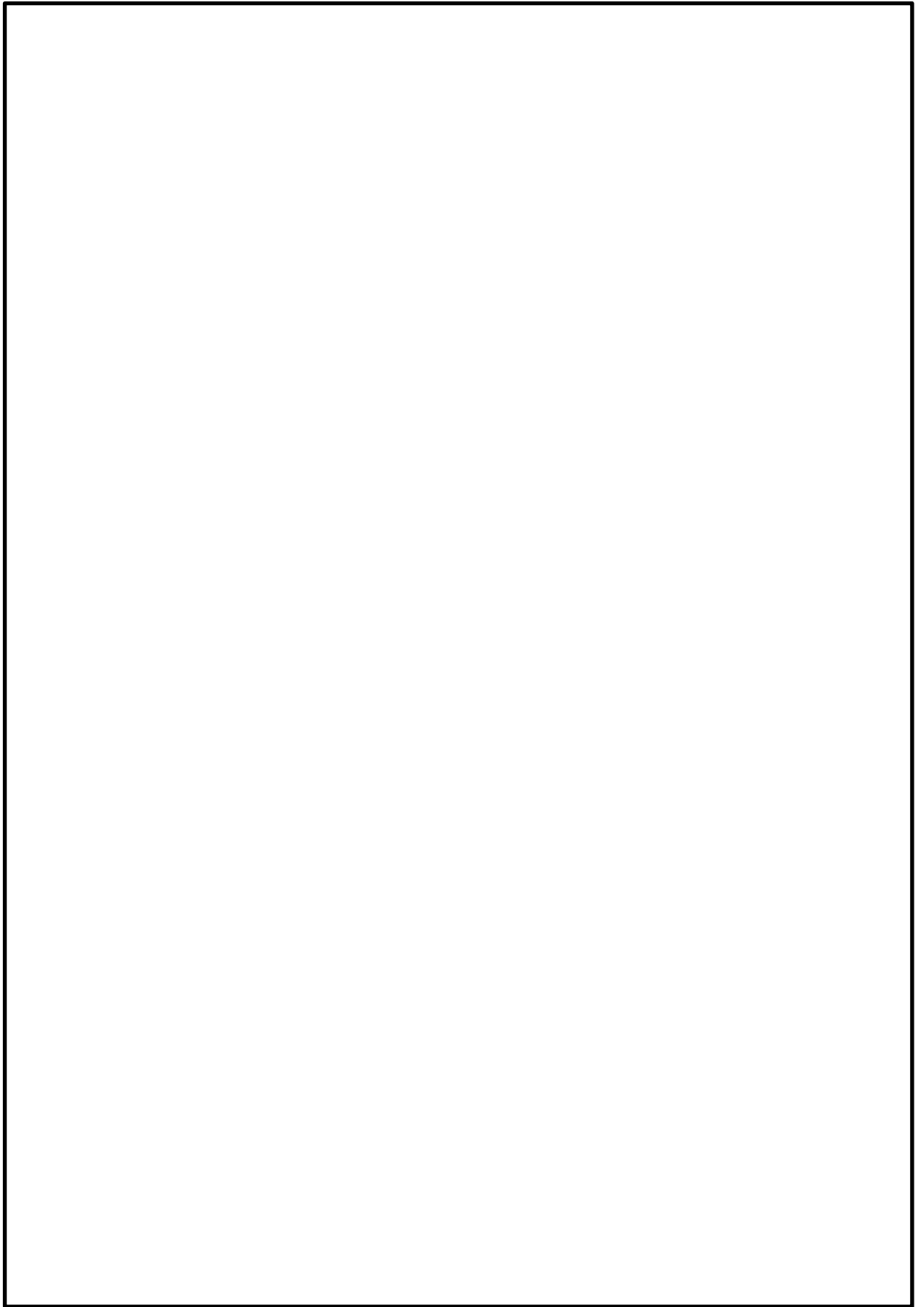


図 3-2 燃料プールにおける可搬型スプレイノズルの設置位置とスプレイ分布

## (2) 常設スプレイヘッド

取り出した直後の崩壊熱が大きい燃料について、分散配置（市松配置）して保管するため、常設スプレイヘッドを使用したスプレイにより、使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵される全燃料のうち、2炉心分の燃料が貯蔵されるエリアに対し  $\square$   $\text{l}/\text{min}/\text{m}^2$  以上、それ以外の全てのエリアに対しても  $\square$   $\text{l}/\text{min}/\text{m}^2$  以上のスプレイ量が確保できる。

なお、常設スプレイヘッドは燃料プールの内側に設置されており、燃料プールの外側に設置する可搬型スプレイノズル使用時と比べ、燃料プール外側へスプレイされる割合は小さいこと、また、常設スプレイヘッドのスプレイ量は  $120\text{m}^3/\text{h}$  であり、可搬型スプレイノズルの  $48\text{m}^3/\text{h}$  を上回っていることから、常設スプレイヘッドを使用したスプレイは可搬型スプレイノズルを使用した場合と同様に蒸発量を上回るスプレイ量を燃料プール内にスプレイできる。

蒸発量を上回る量で燃料プール内燃料体等に向けてスプレイし、輻射や蒸気の対流による伝熱により燃料体等から崩壊熱を除去することで、燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。蒸発量を上回るスプレイは、浮遊する粒子状の放射性物質を吸着し降下させる等の効果により、放射性物質の放出を低減する。

図3-4に常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへのスプレイ時の系統概要図を示す。

以上より、燃料プール内燃料体等に向けてスプレイすることが可能である。

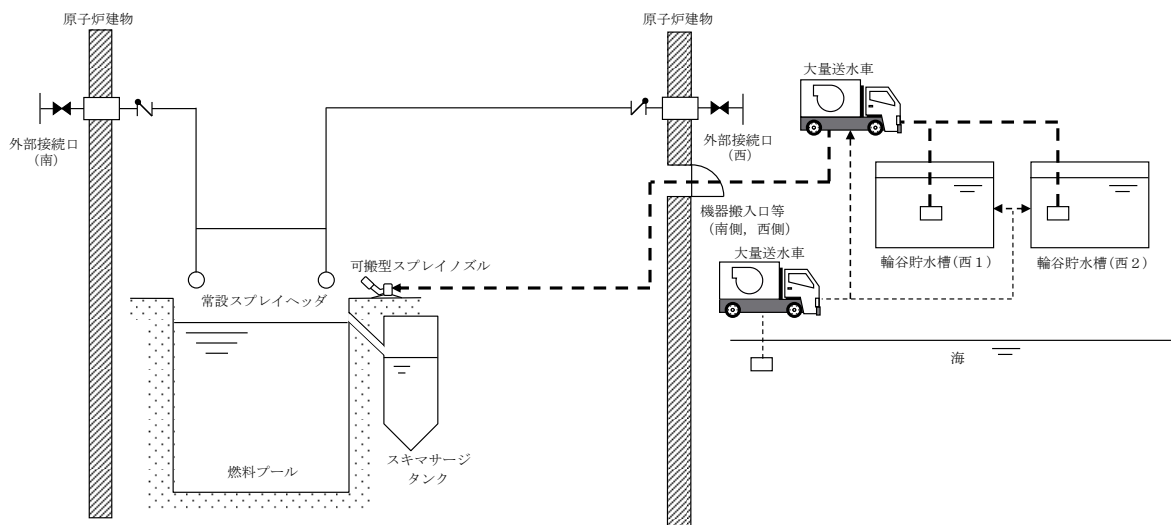


図 3-3 可搬型スプレイノズルを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ時の系統概要図

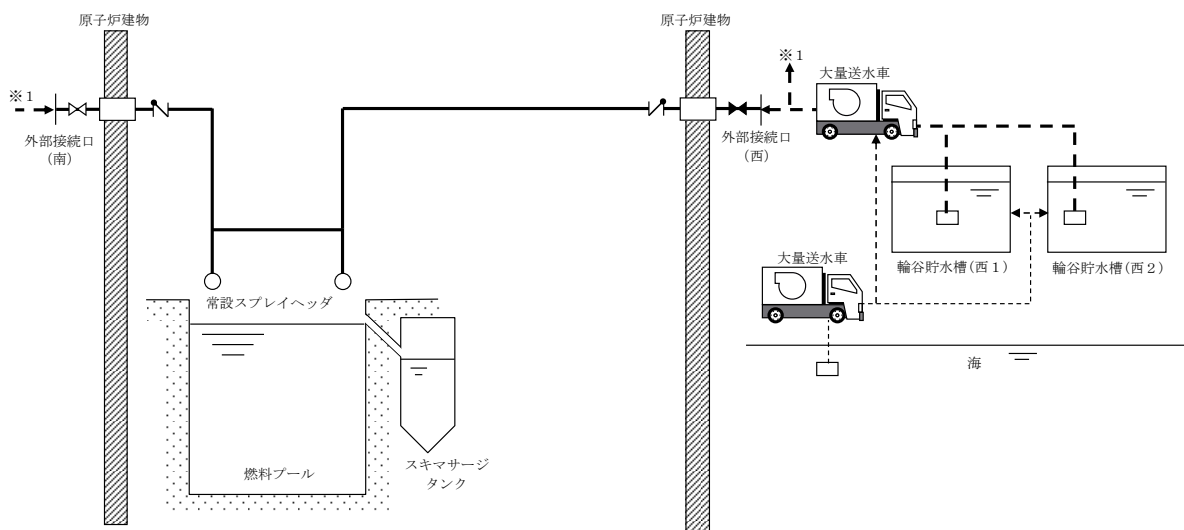


図 3-4 常設スプレイヘッドを使用した燃料プールへの注水及びスプレイ時の系統概要図

#### 4. 燃料プール冷却系

燃料プール冷却ポンプ及び燃料プール冷却系熱交換器は、設計基準対象施設として有する燃料プールの除熱機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却系を使用することで、燃料プールに貯蔵されている使用済燃料から発生する崩壊熱を除去できる設計とする。図4-1に原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系による燃料プール冷却時の系統概要図を示す。

重大事故等時において使用する燃料プール冷却系熱交換器の容量は、燃料プールの重大事故等時における使用時の温度66°Cを超えないように、燃料プール想定熱負荷1.59MWを原子炉補機代替冷却系から冷却水が供給される1個の熱交換器で除去できる設計とする。

また、燃料プール水を冷却可能な容量として、燃料プール冷却系熱交換器1個に対して198m<sup>3</sup>/hを送水可能な燃料プール冷却ポンプ（定格198m<sup>3</sup>/h/個）を重大事故等時において1個使用する設計とする。

燃料プール冷却系熱交換器及び燃料プール冷却ポンプの容量の根拠は、各機器の容量設定根拠に記載する。

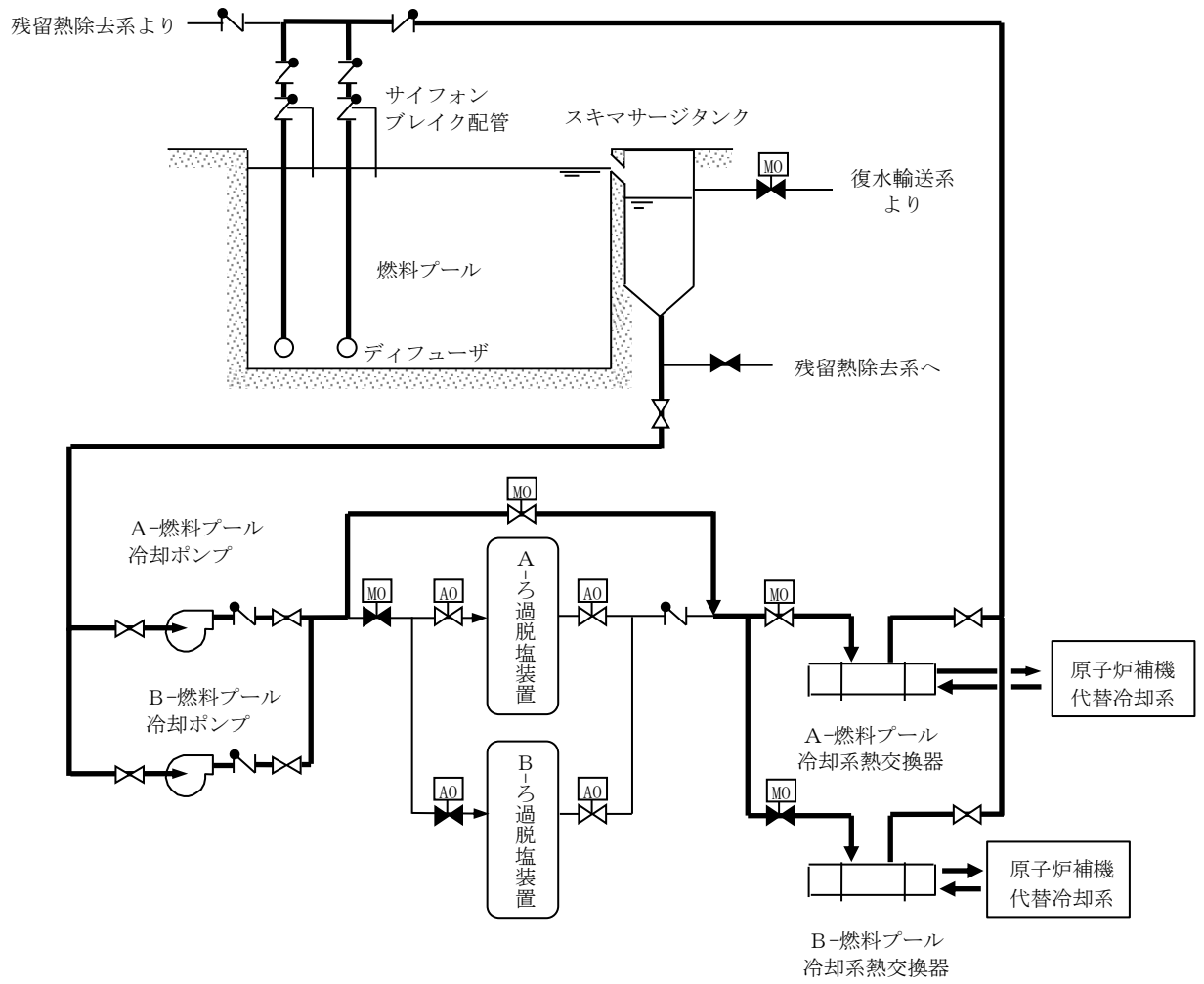


図 4-1 原子炉補機代替冷却系を使用した燃料プール冷却系による燃料プール冷却時の系統概要図